Wed. Sep 11, 2019

Room B

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

[1B_PL] Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

Chair:Tamotsu Kozaki(Hokkaido Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B_PL01] Overview of the Results of JAEA's Underground Research Laboretory Projects
*Takeshi Semba[1] (1. JAEA)

[1B_PL02] Research and Development at Underground Research Laboratories by RWMC
*Masato Kobayashi[1] (1. RWMC)

[1B_PL03] Research and Development at Underground Research Laboratories by CRIEPI
*Ryuta Hataya[1], Yasuharu Tanaka[2], Takuma Hasegawa[3] (1. CRIEPI, 2. CRIEPI, 3. CRIEPI)

[1B_PL04] Overview of International Cooperative Project utilizing Foreign U.R.L. and Expectations for the Future
*Kiyoshi Fujisaki[1] (1. NUMO)

[1B_PL05] Discussion

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1G_PL] Issues and future tasks related to the evaluation of source terms

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G_PL01] Severe accident analysis and source terms
*Mitsuhiro Kajimoto[1] (1. NRA)

[1G_PL02] Unexplained point of Fukushima Dai-ichi accident related to source terms
*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[1G_PL03] Issues on safety research related to source terms
*Hideo Nakamura[1] (1. JAEA)

Room I

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

[1I_PL] Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I_PL01] Current Status of International Safeguards for Nuclear Fuel Cycle and R&Ds Needs
*Masato Hori[1] (1. JAEA)

[1I_PL02] R&Ds for Nuclear Non-proliferation and Safegurads on future reactors and nuclear fuel cycle
*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1J_PL] Situation and issues concerning Small Modular Reactor (SMR)

Chair:Akito Oizumi(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J_PL01] Reactor physics in SMR development
*Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

[1J_PL02] SMR development overview
*Kazuaki Kito[1], Yoshitaka Kimura[2], Kazuhito Asano[3] (1. Hitachi-GE, 2. MHI, 3. TOSHIBA ESS)

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Computational Science and Engineering Division

[1K_PL] Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[1K_PL01] Simulation Credibility and Uncertainty Quantification
*Kotaro Nakada[1] (1. TOSHIBA ESS)

[1K_PL02] Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification
*Yoshiro Kudo[1] (1. TEPCO HD)

[1K_PL03] Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation
*Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

Room M

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1M_PL] Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

Chair:Hiroyuki Toyokawa(AIST)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M_PL01] Introduction to Geant4 and its application developments
*Tsukasa Aso[1] (1. Univ. of Toyama)

[1M_PL02] Application of Monte Carlo simulation in J-PARC accelerator system
*Kazami Yamamoto[1] (1. JAEA)

[1M_PL03] Muon accelerator
*Haruo Miyadera[1] (1. TOSHIBA ESS)

Room N

Planning Lecture | Over view Report | The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[1N_PL] Research developments using excellent properties of Lasers IV

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N_PL01] kW-class laser cleaning for steel structure maintenance and decontamination
*Kazuhisa Fujita[1] (1. GPI)

[1N_PL02] Remote laser analysis technique in severe environments
*Hironori Ohba[1] (1. QST)

[1N_PL03] Development of Laser cutting technology of thick steel plates for nuclear facilities
*Koji Tamura[1] (1. QST)

Room O

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Subcommittee

[1O_PL] Basian Approach to Risk Assessment

Chair:Yu Maruyama(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O_PL01] Bayesian Approach to Risk Quantification
*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL02] Bayesian estimation of reliability parameters
*Tomoaki Yoshida[1] (1. CRIEPI)

[1O_PL03] Bayesian Approach for Fragility Estimation
*Takashi Takata[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL04] Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis
*Xiaoyu Zheng[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Sep 11, 2019

Room A

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

[1A01-03] Solid Waste Treatment 1

Chair:Takayuki Nagai(JAEA)
10:00 AM - 10:50 AM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[1A01] Improvement of Water Durability of Lead Borate Glass By Addition of SiO_2

*Takumi Shimakura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. CRIEPI)
10:00 AM - 10:15 AM

[1A02] Study on Composition of Lead-borate Glass for the Aluminum Vitrification Process

*Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. CRIEPI)
10:15 AM - 10:30 AM

[1A03] Examination of stabilization treatment method of radioactive aluminum waste

*Misaki Seki[1], Koji Ishikawa[2], Hiroshi Nagata[1], Kaoru Ohtsuka[1], Takazumi Ohmori[1], Yumi Suzuki[2], Atsushi Tanaka[2], Tomohiko Kawakami[2], Hiroshi Ide[1], Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA, 2. KAKEN)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[1A04-07] Solid Waste Treatment 2 and Utilization of Radiation

Chair:Hirohide Kofuji(JAEA)
10:50 AM - 12:00 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[1A04] Development on volume reduction technology of high dose used ion exchange resin

*Tomokazu Sekine[1], Fuminori Sato[1], Kazuo Matsui[2], Hiromitsu Inagaki[2] (1. EBARA INDUSTRIAL CLEANING CO.,LTD., 2. CHUBU Electric Power Co.,Inc.)
10:50 AM - 11:05 AM

[1A05] Geopolymer solidification of decomposed ion exchange resin residue

*Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Tadashi Sasaki[1], Takao Ikeda[1], Masaki Takaoka[2] (1. JGC, 2. Kyoto Univ.)
11:05 AM - 11:20 AM

[1A06] Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method

*tadashi sasaki[1], Yuji Nagai[1], Mitsushi Motoyama[1], Takahiro Kikuchi[1], Takao Ikeda[1] (1. JGC Corporation)
11:20 AM - 11:35 AM

[1A07] Possibility of direct energy conversion from radiation to electricity using SiC Schottky system

*Kenji Yoshii[1], Tatsuo Fukuda[1], Hajime Tanida[1], Hideaki Shiwaku[1], Junichiro Kamiya[1], Yuichi Yamazaki[2], Takahiro Makino[2], Ohshima Takeshi[2], Tsuyoshi Yaita[1] (1. JAEA, 2. QST)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[1A08-12] Vitrification 1

Chair:Hinai Hiroshi(JAEA)
2:45 PM - 4:05 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[1A08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Fuminori Sato[1], Masahiro Mouri[2], Tsuyoshi Arai[2], Yasuo Saito[1] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech.)
2:45 PM - 3:00 PM

[1A09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)
3:00 PM - 3:15 PM

[1A10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Hirohide Kofuji[1], Yasunori Miyazaki[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Masayuki Takeuchi[1], Koichi Ohyama[1] (1. JAEA)
3:15 PM - 3:30 PM

[1A11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Takayuki Nagai[1], Kennichi Sasage[1], Takehiko Inose[2], Seiichi Sato[2], Kiyoshi Hatakeyama[3] (1. JAEA, 2. Inspection Development Co., 3. E&E Techno Service Co.)
3:30 PM - 3:45 PM

[1A12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Kenichi Sasage[1], Takayuki Nagai[1] (1. JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A13-17] Vitrification 2

Chair:Tomoyuki Sone(JAEA)
4:05 PM - 5:25 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[1A13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)
4:05 PM - 4:20 PM

[1A14] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)
4:20 PM - 4:35 PM

[1A15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1], Toshiki Fukui[1], Takeshi Tsukada[2], Hiroki Iwabuchi[3] (1. IHI, 2. CRIEPI, 3. JAEA)
4:35 PM - 4:50 PM

[1A16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*kohei oowaku[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI [2], Hiroki IWABUCHI[3], Takeshi TSUKADA[4] (1. JNFL, 2. IHI, 3. JAEA, 4. CRIEPI)
4:50 PM - 5:05 PM

[1A17] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Takahiro ISHIO[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI[2], Masayuki TAKEUCHI[3], Yoshihiro OKAMOTO[3], Takeshi TSUKADA[4] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. IHI Corporation, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Central Research Institute of Electric Power Industry)
5:05 PM - 5:20 PM

Room B

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

[1B01-03] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 1

Chair:Kazuhito Niwase(Hachinohe Inst. of Tech.)
10:00 AM - 10:50 AM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B01] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
*Yusuke Sagawa[1], Isao Yamagishi[2] (1. ART kagaku, 2. JAEA)
10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
*Makoto Arisaka[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2] (1. IRID, 2. JAEA)
10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
*Isao Yamagishi[1,2], Makoto Arisaka[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2] (1. IRID, 2. JAEA)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[1B04-07] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 2

Chair:Yoshihisa Kaneda(THC)
10:50 AM - 12:00 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B04] Gas diffusion effect on H_2 release caused by water radiolysis in geopolymers
*Vincent Cantarel[1], Makoto Arisaka[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)
10:50 AM - 11:05 AM

[1B05] Hardness in Electron Irradiated Metakaolin Based Geopolymer
*Thi-Chau-Duyen Le[1], Hysayuki Suematsu[1], Isamu Kudo[2,3], Thi-Mai-Dung Do[1], Tadachika Nakayama[1], Koichi Niihara[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology, 2. Technology Development Center, Nagaoka University of Technology, 3. ADVAN ENG. co.,ltd)
11:05 AM - 11:20 AM

[1B06] Study on Solidification of Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment by Geopolymer
*Keisuke Tanizawa[1], Isamu Kudo[1], Hayato Maruyama[1], Hisayuki Suematsu[2] (1. ADVAN ENG. co., ltd., 2. Nagaoka University of Technology)
11:20 AM - 11:35 AM

[1B07] Study of Zeolite Mixing Ratio on Cement Solidification of Cesium-Adsorbed Zeolite
*Kazuhito Niwase[1] (1. NIT,Hachinohe College)
11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1B08-10] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 3

Chair:Tsuyoshi Arai(Shibaura Inst. of Tech.)
2:45 PM - 3:35 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B08] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Jun KATO[1,2], Takumi TANIGUCHI[1,2], Masahiro NAMIKI[1,2], Ken IMAIZUMI[1,2], Toshiharu TERASAWA[1,2], Takeshi OSUGI[1,2], Tomoyuki SONE[1,2], Osamu NAKAZAWA[1,2], Ryoichiro KUROKI[1,2], Yoshikazu KOMA[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B09] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Tadafumi Koyama[1], Shizue Furukawa[1], Michio Kikuchi[1], Otsuka Taku[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[2], Osamu Nakazawa[2], Ryoichiro Kuroki[2] (1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B10] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Yoshihisa Kaneda[2], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Takumi Taniguchi[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] (1. CRIEPI, 2. Taiheiyo Consultant, 3. JAEA, 4. IRID)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[1B11-13] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 4

Chair:Takatoshi Hijikata(CRIEPI)
3:35 PM - 4:25 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B11] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Hagag[1], Masahito Shibata[1], Mebae Kuranaga[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Jun Kato[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2. CRIEPI, 3. JAEA, 4. IRID)

3:35 PM - 3:50 PM

[1B12] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Takumi Taniguchi[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Masahiro Namiki[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Yoshihisa Kaneda[4], Kazuko Haga[4] (1. JAEA, 2. IRID, 3. CRIEPI, 4. Taiheiyo Consultant)

3:50 PM - 4:05 PM

[1B13] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshihisa Hiraki[1,2], Toshiharu Terasawa[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Takumi Taniguchi[1,2], Jun Kato[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Tomoyuki Sone[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

4:05 PM - 4:20 PM

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

[1B14-16] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 5

Chair:Jun KATO(JAEA)
4:25 PM - 5:10 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B14] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

*Tsuyoshi Arai[1], Fumihiro Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Ohnishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. Shibaura Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Union Showa K.K.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1B15] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

*Fumihiro Kato[1], Tsuyoshi Arai[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Ohnishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA, 3. UNION SHOWA)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1B16] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

*Akane Usui[1], Kosuke Tanaka[1], Takashi Onisi[1], Tsuyoshi Arai[2], Fumihiro Kato[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech, 3. UNION SHOWA)

4:55 PM - 5:10 PM

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

[1B17-19] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 6

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)
5:10 PM - 6:00 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B17] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

*Ryo Koga[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemittsu[1], Toshiro Oniki[2], Yasutomo Tajiri[2] (1. Kyushu Univ., 2. IHI)

5:10 PM - 5:25 PM

[1B18] Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)

*Tomoe Takahashi[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1] (1. IHI)

5:25 PM - 5:40 PM

[1B19] Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)

*Ryosuke Ito[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1] (1. IHI)

5:40 PM - 5:55 PM

Room C

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

[1C01-07] Waste

Chair:Keiichiro WAKASUGI(Tokai Univ.)
10:00 AM - 11:55 AM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[1C01] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

*Tomofumi Sakuragi[1], Hiroyoshi Ueda[1], Yu Yamashita[2], Masashi Ichikawa[3] (1. RWMC, 2. TOSHIBA ESS, 3. NFD)

10:00 AM - 10:15 AM

[1C02] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Yu Yamashita[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hiroyoshi Ueda[2], Masashi Ichikawa[3] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Nippon Nuclear Fuel Development Co.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1C03] Evaluation of HLW glass dissolution rate as a function of dissolved silica concentration using Si isotopes

*Ryosuke Kato[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Keita Mutou[1], Sanae Shibutani[2] (1. Kyushu Univ., 2. NUMO)

10:30 AM - 10:45 AM

[1C04] Study of Method to Improve Site Disposal Efficiency by High Waste Content Glass

*Junichi Yamashita[1], Tetsuo Fukasawa[2], Akihiro Suzuki[3] (1. TAIEI , 2. HGNE, 3. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM

[1C05] Analysis of neutron field on geological repository of various high-level radioactive waste

Daiki Maeda[1], *Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1C06] The effect of carbonate ion on the dissolution of UO_2

*Yuriko Moroi[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kitamura[2], Shingo Kimuro[2] (1. Tohoku university, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1C07] Effect of Partitioning and Transmutation of Minor Actinoids on Long-Term Safety Assessment of High-Level Radioactive Waste Repository

*Takumi Ojima[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1C08-10] Natural Barrier

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:35 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

©Atomic Energy Society of Japan

[1C08] Theoretical estimation method of the groundwater chemistry in granite.

*Teruki Iwatsuki[1], Hiroaki Murakami[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C09] The application of Machine learning for reducing the computational load in the particle tracking simulation

*Keita Sumiki[1], Takumi Saito[2] (1. Nuclear Engineering and Management,Graduate School of Engineering, Univ. of Tokyo , 2. Nuclear Professional School,Graduate School of Engineering, Univ. of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C10] Evaluation of Migration Behavior of Colloids in the Natural Barrier around the waste facilities.

*Yosuke Akagi[1], Toshiyuki Nakazawa[1], Kohei Yamaguchi[1], Hisao Sato[1], Takumi Saito[2], Naoyuki Tamura[3], Naoki Yoshii[3], Takashi Kozawa[3] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. The university of Tokyo, 3. Japan Nuclear Fuel Limitd)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[1C11-15] Nuclide Migration 1

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

3:35 PM - 4:55 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[1C11] Estimation of deposition behavior of supersaturated silicic acid under the condition coexisting Mg ions and Al ions

*Atsushi Oomukai[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University Graduate School of Engineering)

3:35 PM - 3:50 PM

[1C12] Influence of co-existing ions on the deposition behavior of supersaturated silicic acid on chlorite and sericite

*Takafumi Saito[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University)

3:50 PM - 4:05 PM

[1C13] The effect of salt concentration on the diffusion of anions in Boom Clay

*Yuya Mizukami[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Mitsubishi Materials Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM

[1C14] Fundamental Study of Migration Behavior of Cesium under the Unsaturated Condition through One-dimensional Column Experiments

*Masayuki Kogure[1], Ozutsumi Takenori[1], Yuichi NiiBori[1], Taiji Chida[1] (1. Tohoku Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1C15] Fundamental Study on Modeling of Radionuclide Transport Behaviors Considering Detouring Paths through an Unsaturated Layer

*Takenori Ozutsumi[1], Masayuki Kogure[1], Yuichi Niibori[1], Chida Taiji[1] (1. Tohoku Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[1C16-19] Nuclide Migration 2

Chair:Shingo Tanaka(Hokkaido Univ.)

4:55 PM - 6:00 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[1C16] Consideration on modeling of Nb sorption onto clay minerals in the presence of Ca

Tetsuji Yamaguchi[1], Ko Henmi[1], Logan Barr[1], Asako Shimada[1], *Saki Ohira[1], Yoshihisa Iida[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1C17] Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in Bentonite

*Masayuki Hirakawa[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryota Yamada[1], Keisuke Yoshida[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1C18] Diffusion behavior of Copper ions in Bentonite

*Keisuke Yoshida[1], Kazuya Idemitsu[2], Masayuki Hirakawa[1], Ryota Yamada[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyushu University Department of Engineering)

5:25 PM - 5:40 PM

[1C19] DGT sampling of exchangeable Cs-137

*MASAFUMI FUKUOKA[1], Takumi Saito[1], Kenso Fujiwara[2], Kazuki IIjima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

Room D

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

[1D01-04] Environmental Radioacitivty and Remediation

Chair:Kimiaki Saito(JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

10:00 AM - 11:05 AM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[1D01] Recent Advances in Simulation Techniques on dynamical behaviors of sea water and radionuclides in 1F port and neighboring coastal area: Inclusion of Monitoring Data

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1D02] Similarity of composition between silicate glass of the Type A insoluble Cs particles and filtersof stand-by gas treatment system line in Unit 3

*Hiroki Hagiwara[1], Junpei Imoto[1], Akihide Hidaka[1,2] (1. JAEA, 2. Khalifa Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1D03] Characterisation of the radioactive particle from a river water sample in Fukushima Prefecture

*Yukio Takeuchi[1], Keisuke Taniguchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Naoki Nomura[2] (1. Centre for Enviornmental Creation, Fukushima Prefectural Government, 2. Fukui Univ. of Tech.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1D04] Radiocaesium dynamics in a river affected by the decontamination work in the watershed

*Keisuke Taniguchi[1], Yukio Takeuchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Takayuki Kuramoto[2], Yuichi Onda[3] (1. FPCEC, 2. Tokai University, 3. University of Tsukuba)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[1D05-08] Environmental Radioacitivty and Monitoring 1

Chair:Keisuke Taniguchi(Fukushima Prefecture)
11:05 AM - 12:10 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[1D05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Kimiaki Saito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[1D06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

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

11:20 AM - 11:35 AM

[1D07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Shu Sengoku[1], Tatsuya Kondo[1], Hidenori Yoshida[2] (1. Niigata Univ., 2. Niigata University of Health and Welfare)

11:35 AM - 11:50 AM

[1D08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Xudong Liu[1], Masahiko Machida[1], Kimiaki Saito[1], Naoki Tanimura[2] (1. JAEA, 2. Mizuho Information &Research Institute, Inc.)

11:50 AM - 12:05 PM

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

[1D09-14] Environmental Radioacitivty and Monitoring 2

Chair:Jun Goto(Niigata Univ.)
2:45 PM - 4:25 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[1D09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroko Yoshida[1] (1. Tohoku University)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroshi Takemiya Takemiya[1], Miho Nemoto[2], Hiroko Hayashi[2], Akiyuki Seki[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. V.I.C.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Tetsuro Sato[1], Masaki Andoh[2], Kimiaki Saito[2] (1. Hitachi Solutions East Japan, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Haruko Murakami Wainwright[1,2], Dajie Sun[2], Akiyuki Seki[3], Satoshi Mikami[3], Hiroshi Takemiya[3], Kimiaki Saito[3] (1. Lawrence Berkeley National Laboratory, 2. University of California, Berkeley, 3. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1D13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Alex Malins[1], Naohiro Imamura[2], Tadafumi Niizato[1], Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiki Shinomiya[2], Satoru Miura[2], Masahiko Machida[1] (1. JAEA, 2. FFPRI)

©Atomic Energy Society of Japan

3:45 PM - 4:00 PM

[1D14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1], Tomoki Shinozuka[1], Satoru Akaiwa[1], Tadafumi Niizato[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1D15-20] Environmental Radioacitivty and Monitoring 3

Chair:Masahiko Machida(JAEA)
4:25 PM - 6:00 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[1D15] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Zul Hilmi Saidin[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Momo Kurihara[1], Slim Mtibaa [1], Kazuki Nanko[2], Delphis F. Levia[3] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, Japan, 2. Department of Disaster Prevention, Meteorology and Hydrology, Forestry and Forest Products Research Institute, Tsukuba, Japan, 3. Departments of Geography, University of Delaware, Newark, Delaware, USA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1D16] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara, Takuya Sasaki[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:40 PM - 4:55 PM

[1D17] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Slim Mtibaa[1], Yuichi Onda[1], Sho Iwagami[2], Yoshifumi Wakiyama[3] (1. Univ. of Tsukuba, 2. FFPRI, 3. Fukushima Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1D18] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*YUICHI Onda[1], Yuki Yamanaka[1], Yoshifumi Wakiyama[2], Keisuke Taniguchi[3], Kazuya Yoshimura[4] (1. CRiED, University of Tsukuba, 2. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 3. Environmental Creation Center, Fukushima Prefecture, 4. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

[1D19] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2], Yasunori Igarashi[1], Shohei Kozuka[3] (1. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3. Graduate school of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

5:25 PM - 5:40 PM

[1D20] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Akiyuki Seki[1], Akie Mayumi[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Kimiaki Saito[1], Hiroshi Takemiya[1], Yasuhiro Idomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Lawrence Berkeley National Laboratory)

5:40 PM - 5:55 PM

Room E

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

[1E01-03] Properties of Silicon Compounds

Chair:Yuji Ohishi(Osaka Univ.)
10:00 AM - 10:50 AM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[1E01] Study on Thermal Conductivity of Glasses for vitrified Radioactive Waste

*Hiromichi Ohta[1], tsuyoshi nishi[1], takumi manako[1], yasutomo tajiri[2] (1. Ibaraki Univ., 2. IHI)

10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Thermochemical investigation of calcium silicate insulation with cesium hydroxide

*Muhammad Rizaal[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1], Takumi Saito[2], Nejdet Erkan[2], Koji Okamoto[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] First-principles calculations on substitutional solid solutions of Si oxides

*Toshiaki Nishii[1,2], Jun Onoe[2] (1. J-POWER, 2. Nagoya Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[1E04-07] Physical Properties of In-core Molten Materials

Chair:Kenji Konashi(Tohoku Univ.)
10:50 AM - 12:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2F

©Atomic Energy Society of Japan

A23)

[1E04] Thermodynamic evaluation of mixing of molten alkali halides by molecular dynamics calculations

*Yuma Sekiguchi[1], Koichi Uozumi[2], Katsuyuki Kawamura[3], Takayuki Terai[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. Tokyo Tech)

10:50 AM - 11:05 AM

[1E05] Physical properties of molten core materials

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka university)

11:05 AM - 11:20 AM

[1E06] Physical properties of molten core materials

*Yuji Ohishi[1], Kouta Kurokawa[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[1E07] Physical properties of molten core materials

*Kiu Tanaka[1] (1. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1E08-13] Fundamental Properties of Nuclear Fuel Material

Chair:Hiroaki Muta(Osaka Univ.)

2:45 PM - 4:25 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[1E08] Oxygen self-diffusion coefficients in (U, Pu)$O_{2\pm x}$

*Masashi Watanabe[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Enthalpy measurement and heat capacity evaluation of PuO_2 in high temperature region

*Kyoichi Morimoto[1], Masahiro Ogasawara[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development Co.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Evaluation of fundamental properties of CaF_2

*Masato Kato[1], Ryota Tsuchimochi[1], Taku Matsumoto[1,2], Joshua Taylor White[2], Kenneth James McClellan[2] (1. Japan Atomic Enegy Agency, 2. Los Alamos National Laboratory)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Evaluation of fundamental properties of CaF_2

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1], Masato Kato[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1E12] Evaluation of the effect on the prevention of uranium dioxide powder adhesion on substrate using nanoparticle coating

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Hiroshi Satone[2], Michitaka Suzuki[2] (1. JAEA, 2. University of Hyogo)

3:45 PM - 4:00 PM

[1E13] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

*Takayoshi Makino[1], Kazuya Yamamoto[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Toshihide Iso[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1E14-18] MA-Zr Hydrides

Chair:Kan Sakamoto(NFD)

4:25 PM - 5:45 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[1E14] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Kenji Konashi[1], Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3], koki Hibi[4], Kazuo Ikeda[5] (1. Tohoku Univ., 2. NFD, 3. Osaka Univ., 4. MFBR, 5. NDC)

4:25 PM - 4:40 PM

[1E15] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Toru Higuchi[1], Mutsumi Hirai[1], Atsushi Ouchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3,4] (1. NFD, 2. Tohoku Univ., 3. Osaka Univ., 4. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1E16] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Hiroaki Muta[1], Kyosuke Nakayama[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1,2], Mutsumi Hirai[3], Kenji Konashi[4] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. NFD, 4. Tohoku Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1E17] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Koki Hibi[1], Kazuo Ikeda[2], Kunihiro Ito[2], Kenji Konashi[3] (1. MFBR, 2. NDC, 3. Tohoku Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1E18] Development of MA-Zr hydride for early

©Atomic Energy Society of Japan

realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Satoru Mukai[1], Kazuo Ikeda[1], Kunihiro Ito[1], Koki Hibi[2], Kenji Konashi[3] (1. NDC, 2. MFBR, 3. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

Room F

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

[1F01-06] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 1

Chair:Yoichi Utanohara(INSS)
10:15 AM - 11:55 AM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[1F01] Mechanisms of void fraction development in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa[1], Hiroki Ohori[1], Hongji Li[1], Yuya Endo[1] (1. UEC)

10:15 AM - 10:30 AM

[1F02] Optimization of model parameters of a subchannel analysis code based on a data assimilation method

*Atsushi Ui[1], Yoshiro Kudo[1], Masahiro Furuya[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI))

10:30 AM - 10:45 AM

[1F03] Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet flow dynamics

*Riichiro OKAWA[1], Masahiro FURUYA[1], Takahiro ARAI[1], Tsugumasa IIYAMA[1] (1. CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

[1F04] Experimental observation and numerical simulaion of drop impact onto a liquid film

*Katsuyuki Kawai[1], Susumu Yamashita[2], Tomio Okawa[1], Hiroyuki Yoshida[2] (1. UEC, 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1F05] Detailed thermal-hydraulics simulation around a beam-window on ADS

*Susumu Yamashita[1], Hiroyuki Yoshida[1], Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1F06] Observation of Concentration Diffusion Behavior of Sodium Pentaborate by Near-infrared Spectroscopic Technique

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] (1. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1F07-09] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 2

Chair:Atsushi Ui(CRIEPI)
2:45 PM - 3:35 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[1F07] Effect of high dielectric solution on microwave heating characteristics

*Shohei Kobayashi[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Akihiro Futsuta[1], Kouta Fujiwara[1], Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], katsunori ishii[2], Takeji Kaito[2] (1. Univ. of Tsukuba , 2. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F08] Study on improvement of PWR thermal efficiency by using Economizers in Steam Generators

*Amane Kato[1], Shinichi Morooka[1] (1. WASEDA Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F09] Reverse flow to the branch line of a mixing tee pipe and influence of temperature difference

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1], Masayuki Kamaya[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[1F10-14] Molten Debris Behavior 1

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)
3:35 PM - 4:55 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[1F10] Modeling of anisotropic molten debris spreading and simulation of ECOKATS test

*Akitoshi Hotta[1], Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

3:35 PM - 3:50 PM

[1F11] Development of molten core spreading model at severe accident

*Nobuhide Hara[1], Takuo Oda[1], Yoshiteru Komuro[1], Hironori Noguchi[1], Kouichi Tanimoto[1], Satoru Kamohara[1], Hiroshi Goda[1] (1. MHI)

3:50 PM - 4:05 PM

[1F12] Study for Evaluation of Spreading Behavior of Molten Core Free Fall under Dry Condition

*Yuta Watanabe[1], Yasunori Yamamoto[1], Tomomasa Ito[1] (1. Hokkaido University Graduate School of Engineering)

©Atomic Energy Society of Japan

4:05 PM - 4:20 PM

[1F13] Experimental study on liquid melt spreding in water pool under devere accident

*Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1], Akinobu Morita[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

4:20 PM - 4:35 PM

[1F14] Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds

*Taira Kawakami[1], Hiroto Sakashita[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[1F15-18] Molten Debris Behavior 2

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

4:55 PM - 6:00 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[1F15] Development of Steam Explosion Retardant with Carbonated Water

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

4:55 PM - 5:10 PM

[1F16] Development of three-dimensional Molten Core Concrete Interaction analysis method

*Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

5:10 PM - 5:25 PM

[1F17] Designing melting core cooling system for existing ABWR

*Akira Kirihara[1], Shinichi Morooka[1] (1. WASEDA University)

5:25 PM - 5:40 PM

[1F18] Accuracy improvement of natural circulation flow rate prediction by void fraction correlation modification

*Shusuke Yoshimura[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda University, Cooperating Major in Nuclear Energy)

5:40 PM - 5:55 PM

Room G

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

[1G01-02] Fukushima Daiichi NPP Accident

Chair:Masashi Himi(AdVanceSoft)

10:00 AM - 10:35 AM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G01] Observation of IC operation by records, analyses, and relational informations within earthquake and tsunami

*Kazuo Watanabe[1], Katsuyuki Sugiyama[2] (1. WNR-Cx Watanabe Lab., 2. Group of Manifestation of the Chief Yoshida and Fukushima 50)

10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Discussion of Containment Depressurization Scenario of Fukushima Daiichi Unit-2 during March 15th Morning

*Seiichi Dono[1], Kenichiro Nozaki[2], Takeshi Honda[1], Masato Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1], Shinya Mizokami[1] (1. TEPCO HD, 2. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[1G03-07] Source Term

Chair:Shinichiro Uesawa(JAEA)

10:35 AM - 11:55 AM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G03] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

*Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Junpei Imoto[1], Liu Jiazhan[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[1G04] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[1G05] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

*Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1G06] Analytical study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool

*Shinya Miyahara[1] (1. University of Fukui)

11:20 AM - 11:35 AM

[1G07] Analytical study for remobilization of iodine deposits under air condition

*Hiroyuki Shiotsu[1], Hiroto Ito[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1G08-11] RIA

Chair:Ayako Ono(JAEA)

2:45 PM - 3:50 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G08] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

*Kenichi Harada[1], Yuichi Sago[1], Masahiro Furuya[2], Tsugumi Tsuchida[3], Takamasa Miyaji[4] (1. Chubu Electric Power, 2. CRIEPI, 3. GNF-J, 4. NFI)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G09] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Atsushi Ui[1], Riichiro Okawa[1], Yuichi Sago[2], Kenichi Harada[2] (1. CRIEPI, 2. CHUBU Electric Power)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G10] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

*Takamasa Miyaji[1], Tetsuhiro Ozaki[1], Ryosuke Nakamura[1], Toru Kanazawa[2], Tsugumi Tsuchida[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. NFI, 2. GNF-J, 3. Chubu Electric Power)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G11] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

*Kensuke Kobayashi[1], Tsugumi Tsuchida[1], Ryosuke Nakamura[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1G12-15] Accident Analysis/Experiment

Chair:Kenya Takiwaki(TOSHIBA ESS)

3:50 PM - 4:55 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G12] Development of Reduced Order Modeling of Safety Analysis Code with Singular Value Decomposition for Load Rejection Scenario at BWR

*Masaki Matsushita[1], Tomohiro Endo[1], Yamamoto Akio[1] (1. Nagoya Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1G13] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tomoaki Ogata[1], Kei Higashi[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Yugen Shiratsuchi[2], Toshihiko Nakano[3] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. KEPCO)

4:05 PM - 4:20 PM

[1G14] Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D (2)

*Chihiro Yanagi[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:20 PM - 4:35 PM

[1G15] A study of advection and diffusion behavior of heavy gas around an obstacle.

*Yuga Nakanishi[1], Hirofumi Ohashi[2], Hiroyuki Sato[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[1G16-19] Severe Accident Analysis/Experiment

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)

4:55 PM - 6:00 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G16] Improvement of JASMINE code for evaluation of molten debris coolability in containment vessel

*Toshionori Matsumoto[1], Yuzuru Iwasawa[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1G17] Sensitivity analysis of corium pool heat transfer model of MAAP5 in cold leg 2-inch-break LOCA

*Masaki Kamida[1], Shigeo Kodama[1], Shinsuke Tanaka[1], Yasuhiro Ishigaki[1], Hiroshi Saika[1], Takumi Kitao[1], Daiji Izawa[1] (1. NEL)

5:10 PM - 5:25 PM

[1G18] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

*Yoichi Onitsuka[1], yasushi yamamoto[1], keisuke

©Atomic Energy Society of Japan

tsukada[1], hideki horie[1], yoshiro nishioka[1], satoru kuboya[1], yuya takahashi[1], mika tahara[1], tadashi fujii[2], yoshikawa takumi[3] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. The Japan Atomic Power Company)

5:25 PM - 5:40 PM

[1G19] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

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

5:40 PM - 5:55 PM

Room H

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[1H01-04] What is Nuclear Safety

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)
10:00 AM - 11:05 AM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H01] Safety Goals: Revisited

*Akira Yamaguchi[1], Etsuro Saji[2], Keiko Chitose[3], Shigeru Urata[4], Keigo Maehara[5], Shinetsu Sugawara[6], Sumiko Takeuchi[7] (1. Univ. of Tokyo, 2. MHI NSE, 3. JANSI, 4. NEL, 5. KEPCO, 6. CRIEPI, 7. IEEI)

10:00 AM - 10:15 AM

[1H02] Safety Goals: Revisited

*Shin-etsu Sugawara[1], Akira Yamaguchi[2], Etsuro Saji[3], Keiko Chitose[4], Shigeru Urata[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7] (1. CRIEPI, 2. Univ. of Tokyo, 3. MHI NSE, 4. JANSI, 5. NEL, 6. KEPCO, 7. IEEI)

10:15 AM - 10:30 AM

[1H03] Safety Goals: Revisited

*Etsuro Saji[1], Akira Yamaguchi[2], Shin-etsu Sugawara[3], Shigeru Urata[4], Keiko Chitose[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7] (1. MHI NSE, 2. Univ. of Tokyo, 3. CRIEPI, 4. NEL, 5. JANSI, 6. KEPCO, 7. IEEI)

10:30 AM - 10:45 AM

[1H04] Outline of the Report of Science Council of Japan " Tsunami Countermeasures in Japan's Nuclear Power Plants"

*Yoshitaka Yoshida[1] (1. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[1H05-08] Approach to Citizen

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)
11:05 AM - 12:10 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H05] Sharing of Technical Issues about NPP

*Go Kikuchi[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM

[1H06] Radiation Experts Survey on Scientific Literacy Related to Radiation that the General Public Wants to Acquire

*Sumi Yokoyama[1], Katsuya Takahashi[2], Yuka Moriguchi[3], Yashunobu Wakashiro[4], Mitsuyo Itoh[5], Ryosuke Narita[6], Masanori Takenishi[7], Ako Takenishi[8] (1. Fujita Health Univ., 2. PRIMAFF, 3. Kangencon, 4. Kobe Univ. (PhD. student), 5. Toyokawa City Hospital, 6. JAEA, 7. Kyoto Koka Women's Univ., 8. Hyogo University of Teacher Education)

11:20 AM - 11:35 AM

[1H07] The Dialogue Meeting between Local Residents and Experts for Rehabilitation of Fukushima by ICRP and JAEA

*Yuya Endo[1], Tsuyoshi Maeda[1], Yasuhiro Uezu[1], Jacques Lochard[2], Christopher Clement[2], Hiroki Fujita[2], Ryoko Ando[3] (1. JAEA, 2. ICRP, 3. Fukushima Dialogue)

11:35 AM - 11:50 AM

[1H08] Social Aspects of Tritium Water Problems at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Tetsuo Sawada[1] (1. Tokyo Tech.)

11:50 AM - 12:05 PM

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[1H09-12] Path to Consensus Building

Chair:Ryuichi Yamamoto(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H09] Digitalize the Nationwide Map of Scientific Features for Geological Disposal

*Masashi Nishikawa[1] (1. Aoyama Gakuin Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H10] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (12)

*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H11] Development of an application for rough estimation of individual doses

©Atomic Energy Society of Japan

*Takeshi Takahashi[1], Jun Goto[1], Tatsuya Kondo[1], Masahiro Sugawa[1], Naoki Kano[1], Hiroko Yoshida[2], Ken Ohno[3], Yusuke Oribe[3], Hidenori Yoshida[3] (1. Niigata Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Niigata Univ. of Health and Welfare)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H12] Diffusion and Uptake Activity on High revel radioactive waste disposal project for Metropolitan area residents of big power-consuming area.

*Shinji Mitani[1] (1. Nuclear Communications)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[1H13-18] Nuclear Education

Chair:Etsuro Saji(MHI NSE)

3:50 PM - 5:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H13] Class-On-Demand "Radiation Education and HLW Geological disposal" in Elementary schools in Japan

*Hiroko MIYUKI[1], Keiichi N. Ishihara[2], Naoki Yamano[3], Yuji Kodama[4], Shigeyuki Haga[5], Toshiharu Miyakawa[6], Kiyohiro Ueda[7,8], Go Shinzawa[9] (1. Workshops and Instructional Strategies in Education, 2. Kyoto University, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Momoyama Elementary School Attached to Kyoto University of Education, 5. Iwaki city Takasaka Elementary School, 6. JNFL Rokkasho Visitors Center, 7. Sonoda Women's University, 8. Otemae University, 9. NPO Reassurance Science Academy)

3:50 PM - 4:05 PM

[1H14] Study on human capacity building program for understanding and communicating the essence of risk-informed decision

*Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1], Takenori Hida[1], Go Kikuchi[1], Yoko Matsunaga[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JANUS)

4:05 PM - 4:20 PM

[1H15] A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use (2)

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1H16] Development and validation of large diameter Eu:$LiCaAlF_6$ scintillation detector for neutron measurement in educational experiments.

*Yuji Kato[1], Kenta Urano[1], Takanori Kameyama[1], Toshiaki Ohe[1], Eiji Takada[2] (1. Tokai University , 2. Toyama Technical College)

4:35 PM - 4:50 PM

[1H17] Development and Practical Study on Radiation Education Program for Teachers Using Nuclear Regulation Human Resource

*Yasuhisa Oya[1], Kenji Okuno[1], Takahiro Kayano[1], Kenichiro Mori[2], Toshihiro Ozeki[2], Yoshiyuki Fukuda[3], Naoki Miyamoto[4], Taku Nakamura[5], Akihide Kayano[6], Keisuke NIgawa[7] (1. Shizuoka University, 2. Hokkaido University of Education, 3. Miyagi University of Education, 4. Ibaraki University, 5. Gifu University, 6. Shimane University, 7. Hyogo University of Education)

4:50 PM - 5:05 PM

[1H18] Investigation of High School Textbooks

*Kazuhiko Kudo[1], Akira Kumagai[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAERO)

5:05 PM - 5:20 PM

Room I

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

[1I01-02] Isotope Separation and Analysis

Chair:Koichi Uozumi(CRIEPI)

10:00 AM - 10:35 AM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I01] Molybdenum isotope enrichment by column chromatography using crown ether resins

*Kazuki Tanoshiro[1], Chizu Kato[1], Satoshi Fukutani[2], Syun Sekimoto[2], Tsutomu Ohtsuki[2], Takeshi Ohno[3], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Gakushuin Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] A compact external cavity laser diode coupled tapered amplifier system for isotope separation and analysis

*Stephen Robert Wells[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[1I03-07] Advanced Analytical Chemistry

Chair:Takeshi Tsukada(CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

10:35 AM - 12:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I03] Development of laser absorption analtyical spectroscopy with glow discharge atom source
*Daisuke Ishikawa[1], Yoshihiro Iwata[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo)
10:35 AM - 10:50 AM

[1I04] Measurement of Ba mass bias factor in triple quadrupole inductively coupled plasma mass spectrometry
*HIROKI SHIBAHARA[1], MAMI YUKI[1], YUKIKO OISHI[1], YASUTAKA TAKEUCHI[1] (1. ATOX)
10:50 AM - 11:05 AM

[1I05] Optimization of chromatography method for an advancement of trace analysis of ^{151}Sm
*Masaaki Yoshida[1], Tsuyoshi arai[1], Ryotatsu Matsushima[2], Yasuo Saito[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)
11:05 AM - 11:20 AM

[1I06] Adsorption behavior of trivalent actinides and lanthanides on pyridine resin in sodium nitrate aqueous solution
Fauzia Hanum Ikhwan[1], Chikage Abe[2], Kenji Konashi[2], *Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. Technol., 2. Tohoku Univ.)
11:20 AM - 11:35 AM

[1I07] XAFS study on the local structure of U(V) in Ternary transition metal uranates
*Daiske Akiyama[1], Takayuki Nagai[2], Yoshihiro Okamoto[2], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1,2] (1. Tohoku univ., 2. JAEA)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[1I08-13] NDA Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)
2:45 PM - 4:25 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I08] Application of Photofission Reaction to Identify High-Enrichment Uranium by Utilizing Bremsstrahlung Spectrum Photons
*KIM WEI CHIN[1], HIROSHI SAGARA[1], CHI YOUNG HAN[1], REI KIMURA[1] (1. Tokyo Tech)
2:45 PM - 3:00 PM

[1I09] Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography
*shigeki shiba[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)
3:00 PM - 3:15 PM

[1I10] Demonstration of imitated nuclear material detection using nuclear resonance fluorescence nondestructive assay method
*Mitsuo Koizumi[1], Mohamed Omer[1], Tohn Takahashi[1], Michio Seya[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[1,2], Satoshi Hashimoto [3], So Amano [3], Shuji Miyamoto [3] (1. JAEA, 2. QST, 3. Univ. of Hyougo)
3:15 PM - 3:30 PM

[1I11] Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source
*Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Fumiaki Ito[1], Satoshi Suzuki[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,4], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[5] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Fukui Univ. of Tech., 5. Kinki Univ.)
3:30 PM - 3:45 PM

[1I12] Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source
*Fumiaki Ito[1,6], Tohn Takahashi[1], Satoshi Suzuki[1], Mitsuo Koizumi[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,4], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[5] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Fukui Univ. of Tech., 5. Kindai Univ., 6. NAIS)
3:45 PM - 4:00 PM

[1I13] Research and development for a transportable active neutron equipment using a neutron source
*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1], Akira Ohzu[1] (1. JAEA)
4:00 PM - 4:15 PM

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

[1I14-18] Fuel &FP Behavior in Accident

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)
4:25 PM - 5:45 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I14] A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block
Shigetaka Maeda[1], Isamu Sato[2], *Masaya Yamamoto[1], Hiroyuki Naito[1], Koji Maeda[1] (1. JAEA, 2. Tokyo City Univ.)
4:25 PM - 4:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1I15] A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block

*Hiroyuki Naito[1], Masaya Yamamoto[1], Shigetaka maeda[1], Shigeru Kurematsu[2], Isamu Sato[3], Koji Maeda[1] (1. JAEA, 2. NDC, 3. Tokyo City Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1I16] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

*Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[2], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka University, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

4:55 PM - 5:10 PM

[1I17] New synthesis method of simulated fuel containing high volatile Cs compounds

*Jiazhan LIU[1], Shuhei MIWA[1], Kunihisa NAKAJIMA[1], Masahiko OSAKA[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

[1I18] Environment inside Unit 2 at the time of the Fukushima nuclear accident inferred from radiocesium-bearing microparticles

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2], Hiroki Suga[1], Yoshio Takahashi[1], Toshihiro Kogure[1] (1. UTokyo, 2. NARO)

5:25 PM - 5:40 PM

Room J

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

[1J01-04] Development of Methodology 1

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)
10:00 AM - 11:00 AM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J01] Application of Tree Structure Geometry for Monte Carlo Simulation on GPU

*Takuya Okubo[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1J02] Compression of Macroscopic and Microscopic Cross Section Table for Heterogeneous Core Calculations using Dimensionality Reduction

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

10:15 AM - 10:30 AM

[1J03] Application of Active Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing③

*Daichi Imazato[1], Chiba Go[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1J04] Caluculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Using the Bootstrap Method

*Fuga Nishioka[1], Takuto Hayashi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[1J05-08] Development of Methodology 2

Chair:Yuichi Yamane(JAEA)
11:00 AM - 12:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J05] Self-shielding calculations based on the IGA-method

*Matthias NEZONDET[1], Willem van Rooijen[2] (1. University of Fukui, Graduate School of Engineering, Advanced Interdisciplinary Science and Technology, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

11:00 AM - 11:15 AM

[1J06] An Investigation on the Control Rod Homogenization Method for Next-Generation Fast Reactor Cores

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[1J07] Impact of Diffusion Coefficient and Correction Term on Convergence Performance of CMFD Acceleration

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

11:30 AM - 11:45 AM

[1J08] Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculation.

*Jumpei Sasuga[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[1J09-12] Development of Calculation Code

©Atomic Energy Society of Japan

Chair:Kenichi Tada(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J09] Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR
Kento Yamamoto[1], *Yasunori Ohoka[1], Hiroaki Nagano[1] (1. NFI)
2:45 PM - 3:00 PM

[1J10] BWR whole core nuclear-thermal hydraulic coupled simulation system
*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Munenari Yamamoto, Tatsuya Iwamoto[1] (1. GNF-J)
3:00 PM - 3:15 PM

[1J11] Verification of FRBurner module of CBZ code system: fast reactor core burn-up calculation based on OECD/NEA benchmark report.
*Junshuang FAN[1], Chiba Go[1] (1. Hokkaido Univ.)
3:15 PM - 3:30 PM

[1J12] Extension of the IGA-method to multi-physics calculations
*Willem van Rooijen[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1J13-15] PIE Analysis

Chair:Kunihiro Nakajima(Kindai Univ.)
3:50 PM - 4:40 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J13] Analysis of Isotopic Composition by Post-Irradiation Examination of PWR Lead Use Assembly
*Shunsuke Sato[1], Motomu Suzuki[1], Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)
3:50 PM - 4:05 PM

[1J14] Analysis of post irradiation examination data by CASMO5 and MVP-BURN
*Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1], Toru Yamamoto[1] (1. NRA)
4:05 PM - 4:20 PM

[1J15] Study on validation of new fission yield by analysis of post-irradiation examination
*Atsuya Iso[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka Univ.)
4:20 PM - 4:35 PM

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

[1J16-20] Uncertainty Analysis

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)
4:40 PM - 6:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J16] Uncertainty quantification of nuclides number densities after fuel depletion based on efficient random sampling method using sensitivity
*Go Chiba[1] (1. Hokkaido University)
4:40 PM - 4:55 PM

[1J17] Uncertainty Analysis on Depletion Calculation Using CASMO5
*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. NRA)
4:55 PM - 5:10 PM

[1J18] Impact of the methods of generating fission yield covariance matrix on the uncertainty quantification of FP nuclides number density
*Keisuke Honta[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)
5:10 PM - 5:25 PM

[1J19] Random Sampling-Based Uncertainty Quantification using a Continuous Energy Monte Carlo Method for a Thermal Neutron System
*Hiroya Oike[1], Ryoichi Kondo[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)
5:25 PM - 5:40 PM

[1J20] Bias factor method based on weighted difference
*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Hiroki Koike[2], Daisuke Sato[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Osaka University, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. University of Fukui)
5:40 PM - 5:55 PM

Room K

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

[1K01-05] Microscopic Analysis

Chair:Kazuteru Sugino(JAEA)
2:45 PM - 4:10 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[1K01] The nuclear transmutation of LLFP by means of the fast charge equilibration mechanism
*Yoritaka Iwata[1], Takashi Nishikawa[2], Haoran Wang[3] (1. Kansai University, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Shibaura Institute of Technology)
2:45 PM - 3:00 PM

[1K02] MD simulations to evaluate defect formation process under high energetic neutron irradiation

©Atomic Energy Society of Japan

*Satoshi Terayama[1], Yuki Iwase[1], Sho Hayakawa[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1K03] The microstructural evolution of c-type dislocation loop in zirconium and the effects of iron atoms on the formation process

*Guangyou Qiang[1], Taira Okita[1], Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K04] Analysis of physical properties of thorium dioxide by machine learning molecular dynamics

*keita kobayashi[1], masahiko okumura[2], hiroki nakamura[2], Mitsuhiro Itakura[2], masahiko machida[2] (1. RIST, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1K05] Machine Learning Molecular Dynamics Simulations of Cesium Diffusion in Concrete

*Masahiko Okumura[1], Keita Kobayashi[2], Hiroki Nakamura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA, 2. RIST)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1K06-09] Safety and Reactor Analysis

Chair:Kenta Inagaki(CRIEPI)

4:10 PM - 5:15 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[1K06] Effects of Mesh Size on Wrinkle Behavior of H_2-Air Premixed Flame inside of a Vessel: Numerical Simulations by using XiFoam

*Thwe Thwe Aung[1], Atsuhiko Terada[1], Ryutaro Hino[1], Satoshi Kadowaki[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology)

4:10 PM - 4:25 PM

[1K07] Study on Level-2 PRA evaluation methods using phenomenological relationship diagram for fast reactors

*Tomoko Ishizu[1], Hiroki Watanabe[1], Satoshi Fujita[1], Masaaki Inoue[1] (1. NRA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1K08] A fast reactor core characteristics analysis by the correction-free detailed core calculation

*Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM

[1K09] Examination of creation of fuel loading pattern applying Generative Adversarial Networks

*Sho Takano[1], Akira Konoma[1] (1. GNF-J)

4:55 PM - 5:10 PM

Room L

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

[1L01-05] Blanket, Divertor

Chair:Shinji Ebara(Tohoku Univ.)

2:45 PM - 4:10 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[1L01] Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles

*Kenya Takiwaki[1], Fumihisa Kano[1], Nobuhisa Takezawa[1], Kazuki Takahashi[1], Juro Yagi[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L02] Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles

*Eiji Hoashi[1], Yoshiki Kanemitsu[1], Takafumi Okita[1], Kenya Takiwaki[2], Fumihisa Kano[2] (1. Osaka Univ., 2. TOSHIBA ESS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1L03] Electromagnetic force on TBM with different shape

*Wenhai Guan[1], Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L04] Neutronic evaluation of the blanket systems using molten salts dissolving functional materials to improve design margin

*Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1L05] Investigation of sintering additives of NITE SiC aiming to the application for advanced diverter Systems

*Ryoichi Sugimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu kisimoto[1] (1. Muroran Inst. of Tech.)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-5 Fusion Neutronics

[1L06-08] Fusion Neutron Engineering

Chair:Makoto Oyaidzu(QST)

4:10 PM - 5:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[1L06] Structural design of irradiation test modules of

©Atomic Energy Society of Japan

Advanced Fusion Neutron Source (A-FNS)
*Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], Mitsuhiro Maida[2], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST, 2. TOSHIBA ESS)
4:10 PM - 4:25 PM

[1L07] Nitrogen Concentration Dependence of Corrosion of SS316L in Liquid Lithium
*Takuma Higashi[1], Taichi Koyama[1], Takayuki Terai[1], Juro Yagi[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. Kyoto Univ.)
4:25 PM - 4:40 PM

[1L08] Measurements of fusion neutrons using neutron imaging plate with removal of gamma-ray effect
*Yasuyuki Ogino[1], Makoto Kobayashi[2,3], Keisuke Mukai[4], Juro Yagi[4], Satoshi Konishi[4], Takeo Nishitani[2], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka Isobe[2,3] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI, 4. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.)
4:40 PM - 4:55 PM

Room M

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

[1M01-06] Accelerator Technology, Measurements

Chair:Kai Masuda(QST)
10:15 AM - 11:55 AM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M01] Study of orbit analysis methods considering skew magnetic field for Fixed Field alternating gradient Accelerator.
*kyosuke adachi[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Yoshiharu Mori[2] (1. kyushu university, 2. kyoto university)
10:15 AM - 10:30 AM

[1M02] Development of a four-beam IH-RFQ linear accelerator for high-intensity heavy ion beam acceleration
*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] (1. RIKEN, 2. Tokyo tech)
10:30 AM - 10:45 AM

[1M03] Status of femtosecond time-resolved electron microscopy
*Jinfeng Yang[1], Kazuki Gen[1], Koichi Kan[1], Yoichi Yoshida Yoshida[1], Hidehiro Yasuda[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. UHVEM, Osaka Univ.)
10:45 AM - 11:00 AM

[1M04] Ultrafast electron diffraction using low-emittance femtosecond electron pulses
*Kazuki Gen[1], Yang Jinfeng[1], Koichi Kan[1], Yoichi Yoshida[1] (1. Osaka Univ ISIR)
11:00 AM - 11:15 AM

[1M05] Analysis of terahertz electric field profile measured using photoconductive antenna
*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Masao Gohdo[1,2], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka University, 2. Graduate School of Engineering, Osaka City University)
11:15 AM - 11:30 AM

[1M06] Dependence of W-derived photons and MoO_3-derived photons on W thickness
*Jaewoong Jang[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1M07-12] Quantum Beam Application

Chair:Koichi Kan(Osaka Univ.)
2:45 PM - 4:20 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M07] Elemental analysis of nuclear reactor structural materials using ion beam
*Koki Sakamoto[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] (1. Tokyo City Univ)
2:45 PM - 3:00 PM

[1M08] Low-Dose XRF Excited by Proton-Induced Monochromatic X-Rays for Cultural Heritage Analysis
*Yoshiyuki Oguri[1], Taichi Kobayashi[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1], Naoto Hagura[2] (1. Tokyo Tech, 2. Tokyo City Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[1M09] Examination of grafting rate evaluation method for elucidation of reaction dynamics in ion beam graft polymerization method
*shinya nakajima[1], Ryoichi Inoue[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)
3:15 PM - 3:30 PM

[1M10] Temperature Effects on Chemically Amplified Resists Film Irradiated by Electron Beam
*Yuta Ikari[1], Kazumasa Okamoto[1], Naoki Maeda[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Takao Tamura[2] (1. Osaka Univ., 2. NuFlare Technology, Inc.)
3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1M11] Study on irradiation of resist materials by soft x-ray free-electron laser

*Kazumasa Okamoto[1], Syunpei Kawai[2], Shigeo Hori[2], Yuta Ikari[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Masaharu Nishikino[3], Masahiko Ishino[3], Thanh-Hung Dinh[3], Hiroo Kinoshita[4] (1. Osaka Univ., 2. Hokkaido Univ., 3. QST, 4. Univ. of Hyogo)

3:45 PM - 4:00 PM

[1M12] Demonstration of Isotope CT Using NRF Absorption Method in UVSOR-BL1U

*Khaled Ali[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki SHIZUMA[2], Hiroyuki Toyokawa[3], Yoshitaka Taira[3], Calin Alexandru Ur[4], Violeta Iancu[4] (1. Kyoto Univ., 2. QST, 3. AIST, 4. ELI-NP)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1M13-15] Neutron Application

Chair:Kazumasa Okamoto(Osaka Univ)

4:20 PM - 5:10 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M13] Improvement of an analysis method for crystalline phase volume fraction using Bragg-edge neutron transmission imaging

*Miyuki Sato[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1M14] Improvement of Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1], Jaehong Lee[1] (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[1M15] Current status of the MIEZE-type spin echo spectrometer at BL06 VIN ROSE at J-PARC MLF

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Hitoshi Endo[2], Fumiaki Funama[3], Yuji Kawabata[1] (1. KURNS, 2. KEK IMSS, 3. Kyoto Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

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

[1M16-18] Medical RI Manufacturing

Chair:Yoshiyuki Oguri(Tokyo Tech)

5:10 PM - 6:00 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M16] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

*Noriko S. Ishioka[1], Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. QST(present affiliation:MHI))

5:10 PM - 5:25 PM

[1M17] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

*Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Masashi Koka[4], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2], Noriko S Ishioka[1] (1. QST, 2. JAEA, 3. QST (present affiliation: MHI), 4. Beam Operation)

5:25 PM - 5:40 PM

[1M18] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

*Tomohiro Furukawa[1], Toshihide Takai[1], Hiroo Kondo[3], Shigeki Watanabe[2], Noriko Ishioka[2] (1. JAEA, 2. QST, 3. QST (present affiliation: MHI))

5:40 PM - 5:55 PM

Room N

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

[1N01-03] Radiation Dose Measurement/Evaluation

Chair:Noriaki Nakao(Shimizu)

10:00 AM - 10:50 AM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N01] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4] (1. Toshiba Energy Systems and Solutions Corporations, 2. TNS, 3. JAEA, 4. MRI)

10:00 AM - 10:15 AM

[1N02] Duct streaming studies for JT-60 building

*Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1], Atsuhiko Sukegawa[2] (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[1N03] Radiation measurement with SLAM and dose analysis

©Atomic Energy Society of Japan

*Akihiro Ishikawa[1], Hidenori Kawano[1], Minehito Kobayashi[1], Terumasa Sanpei[1], Alan Shippen[2], Rosie Lester[2], Matthew Paul Mellor[2] (1. ATOX , 2. CREATEC)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[1N04-07] Radiation Shielding

Chair:Yoshitomo Uwamino(Shimizu)

10:50 AM - 11:55 AM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N04] Study on shielding performance for an accelerator-driven transportable neutron source

*Masato Tachibana[1], Tomohiro Kobayashi[2], Yujiro Ikeda[2], Yoshie Otake[2], Jun Kawarabayashi[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University, 2. Institute of Physical and Chemical Research)

10:50 AM - 11:05 AM

[1N06] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Robert Froeschl[4], Markus Brugger[4], Stefan Roesler[4], Elpida Iliopoulou[4], Angelo Infantino[4] (1. Shimizu Corporation, 2. KEK, 3. Hiroshima Univ., 4. CERN)

11:20 AM - 11:35 AM

[1N07] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Lee Eunji[4], Hiroshi Yashima[5], Tetsurou Matsumoto[6], Akihiko Masuda[6], Takahiro Oyama[2], Seiji Nagaguro[2], Yoshitomo Uwamino[3] (1. Hiroshima Univ., 2. KEK, 3. Shimizu, 4. Kyushu Univ., 5. Kyoto Univ., 6. AIST)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1N08-10] Monte Carlo Calculation

Chair:Hideo Hirayama(KEK)

2:45 PM - 3:35 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N08] Estimation of systematic uncertainty in PHITS using bootstrap method

*Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1N09] Accuracy of Monte Carlo calculation in the useful beam direction of the medical electron linac

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1N10] Improvements to DCHAIN-SP and its data libraries

*Hunter Ratliff[1], Chikara Konno[1], Norihiro Matsuda[1], Tatsuhiko Sato[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[1N11-13] Shielding Standard

Chair:Shintaro Hashimoto(JAEA)

3:35 PM - 4:25 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N11] Development of a dose rate prediction method for various sampled fuel debris

*Keisuke Okumura[1,2], Kenichi Terashima[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

3:35 PM - 3:50 PM

[1N12] Publication of " A Handbook of Radiation Shielding -applications-"

*Yoshitomo Uwamino[1,2] (1. Institute of Technology, Shimizu, 2. RIKEN Nishina Center)

3:50 PM - 4:05 PM

[1N13] Discussion on the Standardization of Shielding Concrete

*Koichi Okuno[1], Kenichi Kimura[2], Mikihiro Nakata[3], Yukior Sakamoto[4], Toshinobu Maenaka[5], Ryu Shimamoto[6], Masahiro Tahiguchi[7], Tomohieo Ogata[8] (1. Hazama Ando Corp., 2. Fujita corp., 3. MHI NS Eng., 4. ATOX Corp., 5. Takenaka corp., 6. Chuden corp., 7. Taisei corp., 8. MHI)

4:05 PM - 4:20 PM

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

[1N14-16] Radiation Metrology

Chair:Akira Taniike(Kobe Univ.)

4:25 PM - 5:15 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N14] Estimation of Cs-137 contamination with pinhole gamma camera

*Hideo Hirayama[1,2], Katsumi Hayashi[2], Kohei Iwanaga[2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[2] (1. KEK, 2. NRA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1N15] The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding

©Atomic Energy Society of Japan

*Norihiro MATSUDA[1], Yoshihiro HIRAO[2] (1. JAEA, 2. NMRI)

4:40 PM - 4:55 PM

[1N16] The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding

*Yoshihiro Hirao[1], Norihiro Matsuda[2] (1. NMRI, 2. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

Room O

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

[1O01-07] Advanced PRA Methodology

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)
10:00 AM - 11:55 AM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O01] Application of Surrogate Models for Dynamic PRA

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

10:00 AM - 10:15 AM

[1O02] Application of dynamic PRA to the design optimization of sodium-cooled fast reactors

*Miku Ishizaki[1], Futoshi Tanaka[1], Hiroshi Sakaba[1], Chihiro Nishizaki[1], Tsuyoshi Sawairi[1], Atsushi Kato[2], Akihiro Ide[3], Akihiro Shibata[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

10:15 AM - 10:30 AM

[1O03] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

*HITOSHI MUTA[1], YASUKI OHTORI[1] (1. Tokyo City University)

10:30 AM - 10:45 AM

[1O04] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

*Kenji MORI[1], Hitoshi MUTA[1], Yasuki OHTORI[1] (1. Tokyo City Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1O05] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

*Yoshifumi Katayama[1], Toshiaki Sakai[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1O06] Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

*Satoshi Shinzaki[2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. NEL)

11:15 AM - 11:30 AM

[1O07] Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

*Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2], Satoshi Shinzaki[2] (1. The University of Tokyo, 2. Nuclear Engineering, Ltd)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1O08-13] PRA Technology 1

Chair:Hiroshi Ujita(AdvanceSoft)
2:45 PM - 4:25 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O08] Trial Evaluation of Human Error Probability by IDHEAS method

*Takuro Tobo[1], Nobuhisa Takezawa[1], Go Tanaka[1], Yuji Komori[1], Hiroyuki Takeuchi[1] (1. TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:00 PM

[1O09] The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2

*Toshiyuki Aratani[1,2], Keisuke Takashima[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

3:00 PM - 3:15 PM

[1O10] The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2

*You Higashiyama[1], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Keisuke Takashima[1,2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

3:15 PM - 3:30 PM

[1O11] KK-6,7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

*Ryotaro Sato[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2], Takatoshi Futatsugi[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1O12] KK-6,7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

*Yuuya Ootaki[1], Natsuki Shiraishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2], Takatoshi Futatsugi[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:45 PM - 4:00 PM

[1O13] Proposal of the Alpha factor formularization method for the staggered test

*Tomohiko Ikegawa[1], Takahisa Matsuzaki[1], Ryusuke Kimura[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1O14-19] PRA Technology 2

Chair:Sunghyon Jang(Univ. of Tokyo)
4:25 PM - 6:00 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O14] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

*Koichi Nakamura[1], Masato Nakamura[2], Yuki Takahashi[2], Yuu Nakajima[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. MRI Research Associates, Inc)

4:25 PM - 4:40 PM

[1O15] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

*Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

4:40 PM - 4:55 PM

[1O16] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

*Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM

[1O17] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

*Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM

[1O18] Determination of design tornado wind speed based on damage probability

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Hiromaru Hirakuchi[1], Tetsuya Hayashi[2], Masashi Kuramasu[2], Ichiro Tamura[2] (1. CRIEPI, 2. Chugoku Electric Power Co.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1O19] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Toshiaki Sakai[1], Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Masato Nakajima[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Tokyo City Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Sep 11, 2019

Room B

[1B_GM]「バックエンド部会」第51回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B_GM] General Meeting

Room G

[1G_GM]「原子力安全部会」第22回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G_GM] General Meeting

Room H

[1H_GM]「社会・環境部会」第41回全体会議
12:10 PM - 1:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H_GM] General Meeting

Room I

[1I_GM]「核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会」第23回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I_GM] General Meeting

Room J

[1J_GM]「炉物理部会」第51回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J_GM] General Meeting

Room K

[1K_GM]「計算科学技術部会」第26回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[1K_GM] General Meeting

Room M

[1M_GM]「加速器・ビーム科学部会」第42回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M_GM] General Meeting

Room O

[1O_GM]「リスク部会」第5回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1B_PL] Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

Chair:Tamotsu Kozaki(Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B_PL01] Overview of the Results of JAEA's Underground Research Laboretory Projects

*Takeshi Semba[1] (1. JAEA)

[1B_PL02] Research and Development at Underground Research Laboratories by RWMC

*Masato Kobayashi[1] (1. RWMC)

[1B_PL03] Research and Development at Underground Research Laboratories by CRIEPI

*Ryuta Hataya[1], Yasuharu Tanaka[2], Takuma Hasegawa[3] (1. CRIEPI, 2. CRIEPI, 3. CRIEPI)

[1B_PL04] Overview of International Cooperative Project utilizing Foreign U.R.L. and Expectations for the Future

*Kiyoshi Fujisaki[1] (1. NUMO)

[1B_PL05] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2019年秋の大会

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

（1）原子力機構における深地層の研究施設計画の成果の概要

(1) Overview of the Results of JAEA's Underground Research Laboratory Projects

*仙波 毅[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」）は、地元自治体と協定等を締結し、北海道・幌延町の「幌延深地層研究計画」（以下、「幌延計画」）と岐阜県・瑞浪市の「超深地層研究所計画」（以下、「瑞浪計画」）の 2 つの深地層の研究施設計画（以下、「URL 計画」）を進めている。我が国の地層処分事業とその安全規制の両面を支えるため、幌延深地層研究計画では堆積岩を、超深地層研究所計画では結晶質岩をそれぞれ対象とし、地層処分事業の段階的な進展に先行して、第 1 段階：地上からの調査研究段階、第 2 段階：坑道掘削時の調査研究段階、第 3 段階：地下施設での調査研究段階と段階的に研究開発を進めている。本報告では、URL 計画の成果の概要を示す。

2. URL 計画の成果の概要

URL 計画では、第 1 段階から第 2 段階にかけて、地上からの調査・解析・評価手法の妥当性や、研究坑道の施工・維持・管理に関わる工学技術の有効性を確認した[1),2),3),4),5),6)]。原子力機構は、2013 年に「日本原子力研究開発機構の改革計画自己改革－「新生」へのみちー」を策定し、この自己改革の一環として、URL 計画で行う研究課題としてそれぞれ 3 つの必須の課題を設定した[7)]。現在、研究開発の第 3 段階として、これらの課題に取り組んでいる。これまでに得られた成果としては、例えば、幌延計画においては、突発湧水の発生の原因となり得る粘土質せん断帯の事前予測において、鉱物中の包有物に着目した手法が有効であること[8)]や、瑞浪計画においては、坑道閉鎖後の物質の閉じ込め能力を実際の坑道を用いて示したこと[9)]等があげられる。研究開発を進めるにあたり、原子力環境整備促進・資金管理センターとの地下環境での人工バリアの搬送定置・回収技術に関する研究（幌延計画）や、電力中央研究所との物質移動に関する調査・評価技術の開発（瑞浪計画）等、研究機関や大学等との共同研究を進めている。また、国民との相互理解の促進の活動として、定期的に施設見学会を開催する等、地下研究坑道を積極的に公開している。2019 年 3 月までの入坑者数は、幌延の施設が延べ約 11,000 人、東濃の施設が延べ約 21,000 人である。

2-3. おわりに

原子力機構は、地層処分事業や安全規制に具体的に役立つよう、これらの成果を適切に取りまとめ、発信していく。

参考文献

1) 三枝ほか (2007), JAEA-Research 2007-043.; 2) 野原ほか (2016), JAEA-Research 2015-026.; 3) 太田ほか (2007), JAEA-Research 2007-044.; 4) 藤田ほか (2007), JAEA-Research 2007-045.; 5) 佐藤ほか (2017), JAEA-Research 2016-025.; 6) 濱ほか(2015), JAEA-Research 2015-007.; 7) 日本原子力研究開発機構 (2013), "日本原子力研究開発機構の改革計画に基づく「地層処分技術に関する研究開発」報告書－今後の研究課題についてー".; 8) Ishii, E. and Furusawa, A., Engineering (2017), Geology, 228, 158-166.; 9) Iwatsuki, T. et al. (2017), Applied Geochemistry, 82, 134-145.

*Takeshi Semba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2019年秋の大会

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待
Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

(2) 原環センターにおける深地層の研究施設を活用した研究開発について

(2) Research and Development at Underground Research Laboratories by RWMC

*小林　正人[1]
[1]原子力環境整備促進・資金管理センター

○はじめに

原環センターでは高レベル放射性廃棄物の地層処分について、特に工学的観点から人工バリアの製作・施工技術の整備、品質管理技術の検討に取り組んできた。人工バリアの製作・施工技術については、要素試験から実規模の装置による実証的な検討まで段階的な技術整備を通して、我が国の地層処分事業に適用可能な技術としての実現性を確認しつつ技術オプションの整備を進めている。人工バリアの品質管理技術の検討例としては、定置後の処分環境における炭素鋼オーバーパック溶接部の腐食挙動、緩衝材の再冠水時の浸潤挙動・流出挙動などを対象とした。これらの検討を実際の地下環境での試験や試験環境が制御できる室内試験によって行うことにより、前述の製作・施工技術として整備した技術が長期の安全性を確保するうえで期待される機能を満足することを示すための知見を拡充してきた。地層処分事業に対する信頼感をさらに高めていくには、実際の地下環境条件における技術的実現性の提示、人工バリア材料等の挙動評価技術の有効性の提示などの工学的な観点からの取組を着実に進めていく必要がある。また、2015 年 5 月に改定された「高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」で示された回収可能性を担保するための技術の整備も事業や施策への信頼感の醸成に向けた重要な課題である。

○深地層の研究施設における試験の概要

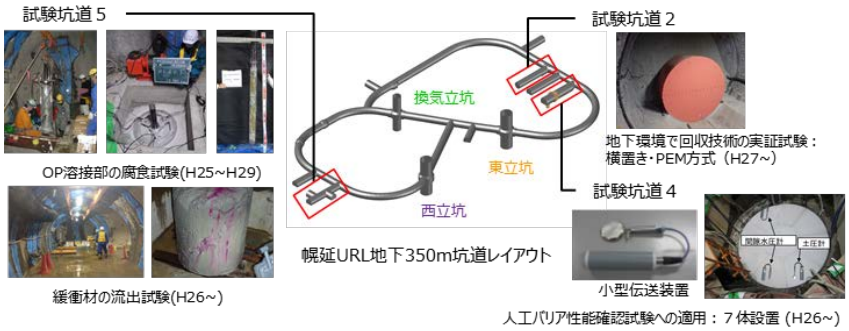
これらの技術開発課題について、原環センターは日本原子力研究開発機構幌延深地層研究センターとの共同研究契約等により、地下 350m の試験坑道を活用した調査研究計画を策定し取り組んできた。

人工バリア等の健全性評価及び無線計測技術の適用性に関する研究 [1)]

地下 350m の試験坑道 5 において、原位置の実地下水を使用した炭素鋼オーバーパック溶接部の腐食試験や緩衝材の流出試験を実施し、これまでに室内試験で得られた知見等の妥当性を検証するとともに、実環境で実際に起こる挙動の把握を行った。同深度の試験坑道 4 で実施中の人工バリア性能確認試験では、ケーブルが不要な無線伝送技術による計測技術の実証試験を実施している。

搬送定置・回収技術の実証的検討に関する研究 [2)]

処分坑道横置き・PEM*方式を対象とした回収技術については、地下 350m の試験坑道 2 を活用した実規模の実証試験を実施している。同試験では、一連の定置作業の逆動線による回収作業を念頭に置き、PEM-坑道間へスクリュー方式／吹付け方式による隙間充填材の施工試験、機械的方式／流体的方式による隙間充填材の除去試験、狭隘な空間にも適用可能なエアベアリング方式の定置装置による PEM の回収試験を実施中である。*PEM: Prefabricated Engineered barrier system Module



本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「処分システム工学確証技術開発（平成 25 年度～平成 29 年度）」,「可逆性・回収可能性調査・技術高度化開発（平成 27 年度～平成 30 年度）」の成果の一部である。

参考文献

1) 原環センター、平成 25 年度～29 年度　処分システム工学確証技術開発　報告書、2014～2018.
2) 原環センター、平成 27 年度～30 年度　可逆性・回収可能性調査・技術高度化開発　報告書、2016～2019.

*Masato Kobayashi[1]
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

2019年秋の大会

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

(1) 電中研における深地層の研究施設を活用した研究開発について

(1) Research and development at underground research laboratories by CRIEPI

*幡谷 竜太[1]，田中 靖治[1]，長谷川 琢磨[1]

[1]電力中央研究所

1. はじめに

一般財団法人電力中央研究所（以下、「電中研」）では、2002 年度より、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」）との共同研究として、瑞浪超深地層研究所と幌延深地層研究センターおよびそれらの周辺において、地下水流動、物質移行などの研究を展開してきた。本発表では、これらのうちの主なものについて紹介するとともに、深地層の研究施設を活用した研究開発の意義について触れたい。

2. 地下水年代

当所では、瑞浪超深地層研究所と幌延深地層研究センター周辺において地下水年代（滞留時間）の研究を継続的に実施している。

瑞浪超深地層研究所は広域的な地下水流動では流出域に位置しているが、14C の前処理がうまくいかない（沈殿ができない）、4He の原位置生成とフラックスの分離ができないなどの技術的な理由により、地下水年代が推定できていなかった [1)]。しかし、地下坑道からの採水では、品質の良いサンプルを比較的簡単に採取する事ができ、採取方法や前処理方法 [2)]を変更し、地下水年代を繰り返し試行することにより、14C、4He、希ガス温度計などの測定精度向上を図ることができた。この結果、研究所周辺の地下水は氷期（約 2 万年前）に涵養した地下水であると推定できた。現在は、更なる精度向上・確証を目指して、データを蓄積している。

幌延深地層研究センターでは、瑞浪超深地層研究所に比べて地下水の流れが遅く、3H などを含む新しい地下水の流入は確認できていない。立坑周辺では、非常に古い地下水（化石海水）が滞留している可能性が示唆された [3)]。一方、地層境界などの高透水部では、降水の混合が進んでいる傾向がみられた。これらのことと、Cl 濃度や水素・酸素同位体比の分布は非常に緩やかに変化することから、移流ではなく拡散が支配的ではないかと考えられた。この降水の輸送形態や地下水年代を調査するために、現在、拡散により分離する物質（Cl と δD）や δ37Cl の分別に基づく評価 [4)]や、新しいトレーサーを用いた地下水年代測定を実施している。

3. 物質移行

岩盤の物質移行特性を評価するためには、原位置でのトレーサー試験が極めて有効であると考えられ、当所では、原位置トレーサー試験のための試験装置と、試験結果から岩盤の物質移行特性を推定する手法の開発を進めてきた。そして、それらの装置・手法の有効性を実証するため、瑞浪超深地層研究所において原位置トレーサー試験を実施した [5)]。トレーサー試験に先立ち、試験場にボーリング孔を複数本掘削し、従来手法による地質・地下水調査を実施し、孔間距離数 m に広がる単一の水みち割れ目を試験対象として選定した。トレーサー試験では、非収着性物質である重水素とウラニン、収着性物質である Rb と Ba をトレーサーとして使用した。トレーサー試験の結果、収着性物質が非収着性物質に比べて遅れて回収されることが確認された。また、非収着性トレーサーの回収濃度からは試験対象割れ目の開口幅と分散長を、収

*Ryuta Hataya[1], Yasuharu Tanaka[1]and Takuma Hasegawa[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

着性トレーサーの濃度からは割れ目周辺のマトリクスに対する分配係数を、それぞれ推定できた。今年度は、多数の水みち割れ目のネットワークを対象とした、より長い孔間距離での原位置トレーサー試験を実施している。

4. 掘削影響

掘削影響領域では、地圧や岩盤の強度との関係による岩盤の損傷（掘削損傷領域）、間隙水圧の低下や脱ガスの影響などによる水飽和度の低下（不飽和領域）、坑道周辺の地圧分布の変化（応力再配分領域）など、岩盤に様々な変化が生じると考えられている。これらは、放射性核種の移行挙動に影響する可能性がある。そこで、JAEA と共同で、幌延深地層研究センターにおける地下坑道掘削に伴う掘削影響領域の調査を 2008 年より実施している[6,7]。

これまでに、坑道掘削に伴い、坑壁の周辺において割れ目の形成や弾性波速度、比抵抗の変化等が捉えられた。また、掘削影響の深度による違いも見られた。掘削損傷領域の範囲（坑壁からの距離）は、GL-140 m で最大約 0.45 m、GL-250 m で最大約 1 m と推察され、後者がより割れ目が進展していると推察された。一方、不飽和領域の範囲は、140 m では坑壁から 1 m 以内、250 m 坑道では不飽和領域はほとんど形成されていないと推察された。今後、岩盤の力学特性や化学特性、透水特性に関する深度による違いを詳細に検討することで、両深度の掘削影響領域において生じた物理変化の要因を明らかにしていきたい。

5. おわりに

深地層の研究施設では、ボーリング調査では得られない試料やデータを取得することができる。欧米の楯状地（非常に古い地層）などと比べ割れ目の分布密度が比較的高い岩盤、比較的新しい堆積軟岩、といった我が国に特徴的な地層を地表の影響（風化など）が少ない状態で直接観察できる点は、深地層の研究施設の大きなメリットである。また、封圧採水や掘削水の除去は地表からのボーリング調査では多大な労力を要するが、深地層の研究施設では相対的に容易であり、溶存ガスなどの地化学特性の品質の良いデータを提供してくれている。さらに、掘削影響領域に関する調査では、深部の坑道周りの岩盤の経時変化についても 10 年以上にわたって調べてきたが、地層処分の深度相当の地質環境の経時変化を容易に捉えられるという点でも施設の意義は大きい。これらのメリットは、地質環境特性の調査・評価技術にとって、決定的に重要である。一方で、具体的には坑道間で、あるいは、坑道と地表間でなど、地表とは異なる条件下で、物理探査やトレーサー試験の深化といった調査・評価技術の開発にも期待がかかる。

謝辞

本稿で紹介した地下水年代と物質移行の研究は、経済産業省「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（岩盤中地下水移行評価確証技術開発）」、同「高レベル放射性廃棄物等の地層処分技術に関する調査等事業(岩盤中地下水流動評価技術高度化開発)」の一環である。また、掘削影響の研究は、日本原子力研究開発機構と共同で実施したものの一部である。関係者の方々に謝意を表す。

引用文献

1) Hasegawa *et al*., 2016, Geochimica et Cosmochimica Acta , 192, 279-294.
2) Nakata. *et al*., 2016, Radiocarbon, 58, 491-503.
3) Nakata. *et al*., 2018, Geofluids, vol. 2018, Article ID 7823195, 21 pages, 2018. doi:10.1155/2018/7823195.
4) Hasegawa *et al*., 2018, Chemical Geology, 483, 247-253.
5) 田中ほか、2018、日本地下水学会 2018 年秋季講演会講演予稿、150-153.
6) 窪田ほか、2017a、電力中央研究所報告、N17005.
7) 窪田ほか、2017b、電力中央研究所報告、N17006.

2019年秋の大会

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

（4）海外施設での共同研究例と今後への期待

(4) Overview of International Cooperation at Foreign URL and Its Future Development

*藤﨑　淳[1]

[1]原子力発電環境整備機構

1. はじめに

原子力発電環境整備機構（以下、「NUMO」）は、地層処分の実施主体として、

① 技術課題に関わる技術力の獲得

② 研究インフラを伴う包括的な人材育成

③ プロジェクト管理技術の強化

④ 国際貢献

といった様々な目的から国際共同研究を積極的に進めており、表-1 に NUMO が参加している国際共同研究およびプロジェクトとその目的を示す。特に地下研究施設を利用したプロジェクトは、地層処分場を設置するような実際の地下深部の条件で現象の理解やモデル・データの開発、工学技術の実証という観点で重要な場と位置づけている。

表-1 NUMO が参加する国際共同研究／プロジェクトと目的

国際共同研究／プロジェクト		目　的※
NWMO 共同研究（銅コーティングオーバーパック）		①
LBNL 共同研究（断層の水理／力学的挙動）		①，②，④
Nagra 共同研究（地下水調査手法整備）		①，③，④
グリムゼル試験場（Nagra）における国際共同研究（GTS Phase VI）	CFM（コロイド生成・核種移行試験）	①，②
	CIM（長期変質セメント中の移行試験）	①，②
	LTD（長期拡散試験）	①，②
	MaCoTe（金属材料腐食試験）	①，②
エスポ岩盤研究所（SKB）における国際共同研究	横置き定置概念 KBS-3H の実規模実証試験（解体）	①，②，③
	人工バリアタスクフォース	①，④
OECD/NEA 国際プロジェクト	EGOS（操業安全性に関する検討）	①，④
	Clay Club（堆積岩に関する検討）	④
	Crystalline Club（結晶質岩に関する検討）	③，④
	FEP Database（国際 FEP データベース整備）	④
国際共同プロジェクト（ボーリング孔閉塞技術）		①，④
国際共同プロジェクト BIOPROTA（生活圏モデル・データに関する検討）		①，④
国際共同プロジェクト NAWG（ナチュラルアナログに関する検討）		①，④

※本文中の番号に対応

*Kiyoshi Fujisaki[1]

[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan

地層処分場の閉鎖後長期の安全性の評価においては、処分場で生起する現象に関する知識や数理モデルを用いて処分場の状態変遷を考慮してシナリオを記述し、シナリオに対応した核種移行プロセスのモデル数値解析を行う。事業期間を通じて安全性の評価の信頼性を確保し、より高めていくために、現象に関する知識の蓄積や数理モデルの妥当性を絶えず確認していくことが重要である。このことから、室内試験および原位置試験における実測データの取得や、実測データとモデル計算の結果との比較・評価を行うための「場」が必要であり、その一つとして、NUMO はスイス放射性廃棄物管理組合（以下、「Nagra」）のグリムゼル試験場（以下、「GTS」）における国際共同プロジェクト（以下、「GTS Phase VI」）[1]に 2016 年度から参加している。GTS Phase VI には、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」）と共同で参加しており、原位置における試験データの取得・評価に協働して取り組むことによって、これまで研究開発機関として GTS Phase VI にも参加していた JAEA に蓄積されている知識や経験を NUMO へ円滑に移転することを併せて志向している。

2. GTS Phase VI の概要と NUMO が参加しているプロジェクト

GTS はスイスアルプスの結晶質岩中に位置し、1984 年から Nagra が運営している。特筆すべき特徴として、試験場内の放射線管理区域（IAEA Level B/C）としている坑道で放射性トレーサーを用いた試験の実施が可能であることがあげられる。GTS Phase VI では、現在 12 ヶ国から 20 を超える機関が参加し、10 件の国際共同研究プロジェクトが進行中である [2) 3)]。NUMO はこれらの国際共同研究プロジェクトのうち、CFM (Colloid Formation and Migration)、CIM (Carbon Iodine Migration)、 LTD (Long Term Diffusion)、MaCoTe (Material Corrosion Test)の 4 件に参加している。以下にこれらのプロジェクトにおける試験の概要を示す。

○**CFM (Colloid Formation and Migration)**：人工バリアからのベントナイトコロイドの生成挙動と母岩の割れ目中における移流による核種移行への影響の理解を目的として、坑道から掘削したボーリング孔で放射性トレーサーを用いた試験を行う（図-1 参照）。

○**CIM (Carbon Iodine Migration)**：セメント系材料中の C-14 と I-129 の移行遅延特性の理解を目的とし、セメント系材料で埋め戻した過去の別プロジェクトで用いられたボーリング孔（セメント系材料の材令 14 年）で放射性トレーサーを用いた試験を行う（図-2 参照）。

○**LTD (Long Term Diffusion)**：拡散による母岩中の核種移行挙動の理解を目的とし、坑道から掘削したボーリング孔で放射性トレーサーを用いた試験を行う（図-3 参照）。

○**MaCoTe (Material Corrosion Test)**：嫌気性環境下における圧縮ベントナイト中での炭素鋼、ステンレス鋼および銅の腐食速度の確認、ベントナイト緩衝材による微生物活動の阻害および微生物による腐食への影響に関する情報の取得を目的として、圧縮ベントナイト中に金属片を埋設した試料を坑道から掘削したボーリング孔内に設置し腐食試験を行う（図-4 参照）。

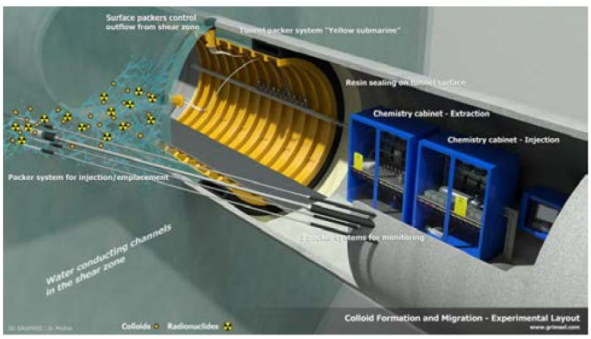


図-1 CFM における原位置試験の概念図（坑道径：3.5 m）[1)]

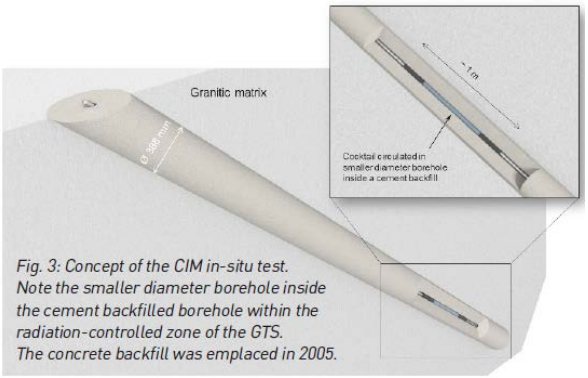


図-2 CIM における原位置試験の概念図 [3)]

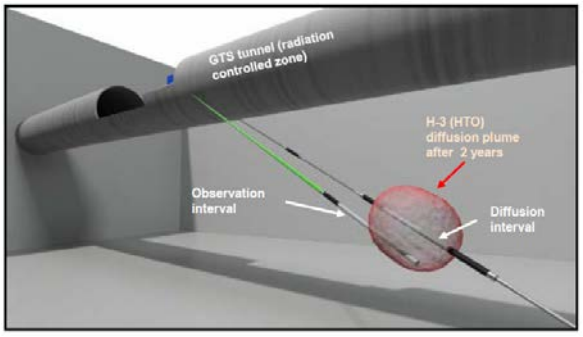


図-3 LTD における原位置試験の概念図 [1)]



図-4 MaCoTe における原位置試験の概念図 [1)]
右：モジュール内のベントナイト中に試験片を設置した状態
左：モジュールをボーリング孔に設置した状態

3. 地下研究施設への期待

NUMO は包括的技術報告書(レビュー版)[4)]において、これまでに蓄積されてきた科学的知見や技術を統合し、地層処分の実施主体として、わが国の地質環境に対して安全な地層処分を実現するための方法を説明するとともに、技術的信頼性をさらに高めるために今後取り組むべき課題について示している。地層処分事業に対するステークホルダーの信頼をより強いものとしていくためには、引き続きこうした課題に取り組み、サイトが特定された場合に、深部地質環境条件を含むサイトの環境条件の調査・評価やその条件に適した処分場を設計し、建設・操業・閉鎖を行うための技術の実証を進めるとともに、安全性の評価のための技術の信頼性を向上させていくことが重要である。こうした技術開発への取り組み、また、必要となる人材の育成、プロジェクト管理技術の強化、日本の国際貢献の場として、地下研究施設には地層処分事業を支援する有効なインフラとして機能することが期待される。

参考文献

1) Vomvoris et al., 2015, NAGRA'S ACTIVITIES AT THE GRIMSEL TEST SITE AND THE MONT TERRI PROJECT: UPDATE AND OUTLOOK, Proc. IHLRWM 2015.
2) Nagra, 2019, Annual report 2018.
3) Nagra, 2019, GRIMSEL TEST SITE(GTS) NEWS LETTER, APRIL 2019 YEAR 01, VOL.1.
4) 原子力発電環境整備機構, 2018, 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－ レビュー版, NUMO-TR-18-03.

(Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[1B_PL05] Discussion

我が国における深地層の研究施設計画は、原子力機構の東濃地科学センター及び幌延深地層研究センターにおいて、それぞれ平成8年、平成13年から開始され、現在、地下の坑道を利用した調査研究が行われている。また、NUMOは海外の施設を利用した国際共同研究に参加しており、その成果も着実にあげてきている。一方で、原子力機構の平成31年度の計画によれば、瑞浪超深地層研究所については、坑道の埋め戻しに着手することとされるなど、今後、地下研究施設を用いた研究開発環境の変化が予想される。
このような状況を踏まえ、現在までに、我が国の深地層の研究施設において得られた成果や果たしてきた役割を改めて確認するとともに、国内外の地下研究施設での研究開発事例なども参照しながら、今後の深地層研究の在り方について、バックエンド部会の立場から幅広く議論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1G_PL] Issues and future tasks related to the evaluation of source terms

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G_PL01] Severe accident analysis and source terms

*Mitsuhiro Kajimoto[1] (1. NRA)

[1G_PL02] Unexplained point of Fukushima Dai-ichi accident related to source terms

*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[1G_PL03] Issues on safety research related to source terms

*Hideo Nakamura[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年秋の大会

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み
Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Development

（1）過酷事故解析とソースターム

(1) Analysis of Accident Progressions and Source Terms for Severe Accident Conditions

*梶本光廣[1]，星　陽崇[1]
[1]原子力規制庁

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災の際、東京電力福島第一原子力発電所の 1 号から 3 号までが炉心損傷に至り、多量の放射性物質が原子炉施設から放出[1)]されるという、重大な事故が発生した（以後、「福島原子力発電所事故」）。このような重大事故時の放射性物質挙動については、1979 年に発生した TMI-2 事故[2)]以後、シビアアクシデント研究及び確率論的リスク評価（PRA）の研究の相互補完によって、多くの知見が蓄積されてきた。この領域でいう「ソースターム」とは、放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間等を総称のことである。放出先が「大気中」の場合が一般的であるが、「格納容器」等の場合もある[3)]。

本稿では、重大事故に至る種々の事故シーケンスのソースターム評価及び安全性評価等への適用の現状並びに今後の課題についてふれる。

2.ソースターム評価に関する研究

2-1. シビアアクシデント時の放射性物質挙動に関する研究

シビアアクシデント時の放射性物質挙動を、模式的に **Figure 1.**に示す[4, 5)]。事故時に燃料から放出されたエアロゾル状及びガス状の放射性物質は、原子炉冷却系内で沈着すると共に、一部は破断口や逃し安全弁を経由して、格納容器系へ移行する。格納容器内では、沈降及び凝縮等の自然沈着、格納容器スプレイ及び圧力抑制プールなどの工学的安全設備によって雰囲気中から除去される。ソースタームの検討において、事故時の放射性物質挙動の把握が重要である。これらの解析モデルの多くは 1970 年代から 1990 年代半ばまでに実施された試験の結果を利用して検証された。

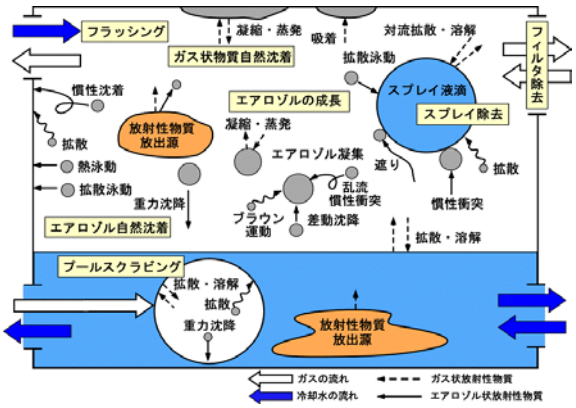


Figure 1. Radionuclide Behavior under Severe Accident Conditions (ref. 4, 5)

(1) 自然沈着及び工学的安全設備による除去

事故後、事故緩和系の機能喪失や運転員による復旧操作に失敗すると、炉心損傷に至る。炉心損傷後の早期には、燃料から Kr-Xe、I、Cs などが放出される。難揮発性の Sr 等は、炉心温度がかなり高温になるまで燃料内に留まる。このように、事故の進展に伴って雰囲気中の放射性物質の組成が変化するなかで、大部分はエアロゾル化して構造物表面に沈着する。

気体状放射性物質は、構造物又はエアロゾル表面で蒸気圧に応じて凝縮・蒸発したり、構造物表面に吸着する。エアロゾル状放射性物質は、拡散、熱泳動、拡散泳動、重力沈降、慣性衝突等によって構造物表面に沈着する。その際、沈着速度は粒子径に依存する。

*Mitsuhiro Kajimoto[1], Harutaka Hoshi[1]
[1]Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA)

PWR の加圧器逃しタンク、蒸気発生器及び BWR の圧力抑制プールでは、プール・スクラビングによる気体状及びエアロゾル状放射性物質の除去が期待できる。また、格納容器スプレイが作動する状況であれば、格納容器に浮遊する気体状及びエアロゾル状放射性物質の除去が期待できる。

(2)事故晩期の放射性物質挙動

事故緩和系の作動や運転員の回復操作にもすべて失敗すると、溶融した燃料・構造物の一部は原子炉（圧力）容器を貫通して、格納容器内に移動する。このような事態に至ると、a)格納容器内に流出した燃料からの放射性物質放出に加えて、b)原子炉冷却系の構造物に沈着した放射性物質が蒸発して原子炉（圧力）容器の破損口から格納容器雰囲気中に放出される [3]。

シビアアクシデント条件下での放射性物質挙動において、エアロゾル状の放射性物質の解析の基盤はかなり確立されてきた。しかしながら、化学反応による化学形態の変化や揮発性化合物の形成など、解析上で不確実さが大きな現象の解析モデル及び検証のためのデータの蓄積が重要である。

2-2. 確率論的リスク評価（PRA）に関する研究

1990 年代の初めには、シビアアクシデント研究と確率論的リスク評価の研究の成果とが相互補完できるようになり、事故シーケンスグループの検討が飛躍的に進んだ [5]。これらの成果は、日本原子力学会の PRA 実施基準にも反映されている。

(1) 事故シーケンスグループのソースターム

BWR-5 Mark-II 原子炉施設のソースタームの解析結果を **Figure 2.**に示す。横軸は炉心損傷開始から格納容器過圧破損に至るまでの時間である。縦軸は、それぞれの事故シーケンスの大気中への放出割合を示している。なお、格納容器の破損箇所を、ドライウェル、圧力抑制プール気相部及び圧力抑制プール液相部とした場合の解析結果を、まとめて示している。

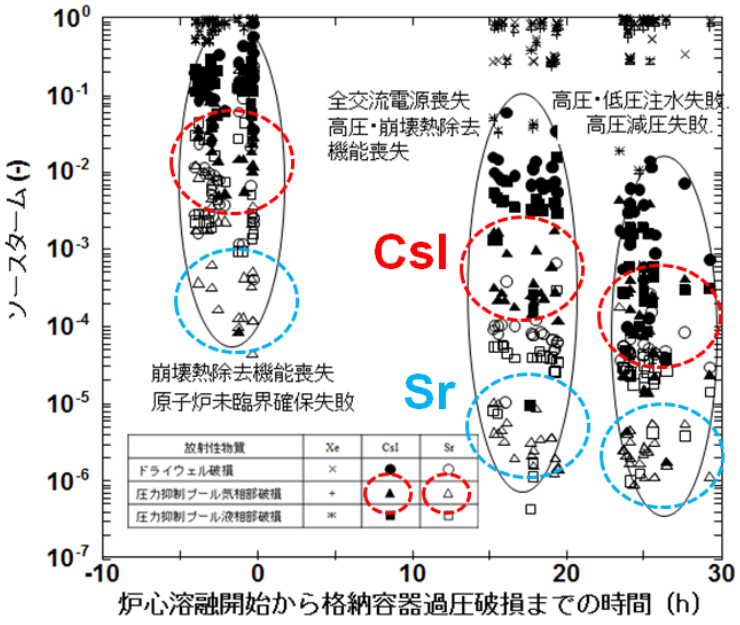


Figure 2. Accident Sequence Groups & Source Terms (ref.5)

高圧系及び低圧系による炉心注水が失敗すると早期に炉心損傷に至る（高圧・低圧注水失敗、高圧・減圧失敗）。その後、事故緩和系の復旧操作等が失敗すると、原子炉圧力容器破損、格納容器破損に至る。

全交流電源喪失では、非常用バッテリーが有効な期間までは、蒸気駆動の隔離時冷却系によって炉心に注水可能である。このため、炉心損傷開始から格納容器破損に至るまでの時間が高圧・低圧注水失敗と比べて短い。

崩壊熱除去機能喪失や原子炉未臨界確保失敗では、格納容器が破損した後に炉心損傷に至る。このため炉心損傷開始から格納容器破損に至るまでの時間が、便宜上で負値になっている。

(2)ソースタームの特徴

Fig. 2 において破線丸印を付しているのは、圧力抑制プール気相部が破損した場合のソースタームである。この場合は、大気中へ放出されるまでに圧力抑制プールでのプール・スクラビングによって放射性物質が除去されるため、他の破損箇所と比べて、ソースタームが小さい。ただし、圧力抑制プールにおける放射性物質の除染係数（DF）をみると、崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスグループでは、圧力抑制プ

ールが飽和状態に近いため、プール・スクラビングによる放射性物質の除去効率が低下する。

炉心損傷開始から格納容器破損までの時間が長いほどソースタームが小さくなる傾向は、格納容器雰囲気に浮遊する放射性物質がエアロゾルの性状であり、かつ、自然沈着に寄与する時間が長いことによる。

Fig. 2 の CsI に着目すると、同じ事故シーケンスグループのソースタームは 1 桁程度の幅に収まる。ただし、同じ事故シーケンスグループであっても、破損箇所が異なるとソースタームは桁で相違する。このように、ソースタームの不確実さ幅を分析する際には、条件の相違を十分に把握しておくことが重要である。これを区別しないで一括して不確実さ伝播解析をすると、不確実さの幅が不当に大きくなる。

(3) レベル 1 PRA とのインターフェイス

確率論的リスク評価のレベル 2（ソースターム頻度）において、**Fig.2** のようなソースタームのプロファイル及びその頻度を導くためには、レベル 1 PRA（炉心損傷頻度）の結果を、事故シーケンスグループ毎に集約するためのインターフェイス（プラント損傷状態の分類）が重要である。

3. 安全評価等へのソースターム指標の適用

(1) 安全評価等とソースターム

原子炉施設の安全評価では、周辺監視区域や敷地境界近傍の線量が一つの指標になっている。例えば、日本の安全評価の「事故」の判断基準の一つは線量である。この線量を計算するためには、原子炉施設から大気中へ放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間といった、いわゆるソースタームの評価が必要である。**Figure 3.**に、「事故」及び「重大事故」におけるソースターム評価の位置づけを示す。

安全評価の「事故」のソースターム評価では、格納容器への放出量や放出期間（瞬時放出）等に大きな保守的を見込んでいる。これに対して米国 NRC は、TMI-2 事故後の研究成果を反映して、事故の進展に応じて格納容器への放出率が変化する等の格納容器へのソースタームを考案し、安全評価で適用できるように変更した [3]。

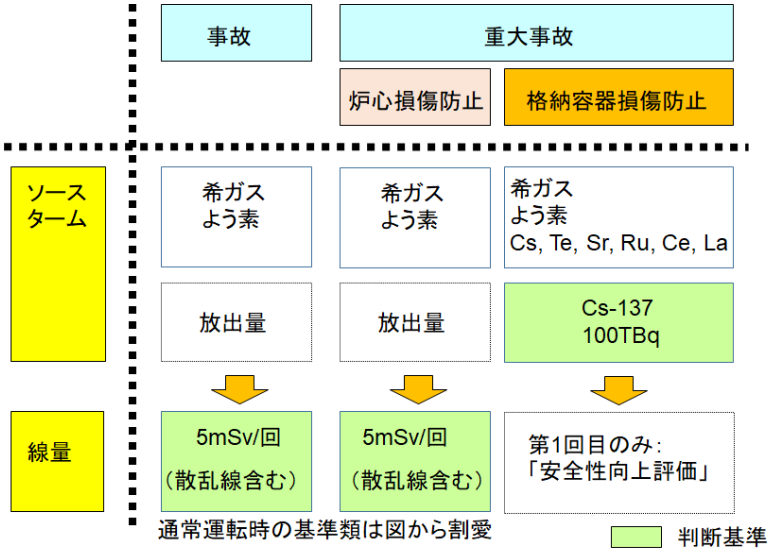


Figure 3. Criteria for Safety Evaluation

日本においては、福島原子力発電所事故後の新規制基準の適合性審査において、重大事故の中で Cs-137 の放出量が 100TBq を下回るというソースタームの情報を判断基準にしている（**Fig. 3**）。現在、新規制基準に適合した PWR 型原子炉施設の Cs-137 の放出量はいずれも数 TBq である。なお、重大事故の線量については、新規制制度の「安全性向上評価」の一環として、第 1 回目の評価の際に公表することになっている。

今後も安全評価等におけるソースターム評価の保守性のあり方や指標を、継続して検討することが重要である。

(2) 安全性向上評価とソースターム

新規制制度の「安全性向上評価」では、確率論的リスク評価のレベル 2PRA の中で、ソースタームの超過発生頻度を評価する。レベル 2PRA のソースターム評価は、最適評価手法を適用して平均値及び不確実さ幅を評価することが必要である。これらの評価結果が蓄積すると、原子炉施設のソースタームプロファイルが明らかになり、全体を俯瞰したソースターム低減策の検討に役立つ。

レベル 2PRA のソースターム評価では、格納容器イベントツリーで分類される事故シーケンスのすべて

についてソースタームを計算する。事故シーケンスをグループ化する等のアプローチを適用しても、シビアアクシデント総合解析コードによる事故進展及び放射性物質挙動の解析が最小限必要である。

このシビアアクシデント総合解析コードについて、最新知見に基づく解析モデルを導入して、最新の試験結果による検証を継続することが必要である。

(3)ソースターム指標の安全規制への適用例

ソースタームの指標は、防災や安全目標等への適用に加え、ソースターム頻度による安全重要度評価等、様々な応用分野がある。

a) 平成30年度第36回原子力規制委員会（平成30年10月17日）において、事前対策において備えておくことが合理的であると考えられる事故は、「Cs-137の放出が100TBqに相当するもの」とされ、ソースタームが指標の一つになっている。

b) また、原子力規制委員会の安全の目標の議論においては、「Cs137 の放出量が100TBq を超えるような事故の発生頻度は、100 万炉年に1回程度を超えないように抑制」となっており、ソースタームが指標になっている。

4. おわりに

ソースタームは、1970 年頃から現在に至るまで、原子炉施設の規制基準や安全性評価の中で検討されてきた。ソースタームは、事故時の緩和設備の種類・性能及び操作等の原子炉施設の固有の性能を表しており気象条件などの影響が少ない等、安全評価等における利点がある。

このため、現状でソースターム評価と強い関わりがある安全評価、安全性向上評価、防災、安全目標等の分野について、これまでの技術知見を集約して課題をさらに精査し、基準類整備、技術開発及び基礎・知見提供の活動に反映することが望まれる。

参考文献

1) 星　陽崇、JNES-RE-2011-0002 (2011).
2) M. Rogovin, et al., NUREG/CR-1250 (1980).
3) L. Soffer, et al., NUREG-1465 (1995).
4) 梶本光廣、日本原子力学会誌、Vol.48, No.8, 571(2006).
5) 例えば、M. Kajimoto, et al., OECD/NEA, CSNI Report No.176, 525(1990).

2019年秋の大会

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み
Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Developments

(2)ソースタームに関連する福島第一事故の未解明点

(2) Unresolved Issues on Fukushima Daiichi Accident associated with Source Term Evaluations

*山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故においては、大量の放射性物質(ソースターム)が環境中に放出された。本稿では、以下の情報源を元に、ソースタームに関連する福島第一事故の提言及び未解明点を整理し、今後取り組むべき課題を整理する。

(1)日本原子力学会、「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」(2014 年 3 月)　第 8 章「事故の根本原因と提案」(以下、学会事故調報告書)

(2) 日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、「福島第一原子力発電所事故：未解明事項の調査と評価」[1)](以下、未解明事項報告書)

なお、学会事故調最終報告書の「提言」については、廃炉検討委員会において、提言への取り組み状況のフォローアップ調査が行われており、その結果が報告書に取りまとめられている[2)]。

2. 学会事故調報告書

2-1. ソースタームに関連する提言の概要

学会事故調報告書では、5 分類 50 項目にわたり、原子力安全確保に関する幅広い提言が行われている。これらのうち、ソースタームに関連すると考えられる提言を以下にまとめる。

提言 II －直接要因に関する事項－
(3) 緊急事態への準備と対応体制の強化
① 事業者と地方自治体の連携スキームの確立
・情報が少なく不確実さが大きい初期の危機管理の段階では、事業者と地方公共団体が連携し、施設の状態に関してあらかじめ決められた判断基準に基づいて、決められた手順で放射性物質の環境放出前に迅速に緊急防護措置を実行していくスキームを確立するべきである。
② 関係者の役割分担の明文化
・国、地方公共団体、事業者などの関係者は、あらかじめ緊急時におけるオンサイト、オフサイトの役割と責任の分担を協議・決定のうえ明文化すべきである。その際、オンサイトは事業者が、オフサイトは地方公共団体が責任をもって対応し､国はそれらを支援することを原則とすべきと考える。
④ 放射性物質の拡散解析
・SPEEDI などによる放射性物質拡散解析情報については、事故初期の避難などには活用できないなどの限界を理解したうえで、その取扱い方法を明確化するべきである。

*Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

1) 日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会　「福島第一原子力発電所事故:未解明事項の調査と評価」、2018 年 1 月 http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public

2) 日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会　「学会事故調最終報告書における提言への取り組み状況（第 1 回調査報告書)」、 2016 年 3 月 http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public

⑥放射線防護への対処能力強化
・原子力防災に特有の放射能対策に関しては、すべての事故対応にあたる者が放射線防護の原理と被ばく影響に対する知識を十分にもつようにするとともに対処能力を高めるべきである。

(4) 原子力安全評価技術の高度化
① 確率論的リスク評価技術の活用
・自然現象に対する予測の質を高めるため、自然現象の不確かさやプラントシステムの耐性の不確かさを考慮する確率論的リスク評価の活用に優先的に取り組むべきである。
② 最先端計算機性能を活用した数値計算技法の活用
・耐震解析や津波伝播と遡上解析については、常に最先端計算機性能を活用した数値計算技法を活用する方向を目指すべきである。一方で、自然現象の複雑さと我々のもつ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証と適切な運用を心がけるべきである。
③ 安全評価技術の課題や限界の正しい認識
・シミュレーションやリスク評価は、その適用にあたっての課題や限界を正しく認識することによって、安全評価に有用に活用することができる。これらを積極的に活用しつつ、さらにその技術に関して、完成度を高める努力、新しい知見を収集する活動、品質を確保する取組みを産官学が協力して進めるべきである。

提言 IV　―共通的な事項－
(1) 原子力安全研究基盤の充実強化
① 安全性向上の駆動力
・原子力に関する安全研究は、安全に対するアプローチを俯瞰するための理解を深め、多様な安全向上のためのソフト、ハードの継続的な高度化を進めるための駆動力となるべきである。
②人材の維持、育成
・安全研究は高度な原子力人材を維持、育成するためにも重要であって、国際的な協力を進めつつ、真摯に取り組むべきである。

2-2. 提言から示唆される今後の取り組み

ソースタームの評価手法自体に直接言及している提言は少ないものの、ソースタームに関連する提言が述べられている。「提言 II －直接要因に関する事項－ (3)緊急事態への準備と対応体制の強化」においては、SPEEDI の限界及びソースターム評価及び大気拡散計算結果の不確かさについての知識を十分に持つことの重要性を指摘している。「提言 II －直接要因に関する事項－ (4)原子力安全評価技術の高度化」については、ソースターム評価を含む安全評価技術の高度化の重要性を示しているとともに、解析に伴う不確かさの理解と取り扱いについての注意喚起をしている。「提言 IV　―共通的な事項－(1) 原子力安全研究基盤の充実強化」においては、ソースターム評価など基盤研究と、関連する人材育成の重要性を指摘している。

3. 未解明事項報告書

3-1. ソースタームに関連する未解明事項の概要

未解明事項報告書においては、73 項目の「未解明事項」について、報告書発行時までに得られた知見を整理している。これらのうち、ソースタームに関わる項目は以下の通りである。番号は、未解明事項報告書の整理表の番号である。また、未解明事項報告書では、各未解明事項について「A 合理的な説明がなされていると判断されるもの」、「B 重要でないと考えられるもの」、「C これ以上の調査が困難と判断されるもの」、「D 重要であり、今後も継続した検討が必要と考えられるもの」という分類に基づく評価を行っており、この評価結果についても合わせて示す。評価の詳細については、未解明事項報告書を参照頂きたい。

11. 溶融燃料の性状と炉心下部への移行挙動。(D)
12. 燃料の損傷状況，溶融および落下した燃料デブリの圧力容器内および格納容器内の分布状況。(D)
14. 圧力容器および制御棒駆動機構を含む炉心内構造物および圧力バウンダリの損傷状況。(D)
15. D/W，ペデスタル，S/C の損傷状況。(D)
16. 格納容器からの気相（水素・蒸気含む）の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また，漏えい量の時間的変化。(D)
17. 格納容器からの液相の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また，漏えい量の時間的変化。(D)
18. 気相として格納容器から原子炉建屋，さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化，化学形態。(D)
19. 液相として格納容器から原子炉建屋，さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化，化学形態。(D)
20. 格納容器から放出された希ガスの放出率および拡散方向と希ガスによる被ばく線量。(C)
21. ウエットベント時の S/C における放射性物質除去性能。(D)
22. 放射性物質の放出とモニタリング結果で見られる大きな放射線量のピークの関連,特に3 月 15 日 10 時頃，3 月 15 日 23 時頃，3 月 16 日 11 時頃の大きなピークの原因，および 3 月 20 日前後のピークの原因。(A/D)
32. 正門付近での中性子の検出。(D)
40. RPV, 格納容器の内圧および温度などのプラントパラメータの変化とモニタリングポスト指示値の変化の関係。(D)

3-2. 未解明事項から示唆される今後の取り組み

未解明事項報告書では、73 項目の未解明事項について評価をしており、その内訳は以下の様になっている。

A 合理的な説明がなされていると判断されるもの　：45%
B 重要でないと考えられるもの　：8%
C これ以上の調査が困難と判断されるもの　：4%
D 重要であり、今後も継続した検討が必要と考えられるもの　：43%

これまでに得られた知見で、合理的な説明がなされていると考えられる項目が約半数ある一方、今後も継続した検討が必要とされる項目が約 4 割残っている。3-1 節で示したソースターム関連の未解明事項は、その多くが D との評価になっており、今後も継続した検討が必要とされる課題の多くを占めている。

ソースターム関連の課題は、原子炉建屋、格納容器、原子炉容器内部の調査の進捗により、明らかになっていくものと期待でき、廃止措置作業の着実な進捗が望まれる。なお、廃止措置作業にあたっては、「未解明事項」に関する新たな知見が得られるよう、作業計画の立案及び作業の進め方に留意が必要であることを改めて注意喚起しておきたい。

また、基礎的な項目として、建屋内の放射性物質の化学形態、移動挙動、S/C の DF など、基礎的な項目についても知見が十分でない領域があり、今後の継続的な取り組みが必要である。この点については、学会事故調報告書でも指摘されている。

4. まとめ

本稿では、学会事故調報告書の提言及び未解明事項報告書にまとめられた未解明事項をベースにして、ソースタームに関連する検討事項及び今後の課題を整理した。ソースターム評価は、基盤技術として研究・開発に取り組むことが重要であるとともに、その不確かさの理解、関連する人材育成などが重要となる。また、1F 事故のソースタームに関しては、未解明点が多く残っている。廃止措置に伴う炉内の調査に加え、基礎基盤的な知見の拡充も必要であり、今後の継続した取り組みが必要である。

2019年秋の大会

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み
Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Developments

(3) ソースタームに関連する安全研究の課題

(3) Research Subjects on Severe Accident Source Term

*中村秀夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに - ソースタームとは

ソースタームは、軽水炉事故時に放射性物質が大気放出に至る様々なプロセスを具体的に考慮した上で、個々のプロセスに固有の物理化学現象を詳細に検討し、それらを一連の現象として捉えて初めて理解が得られる極めて複雑な内容を包含している。そして、原子炉事故に伴う公衆への放射線影響の本質であって、環境放出を防止・極力低減させる技術の開発・有効性検証における中心的な評価指標でもある。

本稿ではソースタームについて、梶本らによる前稿(2)での解釈「放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間、等の総称」を基に、主にオンサイトでのソースタームに焦点を当て、安全研究の現状と今後の課題について整理を試みる。その際、そもそも安全研究は、安全に第一義的責任を負う事業者が、安全の確保と信頼性向上に向けて成果の有効性検証を含めて行う技術の R&D も含むため、規制、産業界、国際機関、学術界等によって国内外で行われる多様な研究や活動の概観を試みた。

2. ソースタームに関わる安全研究について

2-1. ソースターム研究の範囲と安全研究の計画について

原子力発電所の安全機能「止める」「冷やす」「閉じ込める」のうち、「閉じ込める」が主にソースタームに関わる。ただし、軽水炉では冷却材にも放射性物質が含まれるため、関電美浜 2 号発電所での蒸気発生器伝熱管破断(SGTR)事故の様に、炉心が損傷しなくても微量の放射性物質が環境へ放出される場合がある。一方、放射性物質の大部分は「閉じ込める」機能を持つ燃料ペレットに蓄積するため、炉心の損傷後、燃料被覆管、原子炉容器、格納容器、原子炉建屋の順に「閉じ込める」機能が喪失すると大気放出に至る。安全研究では、それらの経路に特有の流動(液相と気相)と、その流動に随伴し、あるいは局所に止まる放射性物質の全ての挙動が考えられる。

ソースタームが関わる代表的な SA 現象では、炉心の損傷過程、FCI(溶融炉心の冷却材との反応)や MCCI(溶融炉心の格納容器床等コンクリートとの反応)等を含む溶融デブリの挙動、水素爆発、等々、局所や体系全体にわたる多様な物理化学反応の影響を受ける。梶本らの前稿(2)にも述べられたが、放射性物質の固化デブリから冷却水へのリーチング(溶出)等、安定冷却の達成後に長時間継続する現象もある。元来、SA 現象は超高温、高圧、多次元流動、境界条件の変化を伴う物理化学反応、強い放射線の影響等の厳しい条件で生じるが、ソースタームに関わる安全研究の検討では、目標とする特定現象を模擬する特殊な実験設備や計測の検討、適合する解析ツールの都度の開発を含む準備、経験者や関係機関との議論、ギャップアナリシスを含む研究課題と必要性の検討、等を含む周到な計画が行われる。その際、多様な個別現象やその相互連動等を、PRA 分析を含むコード解析等で予備検討し、例えば模擬溶融物を用いた模擬実験の実施と、計測データに基づく新たなモデル・相関式を組み込んだ SA 解析コードの実機適用性の現象スケーリング分析を含む検証を行って初めて、事故の全体を俯瞰した分析が可能になる。

---

*Hideo NAKAMURA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

2-2. ソースタームを評価する解析コードについて

アクシデントマネジメント(AM)による事故進展の防止､影響緩和､回復の各種操作の信頼性の確認には、事故進展と放射性物質の挙動を分析する数値解析コードが用いられ、その現象表現力と精度の確保が求められる。これにより、炉心は健全でも放射性物質の放出を伴う事故から多量の大気放出を伴うシビアアクシデント(SA)迄を一貫評価できる。このとき、考えうる全ての事故シーケンスを 1 つの評価モデルセットで分析する PRA には、実時間の何十倍も早く結果を得る解析コードを用いて、現実的な時間内での計算・分析が必要である。例えば、東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故では安定注水の達成迄に数日を要しており、高速演算の機能は不可欠である。このため日本では、集中定数(LP)型の解析コードとして THALES が開発された。米国 EPRI が開発して、主に産業界が 1F 事故分析に利用する MAAP コードも類似の性能を有する。なお、LP コードは解析体系の空間分解能および流動の模擬機能を思い切って単純・簡素化するため、本来は複雑な 3 次元非平衡流動に随伴するソースターム現象の表現力に劣る場合もあるが、溶融過程を含む炉心損傷を評価する専用モデルとソースターム解析用のモデル群がパッケージとして組み込まれている。これは、1979 年の TMI 事故以降、世界中で精力的に実施されてきた SA 研究の成果を整理・導入したものであり、コード毎に特有の性能を有するが、概ね類似のソースターム分析性能を有している。

一方、LP コードをはじめ、空間分解能の詳細度や流動の多次元・混相・非平衡の段階に応じて、RELAP4 コードを起点とする MELCOR(米国)、CATHARE コード等を基にした ASTEC(欧州)、RELAP5 コードを基にした SAMPSON(日本)等々、様々な SA 解析コードが開発されている。ただし、詳細度の増加と共に演算速度は低下し、例えば SAMPSON は実時間よりはるかに遅い。

ソースターム分析にはこのほか、局所の現象評価や特定核種の挙動評価等、サブルーチン的とも言える解析コードが開発されてきた。THALES コードも当初は、配管内流況を簡易に多次元模擬してソースターム評価する ART コードと連携して用いられ､現在の THALES-2 コードは､複雑なヨウ素化学を扱える Kiche コード等との連携により、分析性能の向上が図られている。なお、1F 事故時には 1 号、3 号、4 号の原子炉建屋で水素爆発が生じ、水素に随伴した放射性物質が一気に大気放出された。この様な現象の分析には上記の SA 解析コードのほか、格納容器内や原子炉建屋内の 3 次元流動の現実的評価が期待できる CFD コードが有利であって、解析性能の改善が進められている。

この様に、SA 評価はほぼ必然的にソースターム評価を伴い、SA 解析コードの利用・連携が不可分であって、安全研究は概ね、例えば規制庁｢軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発｣の様に、解析コードの独自開発ないし導入コードの改良と同時並行で、あるいは、それを念頭に進められている。

3. ソースターム研究の現状

国内外で行われるソースターム研究の主な例を概観する。ただし、現象の議論の詳細は割愛する。

3-1. 東京電力福島第一原子力発電所(1F)の廃炉に関連した研究

1F の廃炉に際しては、政府と東京電力が策定した中長期ロードマップに対応した取り組みが行われている。汚染水対策、使用済み燃料プール(SFP)からの燃料の取り出し、燃料デブリ取り出し、等の主要作業に資する情報の提供を行うソースターム研究として、MAAP や SAMPSON コードの解析精度向上による炉内状況の把握等が国際廃炉研究開発機構(IRID)とエネルギー総合工学研究所(IAE)により国際協力も交えて行われ、現在は「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（廃炉・汚染水対策事業)」が実施される(｢廃炉研究開発情報ポータルサイト｣参照)。また、JAEA の廃炉国際共同研究センター(CLADS)では、燃料破損挙動の機構論的な解明、模擬デブリを用いた燃料デブリの特性評価、Cs の鋼材表面での化学挙動の研究、1F から採取されたサンプルの分析等、ソースターム評価に関係した基礎的な研究が行われている。

3-2. 個別のソースターム研究の例

(1) JAEA での取り組み

JAEA 安全研究センターでは､フランス CEA の VERDON-2 及び同-5 実験等のデータに基づき平衡計算(米国 VICTORIA2 コード等)による核分裂生成物(FP)化学形に関する予測精度の検証、平衡論と速度論を考慮

できる原子炉冷却系内 FP 化学解析コード CHEMKEq の開発、平衡計算で整備した FP 化学組成データベースに基づく代替統計モデルの構築及び同モデルを導入した THALES2 コードによる実機解析、等が実施されている。更に、気相中エアロゾルの除去(液相への移行挙動)に関する基礎的研究として、PONTUS 装置によるプールスクラビング実験及びARES装置によるスプレイスクラビング実験が行なわれると共に、CFDコードへ組み込むモデルの開発と性能検証用データを取得するため、大型の格納容器模擬試験装置 CIGMA による 3 次元の気相流動や混合挙動、格納容器冷却に関する詳細計測実験等が実施されている。

一方、原子力基礎工学研究センターでは、THALES-2、MAAP、SAMPSON の各 SA 解析コードの改良を目指して FP 化学に関する研究が進められている。例えば、CEA の VERDON 装置に類似の配管軸方向に温度勾配を設定可能な TeRRa 装置を用いて、種々の材料クーポンを内壁に装着した模擬配管内への CsI や B_2O_3 を随伴させた水蒸気流の流入による Cs に与える B の化学的影響の検討、壁面沈着した CsI へ還元雰囲気下で B 蒸気が及ぼす影響の検討、等が行われている。さらに、液滴表面へのエアロゾル沈着挙動や、エアロゾルの原子炉建屋内の移行と内壁への沈着挙動、Cs のケイ酸カルシウム材への吸着挙動、CsOH のステンレス鋼表面への化学吸着、等の模擬 FP の物理化学挙動に関する多様な研究が取り組まれている。

(2) 電力中央研究所での取り組み

電力中央研究所原子力リスク研究センター(NRRC)では、原子炉、格納容器、原子炉建屋ならびに SFP における SA 時の事故進展評価に用いる MAAP 等の解析コードの検証や改良、高度化が行われている。特に、モデルプラントを対象としたレベル 2 PRA の試行(ソースターム挙動に係る SOARCA(次項参照)レベルの評価)を目指して、現実的な FP 移行挙動評価手法の開発や SFP 熱流動評価手法の構築が進められている。例えば、格納容器に対しては緩和システムであるフィルターベント FCVS のモデル開発や SFP スプレイ冷却モデルの検証と高度化など多様な課題が、海外専門家のレビューを踏まえたロードマップに沿って取り組まれている。

(3) 海外の例

米国では特に TMI 事故以降、精力的に SA 研究が実施され、開発された SA コード MAAP と MELCOR の詳細なモデル比較「MAAP – MELCOR Crosswalk Phase 1 Study」が、EPRI、サンディア国立研究所(SNL)、NRC、DOE 等、関係者により 2014 年までに行われた。また、NRC は 2012 年までに MELCOR コードを用いた SA の最適評価(best estimate)として SOARCA 研究プロジェクトを行い、代表例としてサリー炉(PWR)とピーチボトム炉(BWR)での種々の SA シーケンスとソースターム(環境放出量)について現実的評価を行った。

3-3. 国際機関等を軸にした研究協力

OECD/NEA や欧州の SARNET/NUGENIA では、参加機関が個別に実施するソースターム研究を含む SA 研究の成果や計画を持ち寄り、研究の到達点や課題を俯瞰した報告書の作成と成果の共有、国際共同研究の場の提供により、参加機関による最新知見の獲得と共有等の活動をしている。

(1) 1F 事故に関わる国際共同研究

OECD/NEA の原子力施設安全委員会(CSNI)は 1F 事故直後から、技術的対応を行う事故の分析と管理ワーキンググループ(WGAMA)を中心に、事故情報の収集や安全性向上に向けた課題の抽出と具体策の検討に努めてきた。特に、1F 事故後の安全研究検討に関する上級専門家グループ(SAREF)を 2013 年末に立ち上げ、1F 事故から得られる安全研究課題及び 1F の安全な廃炉に必要な研究課題の抽出と順位付けを 2016 年迄に行った。一方、2012 年末に事故の進展を SA コードで解析する 1F 事故ベンチマーク解析 BSAF プロジェクト(8 カ国, 主催:JAEA)を開始し、2015～'18 年には格納容器外ソースタームを含む BSAF-2 プロジェクト(11 カ国, 主催:IAE)を実施した。これらは本年 1 月に「福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析」ARC-F プロジェクト(主催:JAEA)に引き継がれ、1) SA コード解析による 1F 事故の進展と放射性物質の移行挙動のより詳細な推定、2) 原子炉建屋や格納容器の内部調査等から得たデータ・情報の集約と管理、3) 残存課題の明確化と将来の長期プロジェクトの検討を開始した。また、CSNI は ARC-F に先行して「燃料デブリの分析に関する予備的研究」PreADES プロジェクトを、NEA 原子力科学委員会(NSC)は「福島第一原子力発電所の事故進展シナリオ評価に基づく燃料デブリと核分裂生成物の熱力学特性の解明に係る協力プロジェクト」TCOFF プロジェクトを、各々実施している(共に、主催:JAEA)。

(2) OECD/NEA 国際共同研究

OECD/NEA では TMI 事故以降、SA 時に環境放出を伴うソースターム評価における不確かさの低減を図るため、PWR の損傷炉心からの FP 放出を検討した OECD-LOFT プロジェクト(1983-'89)を皮切りに、ソースタームについて多くの国際共同研究が行われてきた。代表例は、カナダ AECL によるヨウ素挙動試験 RTF に基づいた BIP(2007-'14)、BIP と連関して行われたフランス IRSN による EPICUR 試験等を利用したヨウ素やルテニウムの挙動に関する STEM(2011-'19)、ドイツ GRS 等による格納容器内の多次元水素挙動やソースターム等に関する THAI(2007-'19)の各プロジェクトであり、概ね第 2 期以上継続されている。

OECD/NEA ではこのほか、各国で行われた代表的実験に対するベンチマーク活動が、国際標準問題(ISP)として行われてきた。ソースタームについては例えば、SA 模擬実験 PHEBUS FPT-1 による ISP-46、TOSQAN, MISTRA, THAI の形状等の異なる格納容器模擬装置の多次元水素挙動模擬実験等による ISP-47 等がある。

(3) 各国ないし EC による国際共同研究

フランス IRSN は、EC 及び EdF と共に PWR 模擬体系で損傷した照射済み核燃料からの FP 移行挙動に関する PHEBUS 実験を基にした PHEBUS FP 研究プログラム(1988-2010)を実施した。更に、ヨウ素化学、炭化ホウ素 B_4C 制御棒の影響、空中での燃料棒の過熱、高温での照射燃料からの FP 放出、の 4 種類の個別効果実験による国際ソースタームプログラム ISTP(2005-'10)を実施した。

スイス PSI は、PWR 蒸気発生器(SG)伝熱管が SA 時の高温・高圧で破損した際の FP 挙動に着目した ARTIST 実験プロジェクト(2003-'11)を実施した。

EC では、主催機関を IRSN とする SARNET が 2004 年から行われ、米国、カナダ、韓国、インドを含む 18 カ国 43 機関が参加している。ここでは、IRSN とドイツ GRS が共同して SA コード ASTEC を開発し、欧州での解析プラットフォームとして解析機能の改善が取り組まれている。また、SA 研究に関する欧州レビュー会議 ERMSAR が隔年で開催され、ソースタームを含む多数の研究発表が行われている。2019 年には、燃料損傷模擬実験、PHEBUS 実験解析、ヨウ素のスクラビング除去、液相中放射性物質評価上の不確かさ、Cs の化学吸着(JAEA)等 11 件がソースターム研究の成果として発表された。なお、SARNET は 2013 年に、Gen.-II と-III の炉を包括して扱う EU のプログラム NUGENIA に組み込まれた。

3-4. 原子力学会での検討

日本原子力学会では、ソースターム分野の研究者の減少に危機感が持たれ、2017 年に「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会が設立されて、FP 実験、ベンチマーク評価、技術課題抽出の 3 つの WG を通じた活動を開始した。同委員会はまず、フランス IRSN での PHEBUS FP プロジェクトの調査報告書に基づいた活動と FP 挙動に関する情報の共有を図ることで、新たな技術者集団の構築を目指した。更に、1F 事故時の FP 挙動について、従来技術では予測できなかったものの抽出と新たな技術課題の整理を試みた。PHEBUS FP 実験のベンチマーク解析活動等の成果は 2018 年 10 月、「事故時の核分裂生成物挙動解明への挑戦」として原子力学会誌に掲載され、更に、「福島第一原子力発電所の廃炉作業時に留意すべき核分裂生成物の影響評価」が、1F での FP 分布の検討の成果として同誌に掲載される予定である。

3-5. ソースターム研究の計画検討

SA 時のソースタームについては既に多くの成果が得られていることから、今後の研究課題とプライオリティの検討が行われており、ここに数件の例を紹介する。

(1) SARNET での検討

SARNET では 2013 年に欧州の専門家グループにより 1F 事故の検討を行い、ニーズと到達点とのギャップ分析に基づいた SARP と呼ばれる SA 研究課題の整理とプライオリティ付けが OECD/NEA の WGAMA 等国際機関の活動と協力しつつ行われた。更に、2017 年に再び NUGENIA TA2/SARNET の 15 の参加機関から専門家グループが選出され、2013-SARP の見直しが図られた。検討対象は、圧力容器内の事故進展、早期及び晩期の格納容器破損のリスク、FP 放出と移行挙動、使用済み燃料プールでの事故、炉計装、熱力学データベース等の 35 課題である。結果に大きな修正はなく、SA 後の長期マネジメントに関する数件の課題が加えられた程度であった。結果は 2019 年の ERMSAR に発表された。ソースタームに係る具体的な課題としては FP の放出や移行に係る現象について、ソースタームへの(放射線照射の影響等による)酸化雰

囲気の影響、高温化学の影響、格納容器内化学の影響等の 8 件が挙げられている。

(2) 原子力学会での検討の例

原子力学会では、熱流動部会、核燃料部会、水化学部会が研究ロードマップを作成している。このうち熱流動部会では 2013 年に SA に関する詳細な技術マップを完成し、同部会のホームページより「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017）28 年度報告書」の一部として公開されている（http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf）。SA の進展に伴って現れる様々な SA 現象を素過程に分解して示し、それらに関する検討の到達点、解析コードやモデル開発等の現状とニーズや課題の分析に基づいたプライオリティ付け等が行われている。本ロードマップは現在、2020 年の春の完成を目指して改定作業が進められている。

4. おわりに ～ ソースターム研究の課題

ソースタームが関わる現象の理解と、より精確な評価に資する情報を提供する安全研究は、本稿に紹介した様に SA 研究と表裏一体で、かつ多様に進められてきた。TMI 事故から 40 年を経て、ソースタームが関わる現象の解明とモデル化も進められた。山本により前稿(1)に示された 1F 事故での未解明事項のうち、基礎的事項に挙げられる放射性物質の化学形態、移動挙動、S/C の DF（除染係数～スクラビングによる）についても取り組みが行われており、今後の成果が期待される。

一方で、OECD/NEA の BSAF プロジェクトでは、開発を経たはずの SA コードによる 1F 事故の解析結果に大きなばらつきが見られた。これは、過酷な条件で生じる SA 現象の理解には依然として不十分な点が多く、解析結果の不確かさを評価・是正する方法が確立されていないからでもある。これに対し、1F 事故現場からの情報を活かした OECD/NEA ARK-F プロジェクトをはじめフォローアップの努力により、今後も SA 現象の更なる理解や解析精度の改善が進められる。ただし、梶本らが前稿(2)に挙げている安全評価、安全性向上評価、防災、安全目標等、安全上の重要な検討分野の全てに対して、安全研究を通じて確実に実機適用性が図られることがポイントであり、チャレンジが期待される。

最後に、本稿の作成にあたり、研究の内容や計画、実施状況について、現場での最新情報を寄せていただいた SA とソースターム分野の研究者の方々へ、心より感謝を申し上げる。

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

[1I_PL] Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I_PL01] Current Status of International Safeguards for Nuclear Fuel Cycle and R&Ds Needs

*Masato Hori[1] (1. JAEA)

[1I_PL02] R&Ds for Nuclear Non-proliferation and Safegurads on future reactors and nuclear fuel cycle

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

保障措置に関する技術開発の現状と今後の課題
Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

（1）核燃料サイクルに関する保障措置の国際動向と技術開発ニーズ

(1) Current Status of International Safeguards for Nuclear Fuel Cycle and R&Ds Needs

*堀　雅人[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 概要

IAEA 保障措置を取り巻く国際情勢は、ここ数年大きく変化している。2016 年より、IAEA は JCPOA に基づく活動をイランで実施しているが、米国の JCPOA 離脱により、その対応が不透明な状況が続いている。また、2018 年 6 月の歴史的な米朝首脳会談において北朝鮮の非核化に関する議論が行われ、将来予測される廃棄・検証に備え、IAEA は保障措置局内に DPRK オフィスを設け、検証活動の準備を進めている。

各国の原子力利用に関しては、原子力発電からのフェーズアウト、原子力施設の早期閉鎖ケースが増加しており、加えて、使用済み燃料及びその保管施設が急激に増加している。第 3 世代原子炉の導入が中国、ロシア、インド等の国を除き停滞している一方で、小型モジュラー炉（SMR）の計画が各国で進んでいる。

IAEA は、これらの変化する国際情勢のなかで、核不拡散に対する信頼醸成を国際的に提供するために、適切な保障措置を適用・維持する必要がある。

そのため IAEA は、IAEA 保障措置の最適化・能力向上の取り組みを行っており、2018 年に保障措置の R&D 計画の改定を行い、保障措置技術開発のニーズと特にプライオリティの高い分野を明示している。本講演では、それらの内容について報告する。

2. 保障措置の最適化、能力向上

2-1. 保障措置の最適化

IAEA は、信頼性の高い保障措置を適用・維持するため、対象国の核燃料サイクル能力等を考慮し、国全体に対する保障措置（SLA）の開発・適用を 2014 年より開始し、保障措置協定の範囲内で、保障措置の最適化を行い、限られた IAEA のリソースの最適化を進めている。

2-2. IAEA 保障措置能力向上

IAEA が保障措置を実施する能力を高めることを目的として、ECAS（Enhancing the Capability of the Safeguards Analytical Laboratories）と MOSAIC（Modernization of Safeguards Information Technology）の二つのプロジェクトを実施してきた。

- ECAS は、査察官が査察の際に収去したサンプルに対して、独立に信頼性の高い分析サービスの提供するために、サイバースドルフの核物質分析所を更新するプロジェクトである。加盟国からの特別拠出により、新しい分析所の建設・運用を行い、これにより収去資料分析の品質と適時性の向上が図られている。

-MOSAIC は、保障措置の情報分析に用いていたメインフレームを廃止し、メインフレーム上のアプリケーション、データベース移転するとともに、分析ツールの開発、情報セキュリティーの強化（Integrated Safeguards Environment (ISE)）を図るプロジェクト。加盟国からの特別拠出でシステム開発・移転等を行い、これにより、保障措置のための新しい IT プラットフォームを構築し、情報分析能力の向上が図られている。

3. 保障措置技術開発

IAEA の保障措置技術開発の基本的な方針は、通常予算を使った技術開発を行わず、技術開発は、加盟国の支援により実施するというものである。IAEA は、そのため、12 年先まで見通し、保障措置の中長期的な課題・ニーズをまとめた R&D 計画（Research and Development Plan : STR-385）、及び、2 年間の技術目標・マイルストンをまとめた開発実施支援計画（Development and Implementation Support Programme for Nuclear Verification 2018-2019）といった文書を作成している。

加盟国は、これらの文書に書かれている IAEA のニーズを踏まえ、主として加盟国支援計画（MSSP）の下で技術開発を行い、成果を IAEA に提供している。

R&D 計画については、2012 年に作成したものを、情勢変化等を踏まえ改定を行い、2018 年に加盟国に配布している。この文書では、特にニーズの高い分野を「Top priority R&D needs」としてまとめ、それには、情報収集・分析能力向上、検認機器の能力向上、収去資料の分析能力向上、新たな核燃料サイクル施設及び廃止措置に向けての準備、北朝鮮の非核化等の新たな検証への準備等が含まれており、これらの分野の技術開発を加盟国の支援を得つつ、進めている。

---

*HORI Masato[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2019年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

保障措置に関する技術開発の現状と今後の課題

Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

（1）次世代炉、次世代燃料サイクルに関する保障措置・計量管理技術開発

(1) R&Ds for Nuclear Non-proliferation and Safeguards on future reactors and nuclear fuel cycle

*相楽　洋[1]，Sunil Chirayath[1,2]

[1]東京工業大学，[2]テキサス A&M 大学

1. 序論

近年、社会の多様な要請に応えることを目的とした中小型モジュラー型原子炉の研究開発が米国を始め欧米各国を中心に活発に進められており、実証試験を計画するプラントも現れている。また、軽水炉技術を基盤とした第 2、第 3 世代原子力システムから経済性・安全性・持続可能性・核拡散抵抗性を統合し革新性を有する第 4 世代原子力システム(GIF)の研究開発も着実に進められている。保障措置に関する国際シンポジウム IAEA Safeguards Symposium 2018[1] を初めとする国際会議では本分野に関する活発な研究発表が報告された。本報告では、従来の原子力システムとは全く異なる中小型炉や次世代原子炉の保障措置や計量管理、また核セキュリティを含めた核不拡散上の課題と研究動向について概観する。また、大学が進める研究について紹介する。

2. 中小型炉、次世代原子力システムにおける核不拡散性研究の概観

2-1. 中小型炉

中小型炉の中には、運転時の燃料交換不要で長期間のメンテナンスフリーを狙ったバッテリー型の原子炉や、燃料交換を要するものの、格納容器内に多くの系統をパッケージ装荷しシステムを簡素化し体積を大幅に減少することにより、複数原子炉の集合体として柔軟な電力・エネルギー需給に対応するタイプなど、多様なアイディアが出されている。前者は、運転期間中の燃料交換がなくこれまでにない燃料管理の流れとなるため、新しい検認手法や封じ込め監視を含めた保障措置設計が必要となり、GIF 拡散抵抗性評価手法などを適用した概念評価研究が多く報告されている。一方後者については、従来のバッチ、アイテムを基本とした計量管理や、原子炉や貯蔵燃料に対する封じ込め・監視による保障措置が基本であると考えられる。また両者ともに受動的安全性を多く取り入れることにより安全―セキュリティ相乗効果が見込まれるため、設計基礎脅威のみならず意図的な飛行機衝突などの設計基礎を超える脅威に対する性能向上が期待される。東工大では、軽水炉でのシビアアクシデントへの進展を大幅に遅らせる事故耐性燃料候補の内、ケイ化物燃料や多重被覆粒子燃料など低 Material Attractiveness（核物質の不正利用価値）燃料を用い、燃料設計段階で核物質の転用や事故進展リスクを下げ、Safety-Security-Safeguards by Design による合理的な原子炉炉設計研究を行っている。

2-2. 次世代原子力システム

軽水炉技術を基盤とした第 2、第 3 世代原子力システムから経済性・安全性・持続可能性・核拡散抵抗性を統合し革新性を有する GIF として、ガス冷却高速炉（GFR）、鉛冷却高速炉（LFR）、溶融塩炉（MSR）、ナトリウム冷却高速炉（SFR）、超臨界水冷却炉（SCWR）、超高温ガス炉（VHTR）の研究開発が進められている。我が国では SFR、VHTR を始め様々な研究開発が進められているが、本報では保障措置上の研究課題を残すオンライン燃料供給・再処理を行う MSR について報告する。MSR とは、核燃料に溶融塩を用いる原子炉で、冷却剤としても溶融塩が使われる場合が多い。熱中性子を利用するもの、高速～熱外中性子を利用する原子炉まで多様な設計提案がなされている。連続的な新燃料供給及び再処理を行うことが可能である点も特徴的であり、高い燃料利用効率、アクチノイド核変換率が期待できる。また核不拡散性の観点からは、単離 Pu や

高濃縮ウランを扱わず、Th サイクルでは ^{232}U-^{233}U 随伴性により Material Attractiveness（核物質の不正利用価値）が低いことが特徴的である。一方で保障措置の観点からは、従来のオフライン型バッチ、アイテムを基本とした計量管理とは異なり、バルク施設となるためオンラインでの計量・検認が求められる。図 1 に米国 EPRI により提案されている Liquid-Fluoride Thorium Reactor(LFTR の物質の出入りを示す。破壊・非破壊分析手法により、体系内の核物質量を常時モニターするシステム開発により、物質不明量（MUF）やその不確かさ（σ MUF）を最小化することが求められる。また、核セキュリティの観点から、核燃料と冷却材が同一であり複雑なシステム構成から、妨害破壊行為に対する耐性評価が重要である。低 Material Attractiveness によるリスク情報を活用しながら、脆弱性解析を行うなど、今後の研究開発展望が期待される。東工大では、米国 Texas A&M 大学と共同で次世代原子力システムの核不拡散性研究を進めている。

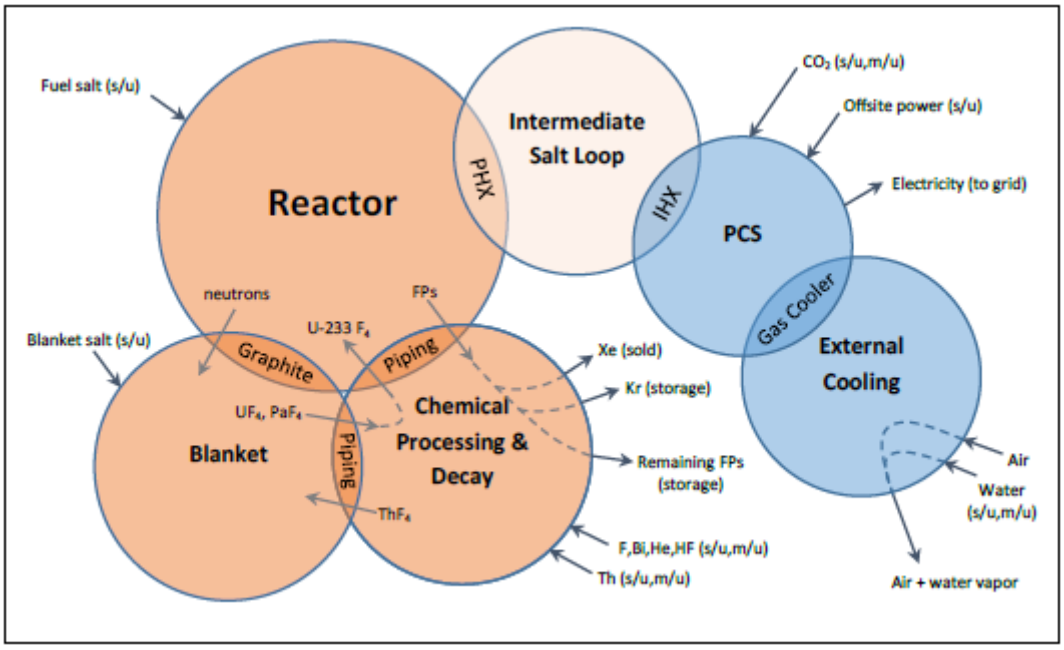


図 1　LFTR における物質フロー[2]

3. まとめ

本報告では、従来の原子力システムとは全く異なる中小型炉や次世代原子炉の保障措置や計量管理、また核セキュリティを含めた核不拡散上の課題と研究動向について概観した。本分野は原子力安全・核セキュリティ・保障措置を含む特性・規制に関係した新たな研究開発を必要とする。Safety, Security Safeguards by Design が正に必要であり、事業者、規制者両面からの研究参加が期待される。

参考文献

[1] Proc. IAEA Safeguards Symposium 2018, [2] Program on Technology Innovation: Technology Assessment of a Molten Salt Reactor Design, EPRI 2015 Technical Report.

謝辞

Some part of this work was supported by Tokyo Tech World Research Hub Initiative（WRHI）　Program of Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

*Hiroshi Sagara[1] and Sunil Chirayath[1,2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Texas A&M University.

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1J_PL] Situation and issues concerning Small Modular Reactor (SMR)

Chair:Akito Oizumi(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J_PL01] Reactor physics in SMR development

*Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

[1J_PL02] SMR development overview

*Kazuaki Kito[1], Yoshitaka Kimura[2], Kazuhito Asano[3] (1. Hitachi-GE, 2. MHI, 3. TOSHIBA ESS)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年秋の大会

炉物理部会セッション

SMR(Small Modular Reactor)をめぐる状況と課題
Situation and Issues Concerning Small Modular Reactor (SMR)

SMR 開発における炉物理とプラントメーカーにおける取り組み状況

Reactor Physics and Development Overview in SMR

*小原　徹[1], *木藤　和明[2], 木村 芳貴[3], 浅野　和仁[4]
[1]東京工業大学, [2]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社,
[3]三菱重工業株式会社, [4]東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. はじめに

近年小型モジュラー炉(SMR)に関心が集まっている。一般に動力炉は小型になると発電単価が高くなるため、発電コストを下げるために原子炉を大型化し一基あたりの出力を大きくすることがこれまで行われてきた。一方で小型の動力炉は、建設時の初期資本が小さくてすみ投資リスクを小さくできる、受動的安全性能の高い原子炉を設計できる、送電コストが高くなる遠隔地での利用に適する、地域の熱供給といった地域のニーズに合わせたエネルギー供給が可能といった利点を持っている。小型動力炉の高コストの問題を解決するための方法として SMR という概念が考案された。SMR の概念は、原子炉の設計を規格化して型式認可をとり、同じ設計の原子炉を工場で多数製造し、さらに建設サイトでの工程は出来るだけ少なくすることで、量産効果により製造・建設コストをできるだけ小さくしようとするものである。SMR の概念自体は以前から存在したが、最近の動向の特徴として、海外のベンチャー企業が独自の SMR 設計概念を提示し、ライセンスを取得した上で市場投入しビジネスとして成功させようとしていることがあげられる。本企画セッションでは、はじめに SMR 開発における炉物理の役割について概観した後、現在のプラントメーカーによる取組み状況の紹介を行う。現在の開発状況を踏まえ SMR 開発における炉物理の役割についての活発な議論が行われることを期待している。

(小原　徹)

2. SMR 開発における炉物理

SMR を含む小型原子炉の研究は 30 年以上前から行われていた。1991 年には東京工業大学で International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources (SR/TIT)が開催されている[1,2]。小型炉に特化した国際会議としては日本国内ではじめてのものであった。会議のプロシーディングス[3]から当時はどのような議論がなされていたか振り返ってみたい。プロシーディングスの第 1 章から第 3 章は小型炉の導入の意義や導入計画に関する論文が 10 件掲載されている。当時小型炉導入に関してどのような議論がされていたかを精査することは現在の SMR 開発を考える上で興味深いものがあるが、今回は炉物理に特化したセッションであるためとりあげない。なお、この章では小型溶融塩炉の設計概念も提示されている。第 4 章は小型軽水炉に関する論文(4 件)で動力用 TRIGA 炉、小型 PWR、小型 BWR の設計概念が報告されている。第 5 章には小型高速炉に関する論文(10 件)が掲載されており、冷却材はナトリウム冷却または鉛・ビスマス、燃料は酸化物もしくは窒化物に加えて鉄プルトニウム合金による液体金属をピンに封入した燃料による設計例も示されている。第 6 章は、小型ガス冷却炉(3 件)で小型プリズム型高温ガス炉、小型ペブルベッド型高温ガス炉の概念が示されている。第 7 章は小型炉の利用に関する論文(7 件)で、小型炉の利用として遠隔地でのエネルギー供給、宇宙、地域熱供給、海洋(舶用、海底)、医療利用が挙げられている。これらの小型炉の設置については、都市の地下に設置する概念も提示されている。炉心構造という観点からこれらの概念を眺めると、溶融塩炉を除いて、すべてはピンセルを用いた軽水炉・高速炉あるいは被覆燃料粒子を用いた黒鉛減速炉であり、基本的に実用化されたあるいは実用化に近い段階まで開発された大型炉の炉心構造と変わりはない。炉心解析手法については明確に記載されていない論文もあるが、大型炉の設計のために開発された決定論的解析コードを用いていたと見られる。このため用いられていた炉物理手法は基本

的に大型炉のものと同じであったといえる。

このような状況は約 30 年経ってもほとんど変わっていないといえる。近年公表されている SMR の多くはモジュラー化、工場生産と現地での設置を強く強調しているものの、その炉心は基本的には大型炉のそれと同じデザインであり、SMR だからと言って特別な炉物理解析手法が必要という状況にはないと言っていいと思われる。

しかし、これで SMR 開発における炉物理の役割の議論を終わらせるべきではない。約 30 年前に SR/TIT が開催された後、様々な工学分野において技術革新が起こりあるいは起こりつつあり、これが新しい SMR 開発につながる可能性が十分にある。例えば、最近注目を集めている技術として金属の積層造形技術(Additive Manufacturing, AM)がある。これは言ってみれば金属用３D プリンターで様々な部材を作成する技術であり、近年その技術は急速に向上し、さまざまな金属でより複雑で大型の部材を安定した性能で作成できるようになってきた[4]。AM を用いると、これまで製造できなかった形状の部材を容易に作成することが可能であり、また一度プログラムができれば何を作っても製造コストは変わらないため、複雑な形状で多種多様なものを小数ずつ作る場合でもコストが高くならないという利点がある。SMR の製造コストを下げるには、出力を維持したまま原子炉を出来るだけ小さくすることが有効と考えられるが、それを達成するには中性子の漏れはできるだけ小さくかつ除熱の効率が高い炉心構造とする必要がある。AM を用いることでピンセルや粒子以外の形状の燃料要素やさまざまな形状の炉内構造物が低コストで製造可能となれば、このような炉心が実現できる可能性がある。このような場合に炉物理に期待されるのは、今までに無い全く新しい形状・構造・組成の燃料要素・炉心に対しても、解析が精度よくかつ高速に行えることであり、ここに炉物理研究が真に SMR 開発に貢献できる要素があると考えられる。

(小原　徹)

3. プラントメーカーにおける取り組み状況

3-1. 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社での取り組み

原子力発電が今後も世界市場で競争力を確保するには、ガス火力等の他電源より低い発電コストと、資本費および資本リスクの低減が必要である。このような世界情勢を背景に、経済性が高い小型炉のニーズが高まっている。こうした小型炉需要に対し、中・露・韓等、国を挙げて小型炉の開発／輸出を目指す国々に対抗するため、日米((日立 GE ニュークリア・エナジー社(以下、日立 GE)－GE Hitachi Nuclear Energy 社(以下、GE 日立))間協調の下で、直接サイクルであり、シンプルな構造が可能な BWR 技術による、高経済性小型炉(BWRX-300)の開発に取り組んでいる。

GE 日立 - 日立 GE 間の共同開発体制を柱に、電力事業者、ゼネコン、アカデミアと連携して開発を進めている。GE 日立と協力関係にある米国電力 Dominion Energy 社が開発資金拠出に合意する等、外部資金調達も進めている。開発には、Bechtel Corporation 社、Exelon Generation 社、マサチューセッツ工科大の専門家チームも加入を検討中である。

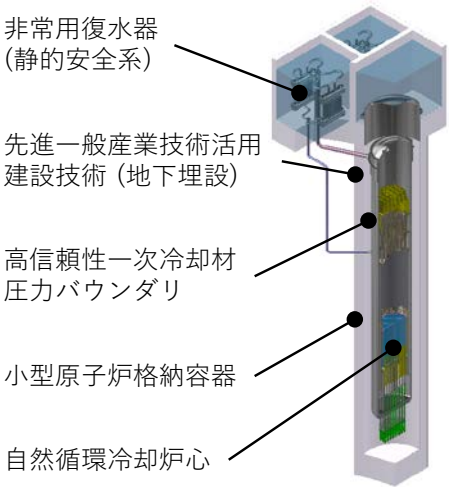


図 1　BWRX-300 概念図

表 1　BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW級
燃料	UO_2 (MOX可)
目標建設単価	$2,250/kW

BWRX-300 では、高い安全性を維持しつつ、初期投資リスク及び発電コストの大幅低減を目指す。モジュール化率を向上した工場完成型建設手法による建設リスクの低減といった小型炉特有のメリットを追求するほか、さらなる経済性向上に向けて “Design to Cost”の概念を導入し、一般的にスケールデメリットがあるといわれている小型炉において、従来型の大型軽水炉を大幅に下回る建設単価の実現を目指す。図 1 に BWRX-300 の概念図を、表 1 に主要仕様をそれぞれ示す。

BWRX-300 の 5 つの主要なプラントコンセプトを示す。

(a) 一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、大 LOCA (Loss of Coolant Accident)を設計基準事故の想定か

ら排除することで、安全性を高めつつ、ECCS (Emergency Core Cooling System)ポンプ等の大型機器やサプレッションプールを削除し、原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化する。

(b) 米国 NRC 設計認証を取得している ESBWR で採用済みの、自然循環技術や静的安全システム（非常用復水器）を採用することで、開発リスク及び許認可リスク低減と、信頼性、安全性向上を両立する。

(c) 原子炉建屋を小型化し、完全地下設置により外部ハザードのリスクを低減することで、建屋コンクリート物量を最小化し、同時にセキュリティの強化を図る。小出力炉心(炉内放射性物質量少)、静的安全系採用による長期グレースピリオドなどの特長を活かした緊急時計画区域(EPZ: Emergency Planning Zone)縮小についても検討する。

(d) 工場完成型一体据付による建設費および建設リスクの大幅低減等、小型炉特有のメリットを最大化する。

(e) 原子炉一次冷却材バウンダリ以外には先進一般産業技術を積極的に採用し、建設工程や費用低減を図る。

上記のプラントコンセプトを達成するため、以下に示す技術開発を実施する計画である。

1) 一次冷却材圧力バウンダリの高信頼性化：大 LOCA 排除を実現する原子炉システムの構築、非常用復水器による原子炉圧力容器過圧防護対策など。

2) 小型炉特有のメリット最大化と先進一般産業技術の徹底活用によるコスト低減：工場完成型の一体据付、高強度コンクリートの採用、垂直掘削工法、空冷式発電機の採用など。

3) その他原子力技術の応用研究：原子炉圧力容器の小型化、完全地下埋設式建屋の耐震評価など。

今後、2020 年を目標に概念設計を完了させる。その後は米国での先行安全審査(NRC LTR: Nuclear Regulatory Commission Licensing Topical Report)、実証試験、サイト選定を進め、2030 年頃に北米での初号機運開を目指す。また、並行して国内、欧米諸国のプロジェクトに参画し、BWRX-300 の市場開拓を進めていく。

(木藤　和明)

3-2. 三菱重工業株式会社の取り組み

当社は、50 年以上にわたる加圧水型軽水炉(PWR)の開発、設計、製作、建設、運転・保守の経験を通じて、原子力安全や PWR 発電プラントに係る技術を継続的に発展させてきた。また、高速炉開発における「常陽」や「もんじゅ」、高温ガス炉開発における高温工学試験研究炉(HTTR)建設への参画など、開発知見や、設計、製造に係るキー技術を蓄積してきた。今後、これらの経験、技術をベースとして、社会・顧客ニーズや国の政策動向も踏まえながら、幅広く技術開発の取り組みを進める。以下では、当社 SMR 開発の代表例として軽水小型炉（PWR）、高温ガス炉、小型ナトリウム冷却高速炉開発の取り組みについて紹介する。

(1)　軽水小型炉(PWR)

当社の軽水小型炉は、原子力船「むつ」向けの原子炉開発に始まり、近年では発電用小型一体型モジュラー軽水炉の開発を実施してきた。この経験を活かしつつ、当社の PWR 技術を結集し、高い安全性と経済性を合わせ持つ革新的な軽水小型 PWR を開発する。軽水小型 PWR は、主機一体型原子炉(図 2)とすることで、大破断 LOCA 等の事故事象を排除するとともに、小型炉固有の安全対策（静的除熱・冷却系、炉内溶融炉心保持、二重格納等）やモジュール設計等を用途に応じて反映し、発電用のみならず船舶搭載も見据えたシリーズ展開を図ることで、多様な社会的要請に応える炉型概念の確立を目指す。



図 2 一体型原子炉の概念図
(軽水小型 PWR)

(2)　高温ガス炉

固有の安全性を有する高温ガス炉は、炉心溶融なく安全に利用可能であり、かつ、900℃以上の高温の熱が取出せるため非電力分野への適用を含め高効率な核熱利用を可能にする原子炉である。当社は、HTTR で実証されてきたブロック型炉心高温ガス炉の技術をベースに水素製造と発電を両立するコジェネプラント概念を開発する。高温ガス炉コジェネプラントは、炉出力一定運転のまま電力需要変化への追従が可能であり、再生可能エネルギーとの共存にも柔軟に対応できる。加えて、直接ガスタービンサイクルによる高効率

発電システムと水素製造システムを組み合わせることにより、総合的にエネルギー効率を向上させ、将来的には還元製鉄などの産業プロセスに適用することで、非電力分野における CO_2 排出量の大幅削減に貢献するとともに、脱炭素化・水素社会の実現に寄与することが期待される。

(3)　小型ナトリウム冷却高速炉

高速炉開発戦略ロードマップ(2018 年 12 月 21 日閣議決定)では、ウラン需給の状況や政策環境・社会情勢の変化を踏まえ、高速炉の意義の多様化を指摘するとともに、21 世紀半ばの適切なタイミングにおいて現実的なスケールの高速炉が運転開始されることが期待されると示された。当社では、これら将来の社会ニーズに柔軟に対応すべく、資源の有効利用(柔軟な燃料増殖比の確保)や放射性廃棄物低減(マイナーアクチノイドの核変換)が可能な高速炉として、これまでの大型高速炉に加えて、初期投資リスクを低減可能な小型高速炉概念を開発する。これまで経験を積み重ねてきたナトリウム冷却炉技術をベースとして、受動的安全やナトリウム安全に寄与する革新的技術の適用性を検証するとともに、柔軟に出力アップが可能な小型ナトリウム冷却高速炉プラント概念を構築することにより、高い安全性・信頼性及び経済性の実現を目標とする。

(木村 芳貴)

3-3. 東芝エネルギーシステムズ株式会社の取り組み

(1) 高温ガス炉

優れた安全性と多目的利用に応え得る次世代炉として高温ガス炉の開発を進めている。高温ガス炉は発電だけでなく水素製造や産業プラント熱供給などへの用途に対応可能なポテンシャルを有する。当社は日本原子力研究開発機構の高温工学試験研究炉(HTTR)の設計、建設などにより得られた知見を基に経済合理性と安全性を兼ね備えた商用炉の開発を進めており、同機構ならびに富士電機株式会社、原子燃料工業株式会社等と連携し、2030 年代の上市を目標とする概念設計活動を進めている。高温ガス炉は 750℃以上の熱供給が可能であることから、適切な蓄熱システムを組み合わせることで再生可能エネルギーの電力需給変動に対する調整力を有したベースロード電源としての発電プラントを構成できる。国内技術として確立した高温ガス炉と蒸気発電技術に、実現性のある蓄熱システムを組合せることで、早期実用化と社会的要請に応える 600MWt 級の高温ガス炉の開発を目指している。安全性に関しては高温ガス炉固有の安全性の最大限の活用と最新知見に基づく安全性の向上を図り、以下の仕様により社会的受容性と経済性の両立を目指す。

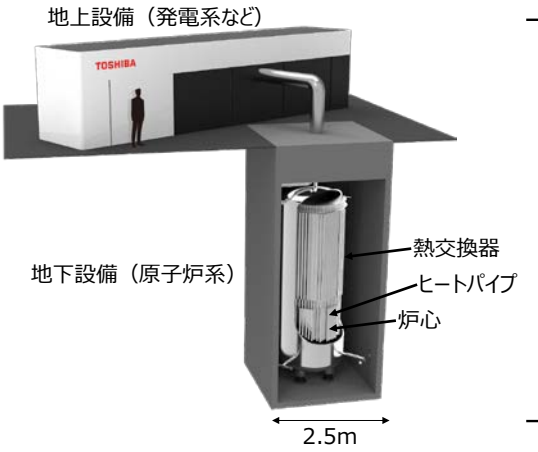
- 原子炉圧力容器と蒸気発生器の接続管を圧力容器として設計するクロスベッセル構造採用：接続管破断による減圧事故の可能性を局限
- 破断前漏えい検知概念の導入：一次バウンダリからの冷却材漏えい及び空気侵入の局限
- 自然循環による炉容器冷却設備の採用：受動的な崩壊熱除去
- 被覆燃料粒子の高い閉じ込め機能と組み合わせたコンファインメント構造：原子炉格納容器の削除

今後は 2030 年代に実現可能と考えられる商用高温ガス炉プラント及び蓄熱システムの設計条件の検討を通じて全体システム構成の設定を進めるとともに、高温ガス炉の特徴を踏まえた安全シナリオ構築や確率論的リスク評価ツールの整備を通じて、規制側による安全性評価に向けた基本方針の策定を進める予定である。

(2) 超小型炉

イノベーションを追求した原子力プラント開発の一環として、多様なエネルギー源と共存する 10MWt 級多目的超小型炉の概念構築を進めている。本プラントはヒートパイプ採用による原子炉冷却系の動的機器排除および炉心の受動的除熱の実現、中性子減速には水素化カルシウムなどの固体減速材の適用により高温で受動的炉停止が可能な固有安全性を主たる特徴としており、約 700℃の熱供給が可能な多目的かつ可搬性に優れた原子炉である。システムイメージと主要仕様を図 3 に示す。

課題となる経済性については、ヒートパイプの採用によるポンプレスな原子炉システムの実現とそれに伴う原子炉システムの簡素化・小型化を図るとともに、濃縮度 5 wt%以下のウラン燃料を用いることによる燃料コスト低減などを通じて原子炉システムの設置・運転コストの低減を目指す方針としている。今後は最新の需要や顧客要望の調査・整理とそれに基づくシステム構成、炉心・除熱および安全システム・利用可能な材料候補選定など原子炉システム自体の成立可能性、分散型原子炉特有の規制・核セキュリティ・保障措置上の課題、潜在市場の調査を進める予定である。



項目	数値
炉心熱出力	10MW
炉心寿命	10年以上
冷却手法	ナトリウムヒートパイプ冷却
減速材	水素化カルシウム（CaH_2）
燃料濃縮度	5 wt%未満
受動的崩壊熱除去	ヒートパイプおよび炉壁面からの空冷自然循環
重大事故時受動的炉停止	減速材物性（水素解離）を利用した自律停止
発電単価	再エネと競争力のある単価
可搬性	コンテナ2つ分程度，トレーラで輸送可
初期投資リスク対応	工場生産による現地工事最小化

図 3　分散型エネルギー源としての超小型原子炉システムイメージ図と主要仕様

(浅野　和仁)

4. まとめ

本稿では、SMR 開発における炉物理研究の役割と各プラントメーカーでの開発状況の報告がなされた。近年原子力開発をとりまく社会情勢は大きく変化している。一つには、福島の事故以降安全性への社会からの要求が厳しくなったことがあり、また同時に産業界には巨額の投資リスクを警戒する考えが強くなってきている。さらに、世界的に脱炭素社会への移行とそれにともなう再生可能エネルギーの利用拡大が進んでいる。また様々な分野でこれまでには考えられなかった技術革新が起こりつつある。このような状況下において、新しい技術をうまく取り込み社会からの要求に応えられるものが提示できるかどうかが SMR 実用化の鍵といえる。その際、炉心設計の自由度が解析手法の制約により制限されるようなことがあっては、SMR 開発の大きな足かせとなる。新しい技術を取り入れニーズにあった炉心設計が自由にできるようにするための解析手法の高度化が炉物理研究に求められているといえる。

(小原　徹)

参考文献

[1] 関本　博、「小型炉のポテンシャル専門家会議」、*日本原子力学会誌*、Vol. 34, No.2, pp.135-136 (1992).

[2] 小原　徹、「SR/TIT　美しい環境を守り安全な生活を保障するための小型原子炉のポテンシャルに関する国際専門家会議-会議の概要と運営の裏話」、*炉物理の研究*、第 41 号, 41 項-44 項、日本原子力学会炉物理部会、1992 年 3 月.

[3] Hiroshi Sekimoto (Editor), *Proc. of the International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, SR/TIT*, Tokyo, Japan, 23-35 October, 1991.

[4] T. DebRoy, H.L. Wei, J.S. Zuback, et al., "Additive manufacturing of metallic components – Process, structure and properties," *Progress in Materials Science*, Vol.92, pp.112-224 (2018).

*Toru Obara[1], *Kazuaki Kito[2], Yoshitaka Kimura[3], and Kazuhito Asano[4]

[1]Tokyo Institute of Technology., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

2019年秋の大会

炉物理部会セッション

SMR(Small Modular Reactor)をめぐる状況と課題
Situation and Issues Concerning Small Modular Reactor (SMR)

SMR 開発における炉物理とプラントメーカーにおける取り組み状況

Reactor Physics and Development Overview in SMR

*小原　徹[1], *木藤　和明[2], 木村 芳貴[3], 浅野　和仁[4]
[1]東京工業大学, [2]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社,
[3]三菱重工業株式会社, [4]東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. はじめに

近年小型モジュラー炉(SMR)に関心が集まっている。一般に動力炉は小型になると発電単価が高くなるため、発電コストを下げるために原子炉を大型化し一基あたりの出力を大きくすることがこれまで行われてきた。一方で小型の動力炉は、建設時の初期資本が小さくてすみ投資リスクを小さくできる、受動的安全性能の高い原子炉を設計できる、送電コストが高くなる遠隔地での利用に適する、地域の熱供給といった地域のニーズに合わせたエネルギー供給が可能といった利点を持っている。小型動力炉の高コストの問題を解決するための方法として SMR という概念が考案された。SMR の概念は、原子炉の設計を規格化して型式認可をとり、同じ設計の原子炉を工場で多数製造し、さらに建設サイトでの工程は出来るだけ少なくすることで、量産効果により製造・建設コストをできるだけ小さくしようとするものである。SMR の概念自体は以前から存在したが、最近の動向の特徴として、海外のベンチャー企業が独自の SMR 設計概念を提示し、ライセンスを取得した上で市場投入しビジネスとして成功させようとしていることがあげられる。本企画セッションでは、はじめに SMR 開発における炉物理の役割について概観した後、現在のプラントメーカーによる取組み状況の紹介を行う。現在の開発状況を踏まえ SMR 開発における炉物理の役割についての活発な議論が行われることを期待している。

(小原　徹)

2. SMR 開発における炉物理

SMR を含む小型原子炉の研究は 30 年以上前から行われていた。1991 年には東京工業大学で International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources (SR/TIT)が開催されている[1,2]。小型炉に特化した国際会議としては日本国内ではじめてのものであった。会議のプロシーディングス[3]から当時はどのような議論がなされていたか振り返ってみたい。プロシーディングスの第 1 章から第 3 章は小型炉の導入の意義や導入計画に関する論文が 10 件掲載されている。当時小型炉導入に関してどのような議論がされていたかを精査することは現在の SMR 開発を考える上で興味深いものがあるが、今回は炉物理に特化したセッションであるためとりあげない。なお、この章では小型溶融塩炉の設計概念も提示されている。第 4 章は小型軽水炉に関する論文(4 件)で動力用 TRIGA 炉、小型 PWR、小型 BWR の設計概念が報告されている。第 5 章には小型高速炉に関する論文(10 件)が掲載されており、冷却材はナトリウム冷却または鉛・ビスマス、燃料は酸化物もしくは窒化物に加えて鉄プルトニウム合金による液体金属をピンに封入した燃料による設計例も示されている。第 6 章は、小型ガス冷却炉(3 件)で小型プリズム型高温ガス炉、小型ペブルベッド型高温ガス炉の概念が示されている。第 7 章は小型炉の利用に関する論文(7 件)で、小型炉の利用として遠隔地でのエネルギー供給、宇宙、地域熱供給、海洋(舶用、海底)、医療利用が挙げられている。これらの小型炉の設置については、都市の地下に設置する概念も提示されている。炉心構造という観点からこれらの概念を眺めると、溶融塩炉を除いて、すべてはピンセルを用いた軽水炉・高速炉あるいは被覆燃料粒子を用いた黒鉛減速炉であり、基本的に実用化されたあるいは実用化に近い段階まで開発された大型炉の炉心構造と変わりはない。炉心解析手法については明確に記載されていない論文もあるが、大型炉の設計のために開発された決定論的解析コードを用いていたと見られる。このため用いられていた炉物理手法は基本

的に大型炉のものと同じであったといえる。

このような状況は約 30 年経ってもほとんど変わっていないといえる。近年公表されている SMR の多くはモジュラー化、工場生産と現地での設置を強く強調しているものの、その炉心は基本的には大型炉のそれと同じデザインであり、SMR だからと言って特別な炉物理解析手法が必要という状況にはないと言っていいと思われる。

しかし、これで SMR 開発における炉物理の役割の議論を終わらせるべきではない。約 30 年前に SR/TIT が開催された後、様々な工学分野において技術革新が起こりあるいは起こりつつあり、これが新しい SMR 開発につながる可能性が十分にある。例えば、最近注目を集めている技術として金属の積層造形技術(Additive Manufacturing, AM)がある。これは言ってみれば金属用３D プリンターで様々な部材を作成する技術であり、近年その技術は急速に向上し、さまざまな金属でより複雑で大型の部材を安定した性能で作成できるようになってきた[4]。AM を用いると、これまで製造できなかった形状の部材を容易に作成することが可能であり、また一度プログラムができれば何を作っても製造コストは変わらないため、複雑な形状で多種多様なものを小数ずつ作る場合でもコストが高くならないという利点がある。SMR の製造コストを下げるには、出力を維持したまま原子炉を出来るだけ小さくすることが有効と考えられるが、それを達成するには中性子の漏れはできるだけ小さくかつ除熱の効率が高い炉心構造とする必要がある。AM を用いることでピンセルや粒子以外の形状の燃料要素やさまざまな形状の炉内構造物が低コストで製造可能となれば、このような炉心が実現できる可能性がある。このような場合に炉物理に期待されるのは、今までに無い全く新しい形状・構造・組成の燃料要素・炉心に対しても、解析が精度よくかつ高速に行えることであり、ここに炉物理研究が真に SMR 開発に貢献できる要素があると考えられる。

(小原　徹)

3. プラントメーカーにおける取り組み状況

3-1. 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社での取り組み

原子力発電が今後も世界市場で競争力を確保するには、ガス火力等の他電源より低い発電コストと、資本費および資本リスクの低減が必要である。このような世界情勢を背景に、経済性が高い小型炉のニーズが高まっている。こうした小型炉需要に対し、中・露・韓等、国を挙げて小型炉の開発／輸出を目指す国々に対抗するため、日米((日立 GE ニュークリア・エナジー社(以下、日立 GE)－GE Hitachi Nuclear Energy 社(以下、GE 日立))間協調の下で、直接サイクルであり、シンプルな構造が可能な BWR 技術による、高経済性小型炉(BWRX-300)の開発に取り組んでいる。

GE 日立 - 日立 GE 間の共同開発体制を柱に、電力事業者、ゼネコン、アカデミアと連携して開発を進めている。GE 日立と協力関係にある米国電力 Dominion Energy 社が開発資金拠出に合意する等、外部資金調達も進めている。開発には、Bechtel Corporation 社、Exelon Generation 社、マサチューセッツ工科大の専門家チームも加入を検討中である。

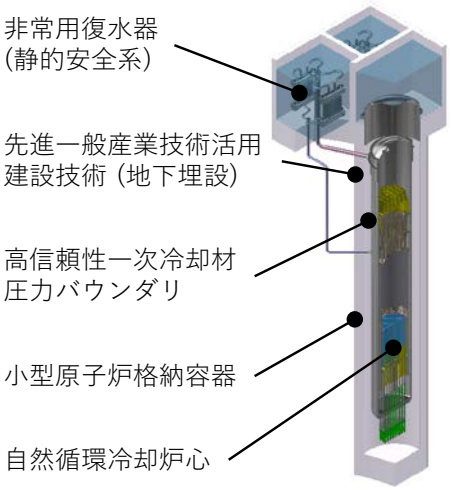


図 1　BWRX-300 概念図

表 1　BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW級
燃料	UO_2 (MOX可)
目標建設単価	$2,250/kW

BWRX-300 では、高い安全性を維持しつつ、初期投資リスク及び発電コストの大幅低減を目指す。モジュール化率を向上した工場完成型建設手法による建設リスクの低減といった小型炉特有のメリットを追求するほか、さらなる経済性向上に向けて “Design to Cost”の概念を導入し、一般的にスケールデメリットがあるといわれている小型炉において、従来型の大型軽水炉を大幅に下回る建設単価の実現を目指す。図 1 に BWRX-300 の概念図を、表 1 に主要仕様をそれぞれ示す。

BWRX-300 の 5 つの主要なプラントコンセプトを示す。

(a) 一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、大 LOCA (Loss of Coolant Accident)を設計基準事故の想定か

ら排除することで、安全性を高めつつ、ECCS (Emergency Core Cooling System)ポンプ等の大型機器やサプレッションプールを削除し、原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化する。

(b) 米国 NRC 設計認証を取得している ESBWR で採用済みの、自然循環技術や静的安全システム（非常用復水器）を採用することで、開発リスク及び許認可リスク低減と、信頼性、安全性向上を両立する。

(c) 原子炉建屋を小型化し、完全地下設置により外部ハザードのリスクを低減することで、建屋コンクリート物量を最小化し、同時にセキュリティの強化を図る。小出力炉心(炉内放射性物質量少)、静的安全系採用による長期グレースピリオドなどの特長を活かした緊急時計画区域(EPZ: Emergency Planning Zone)縮小についても検討する。

(d) 工場完成型一体据付による建設費および建設リスクの大幅低減等、小型炉特有のメリットを最大化する。

(e) 原子炉一次冷却材バウンダリ以外には先進一般産業技術を積極的に採用し、建設工程や費用低減を図る。

上記のプラントコンセプトを達成するため、以下に示す技術開発を実施する計画である。

1) 一次冷却材圧力バウンダリの高信頼性化：大 LOCA 排除を実現する原子炉システムの構築、非常用復水器による原子炉圧力容器過圧防護対策など。

2) 小型炉特有のメリット最大化と先進一般産業技術の徹底活用によるコスト低減：工場完成型の一体据付、高強度コンクリートの採用、垂直掘削工法、空冷式発電機の採用など。

3) その他原子力技術の応用研究：原子炉圧力容器の小型化、完全地下埋設式建屋の耐震評価など。

今後、2020 年を目標に概念設計を完了させる。その後は米国での先行安全審査(NRC LTR: Nuclear Regulatory Commission Licensing Topical Report)、実証試験、サイト選定を進め、2030 年頃に北米での初号機運開を目指す。また、並行して国内、欧米諸国のプロジェクトに参画し、BWRX-300 の市場開拓を進めていく。

(木藤　和明)

3-2. 三菱重工業株式会社の取り組み

当社は、50 年以上にわたる加圧水型軽水炉(PWR)の開発、設計、製作、建設、運転・保守の経験を通じて、原子力安全や PWR 発電プラントに係る技術を継続的に発展させてきた。また、高速炉開発における「常陽」や「もんじゅ」、高温ガス炉開発における高温工学試験研究炉(HTTR)建設への参画など、開発知見や、設計、製造に係るキー技術を蓄積してきた。今後、これらの経験、技術をベースとして、社会・顧客ニーズや国の政策動向も踏まえながら、幅広く技術開発の取り組みを進める。以下では、当社 SMR 開発の代表例として軽水小型炉（PWR）、高温ガス炉、小型ナトリウム冷却高速炉開発の取り組みについて紹介する。

(1)　軽水小型炉(PWR)

当社の軽水小型炉は、原子力船「むつ」向けの原子炉開発に始まり、近年では発電用小型一体型モジュラー軽水炉の開発を実施してきた。この経験を活かしつつ、当社の PWR 技術を結集し、高い安全性と経済性を合わせ持つ革新的な軽水小型 PWR を開発する。軽水小型 PWR は、主機一体型原子炉(図 2)とすることで、大破断 LOCA 等の事故事象を排除するとともに、小型炉固有の安全対策（静的除熱・冷却系、炉内溶融炉心保持、二重格納等）やモジュール設計等を用途に応じて反映し、発電用のみならず船舶搭載も見据えたシリーズ展開を図ることで、多様な社会的要請に応える炉型概念の確立を目指す。



図 2 一体型原子炉の概念図
(軽水小型 PWR)

(2)　高温ガス炉

固有の安全性を有する高温ガス炉は、炉心溶融なく安全に利用可能であり、かつ、900℃以上の高温の熱が取出せるため非電力分野への適用を含め高効率な核熱利用を可能にする原子炉である。当社は、HTTR で実証されてきたブロック型炉心高温ガス炉の技術をベースに水素製造と発電を両立するコジェネプラント概念を開発する。高温ガス炉コジェネプラントは、炉出力一定運転のまま電力需要変化への追従が可能であり、再生可能エネルギーとの共存にも柔軟に対応できる。加えて、直接ガスタービンサイクルによる高効率

発電システムと水素製造システムを組み合わせることにより、総合的にエネルギー効率を向上させ、将来的には還元製鉄などの産業プロセスに適用することで、非電力分野における CO_2 排出量の大幅削減に貢献するとともに、脱炭素化・水素社会の実現に寄与することが期待される。

(3)　小型ナトリウム冷却高速炉

高速炉開発戦略ロードマップ(2018 年 12 月 21 日閣議決定)では、ウラン需給の状況や政策環境・社会情勢の変化を踏まえ、高速炉の意義の多様化を指摘するとともに、21 世紀半ばの適切なタイミングにおいて現実的なスケールの高速炉が運転開始されることが期待されると示された。当社では、これら将来の社会ニーズに柔軟に対応すべく、資源の有効利用(柔軟な燃料増殖比の確保)や放射性廃棄物低減(マイナーアクチノイドの核変換)が可能な高速炉として、これまでの大型高速炉に加えて、初期投資リスクを低減可能な小型高速炉概念を開発する。これまで経験を積み重ねてきたナトリウム冷却炉技術をベースとして、受動的安全やナトリウム安全に寄与する革新的技術の適用性を検証するとともに、柔軟に出力アップが可能な小型ナトリウム冷却高速炉プラント概念を構築することにより、高い安全性・信頼性及び経済性の実現を目標とする。

(木村 芳貴)

3-3. 東芝エネルギーシステムズ株式会社の取り組み

(1) 高温ガス炉

優れた安全性と多目的利用に応え得る次世代炉として高温ガス炉の開発を進めている。高温ガス炉は発電だけでなく水素製造や産業プラント熱供給などへの用途に対応可能なポテンシャルを有する。当社は日本原子力研究開発機構の高温工学試験研究炉(HTTR)の設計、建設などにより得られた知見を基に経済合理性と安全性を兼ね備えた商用炉の開発を進めており、同機構ならびに富士電機株式会社、原子燃料工業株式会社等と連携し、2030 年代の上市を目標とする概念設計活動を進めている。高温ガス炉は 750℃以上の熱供給が可能であることから、適切な蓄熱システムを組み合わせることで再生可能エネルギーの電力需給変動に対する調整力を有したベースロード電源としての発電プラントを構成できる。国内技術として確立した高温ガス炉と蒸気発電技術に、実現性のある蓄熱システムを組合せることで、早期実用化と社会的要請に応える 600MWt 級の高温ガス炉の開発を目指している。安全性に関しては高温ガス炉固有の安全性の最大限の活用と最新知見に基づく安全性の向上を図り、以下の仕様により社会的受容性と経済性の両立を目指す。

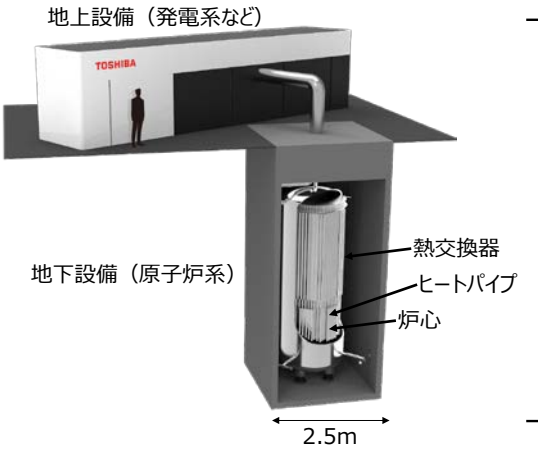
- 原子炉圧力容器と蒸気発生器の接続管を圧力容器として設計するクロスベッセル構造採用：接続管破断による減圧事故の可能性を局限
- 破断前漏えい検知概念の導入：一次バウンダリからの冷却材漏えい及び空気侵入の局限
- 自然循環による炉容器冷却設備の採用：受動的な崩壊熱除去
- 被覆燃料粒子の高い閉じ込め機能と組み合わせたコンファインメント構造：原子炉格納容器の削除

今後は 2030 年代に実現可能と考えられる商用高温ガス炉プラント及び蓄熱システムの設計条件の検討を通じて全体システム構成の設定を進めるとともに、高温ガス炉の特徴を踏まえた安全シナリオ構築や確率論的リスク評価ツールの整備を通じて、規制側による安全性評価に向けた基本方針の策定を進める予定である。

(2) 超小型炉

イノベーションを追求した原子力プラント開発の一環として、多様なエネルギー源と共存する 10MWt 級多目的超小型炉の概念構築を進めている。本プラントはヒートパイプ採用による原子炉冷却系の動的機器排除および炉心の受動的除熱の実現、中性子減速には水素化カルシウムなどの固体減速材の適用により高温で受動的炉停止が可能な固有安全性を主たる特徴としており、約 700℃の熱供給が可能な多目的かつ可搬性に優れた原子炉である。システムイメージと主要仕様を図 3 に示す。

課題となる経済性については、ヒートパイプの採用によるポンプレスな原子炉システムの実現とそれに伴う原子炉システムの簡素化・小型化を図るとともに、濃縮度 5 wt%以下のウラン燃料を用いることによる燃料コスト低減などを通じて原子炉システムの設置・運転コストの低減を目指す方針としている。今後は最新の需要や顧客要望の調査・整理とそれに基づくシステム構成、炉心・除熱および安全システム・利用可能な材料候補選定など原子炉システム自体の成立可能性、分散型原子炉特有の規制・核セキュリティ・保障措置上の課題、潜在市場の調査を進める予定である。



項目	数値
炉心熱出力	10MW
炉心寿命	10年以上
冷却手法	ナトリウムヒートパイプ冷却
減速材	水素化カルシウム（CaH_2）
燃料濃縮度	5 wt%未満
受動的崩壊熱除去	ヒートパイプおよび炉壁面からの空冷自然循環
重大事故時受動的炉停止	減速材物性（水素解離）を利用した自律停止
発電単価	再エネと競争力のある単価
可搬性	コンテナ2つ分程度，トレーラで輸送可
初期投資リスク対応	工場生産による現地工事最小化

図 3　分散型エネルギー源としての超小型原子炉システムイメージ図と主要仕様

(浅野　和仁)

4. まとめ

本稿では、SMR 開発における炉物理研究の役割と各プラントメーカーでの開発状況の報告がなされた。近年原子力開発をとりまく社会情勢は大きく変化している。一つには、福島の事故以降安全性への社会からの要求が厳しくなったことがあり、また同時に産業界には巨額の投資リスクを警戒する考えが強くなってきている。さらに、世界的に脱炭素社会への移行とそれにともなう再生可能エネルギーの利用拡大が進んでいる。また様々な分野でこれまでには考えられなかった技術革新が起こりつつある。このような状況下において、新しい技術をうまく取り込み社会からの要求に応えられるものが提示できるかどうかが SMR 実用化の鍵といえる。その際、炉心設計の自由度が解析手法の制約により制限されるようなことがあっては、SMR 開発の大きな足かせとなる。新しい技術を取り入れニーズにあった炉心設計が自由にできるようにするための解析手法の高度化が炉物理研究に求められているといえる。

(小原　徹)

参考文献

[1] 関本　博、「小型炉のポテンシャル専門家会議」、*日本原子力学会誌*、Vol. 34, No.2, pp.135-136 (1992).

[2] 小原　徹、「SR/TIT　美しい環境を守り安全な生活を保障するための小型原子炉のポテンシャルに関する国際専門家会議-会議の概要と運営の裏話」、*炉物理の研究*、第 41 号, 41 項-44 項、日本原子力学会炉物理部会、1992 年 3 月.

[3] Hiroshi Sekimoto (Editor), *Proc. of the International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, SR/TIT*, Tokyo, Japan, 23-35 October, 1991.

[4] T. DebRoy, H.L. Wei, J.S. Zuback, et al., "Additive manufacturing of metallic components – Process, structure and properties," *Progress in Materials Science*, Vol.92, pp.112-224 (2018).

*Toru Obara[1], *Kazuaki Kito[2], Yoshitaka Kimura[3], and Kazuhito Asano[4]

[1]Tokyo Institute of Technology., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

Planning Lecture | Technical division and Network | Computational Science and Engineering Division

[1K_PL] Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[1K_PL01] Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*Kotaro Nakada[1] （1. TOSHIBA ESS）

[1K_PL02] Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*Yoshiro Kudo[1] （1. TEPCO HD）

[1K_PL03] Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*Koichi Sada[1] （1. CRIEPI）

©Atomic Energy Society of Japan

2019年秋の大会

計算科学技術部会セッション

不確かさの有効活用によるシミュレーションの信頼性確保
Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

(1) Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*中田　耕太郎[1]
[1]東芝 ESS

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(2) Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*工藤　義朗[2],
[2]東京電力 HD

（3）放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(3) Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*佐田　幸一[3]
[3]電中研

概　要　原子力分野でのシミュレーションの信頼性確保及びそれを支えるモデル V&V は，不確かさの取扱いと合わせて原子力関連施設の設計，建設及び運転に適用される各技術分野のシミュレーションにとって重要なテーマである。本企画セッションでは，モデル V&V 及び不確かさの取扱いを柱としたシミュレーションの信頼性確保に関わる取組みに関して、原子力学会から発行されている標準（ガイドライン）を代表事例として，個別分野のガイドラインにおけるモデル V&V への展開状況、今後の取組み、シミュレーションによる評価結果の信頼性確保のために必要なアクションなどについて、それぞれの不確かさの取扱いを軸に相互の関係も整理して最新の動向を議論する。

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

a. 原子力学会ガイドラインの活動

シミュレーションの信頼性確保は注目を浴びている分野であり、2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン : 2015」（原子力学会ガイドライン）[(1)]を発行した。日本原子力学会として取り組んでいるシミュレーション信頼性確保に関する標準化の活動を海外に発信することは、シミュレーションの信頼性確保に関する国際的な活動を促進するとともに学会のプレゼンス向上にもつながる。これに資するために、原子力学会ガイドラインに関する講演[(2)(3)]や英訳版[(4)]の発行を進めている。また、原子力学会ガイドラインは、原子力関連施設におけるモデリング&シミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものであり、統計的安全評価及び放出源の有効高さ評価との分科会との情報交換, 並びにモデリング＆シミュレーションに関する最新動向[(5)]を調査するとともに、ガイドラインの改定に向けた論点の整理を進めている。

b. 原子力学会ガイドラインでの不確かさ評価

原子力学会ガイドラインでは、シミュレーションの信頼性確保のための考え方として、「概念モデルの開発」,「数学的モデル化」,「物理的モデル化」及び「シミュレーションモデルの予測性能判断」の四つの要素，並びに「不確かさを考慮した予測評価」,「評価プロセスの文書化」及び「品質管理」の三つ

Kotaro Nakada[1], Yoshiro Kudo[2], Koichi Sada[3]
[1]Toshiba ESS, [2]TEPCO, [3]CRIEPI

の要素を加えた手順を示した。原子力学会ガイドラインで示したシミュレーションの信頼性とは、シミュレーションによる計算結果が，予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあることであり、妥当性確認（Validation）は、「初期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス」と定義している。不確かさの評価プロセスとして、数学的モデル化からは数値誤差・入力誤差・モデルに関する不確かさが定量化され、物理的モデル化では妥当性確認実験の在否の調査あるいは立案し、測定誤差又は試験条件に起因する因子（環境、物性など）などから不確かさの取得を行う必要がある。シミュレーションモデルの予測性能の判断では数学的モデル化及び物理的モデル化の各プロセスでの不確かさを組み合わせて統合化し、初期の利用目的に対するモデルの予測性能の判断を行った上で、不確かさを考慮した予測評価を実施する。シミュレーションによる再現結果と実験結果との比較により、モデルの予測性能が初期の利用目的を満たすか否かを判断することが求められている。不確かさは、モデリング＆シミュレーションへのフィードバック及び更新を実施するための基準であり、シミュレーションの予測性能の指標となるものである。

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

統計的安全評価手法は，最適評価コードを用い不確かさを考慮して，発電用軽水型原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行う手法である。

統計的安全評価の結果（以下，“統計的安全評価値”という。）の信頼性を確保するためには，まず，用いる最適評価コードの妥当性が十分に確認され，数値モデルなどの不確かさが定量化されている必要がある。統計的安全評価標準においては，不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに成分を分解する形で定義し，熱水力試験装置，実機などにおける試験結果との比較による妥当性確認を通じて，数値モデルのそれぞれの不確かさ成分が定量化される。

なお，不確かさについて，原子力学会ガイドラインでは推定誤差と不確かさとを概念的に総称して総括不確かさと呼称して取り扱っているが，統計的安全評価標準では不確かさの中から推定誤差を成分として取り出し，残りをランダムな不確かさとして成分分けして取り扱う点が異なっている。

推定誤差及びランダムな不確かさ（以下，簡易的に“不確かさ”という。）の定量化に当たっては，妥当性確認に用いる試験結果に対しては，安全評価の対象とする事象に対応する PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を作成して重要な現象を特定し，特定された重要な現象に対して試験データを階層的に収集する。このようにして定量化された数値モデルごとの不確かさに対し，統計的安全評価標準においては“入力不確かさの伝播”手法に則ってそれぞれの数値モデルの不確かさを最適評価コードの入力データとして取り扱い，当該の事象に対して複数の数値モデルのランダムな不確かさを同時にランダムに振るモンテカルロ計算を数十ケースから数百ケース実施し，その結果を標本として安全評価結果の不確かさの分布を構成し，例えば 95%信頼水準／95%累積確率に相当する評価値を統計的安全評価値とする。

このように，統計的安全評価は最適評価コードを用い，同コード中のモデルの不確かさを反映して評価結果の不確かさに反映する BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）手法に従う安全評価手法であるが，発電用軽水型原子炉施設，その安全保護系，安全機能などの基本設計などの妥当性を評価するものであり，原子力安全上重要な手法であることから，その評価結果の信頼性の確保に関する要件は，評価対象の複雑性，個別効果試験，総合効果試験などの階層的な試験の各段階における試験の実施可否，スケールアップ性能などの実機に対する試験の適用性など，安全評価という予測における不確かさの拡大を構成する重要な不確かさ因子に対して漏れなく裏付けられる必要がある。

今回は，現在進行中の統計的安全評価標準の改定作業の中で，上記の統計的安全評価値の信頼性を高めるために取り入れた改定内容などを中心に不確かさの活用の考え方を紹介する。

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

発電用原子炉施設の安全解析における大気拡散・被ばく評価の手順は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」[6]に示され、地形が複雑な場合や建屋等の影響が著しいと予測される場合には、放射性物質の大気拡散を推定するための風洞実験を実施することが求められている。これは、被ばく線量評価のために使用される大気拡散式に、放出源の有効高さと呼ばれる計算パラメータを用いて、地形及び建屋が大気拡散に及ぼす影響を考慮するためである。この放出源の有効高さを求めるための風洞実験では、日本原子力学会で発行された「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2009」[7]に規定される気流および拡散の設定を行った後、地形及び建屋模型条件での排ガスの地表煙軸濃度分布を測定し放出源の有効高さを評価する。

一方、技術的な進歩が著しく、最近ではその実用化が図れている数値シミュレーション手法により放出源の有効高さを求めることが期待されるようになってきている。そのため、放出源の有効高さを求めるための数値シミュレーション手法の適用における手順などを規定する「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011」（以下、数値モデル計算実施基準）[8]も日本原子力学会で発行された。この数値モデル計算実施基準の策定に当たっては、日本原子力学会「シミュレーションの信頼性タスク」（当時）との連携などにより、放出源の有効高さ評価を所期の利用目的とし、数値モデルの検証及び妥当性確認なども規定した（図 1 参照）。

数値モデル実施基準が策定された後、原子力学会ガイドラインが発行され、最新の検証や妥当性評価のあり方を含めシミュレーションの信頼性確保のための基本的な考え方などが取りまとめられた。そのため、今後は図中の“原子力学会ガイドラインへの対応（例）”に示されるように、用語の定義や各エレメントの位置づけを含め、放出源の有効高さの評価のために原子力学会ガイドラインでの考え方との整合性を確認することが必要であろう。また、現行の数値モデル計算実施基準では触れられていない数学的モデル化及び物理的モデル化における不確かさの定量化、それに応じた予測評価への対応（予測評価のあり方）も検討する必要がある。以上の原子力学会ガイドラインへの対応に加え、図中に“その他の対応”として示すように、放出源の有効高さの評価を求める風洞実験などでの所期の利用目的や不確かさを勘案の上、検証と妥当性評価の位置付けは検討すべきである。また、不確かさが所期の利用目的に及ぼす影響度合いを勘案し、影響の大きな不確かさを優先的に検討することになろう。この不確かさを考慮した予測評価の際には、数値モデル計算実施基準に示されるような当時のシミュレーション技術の性能に応じて大気拡散計算結果を保守的に評価す

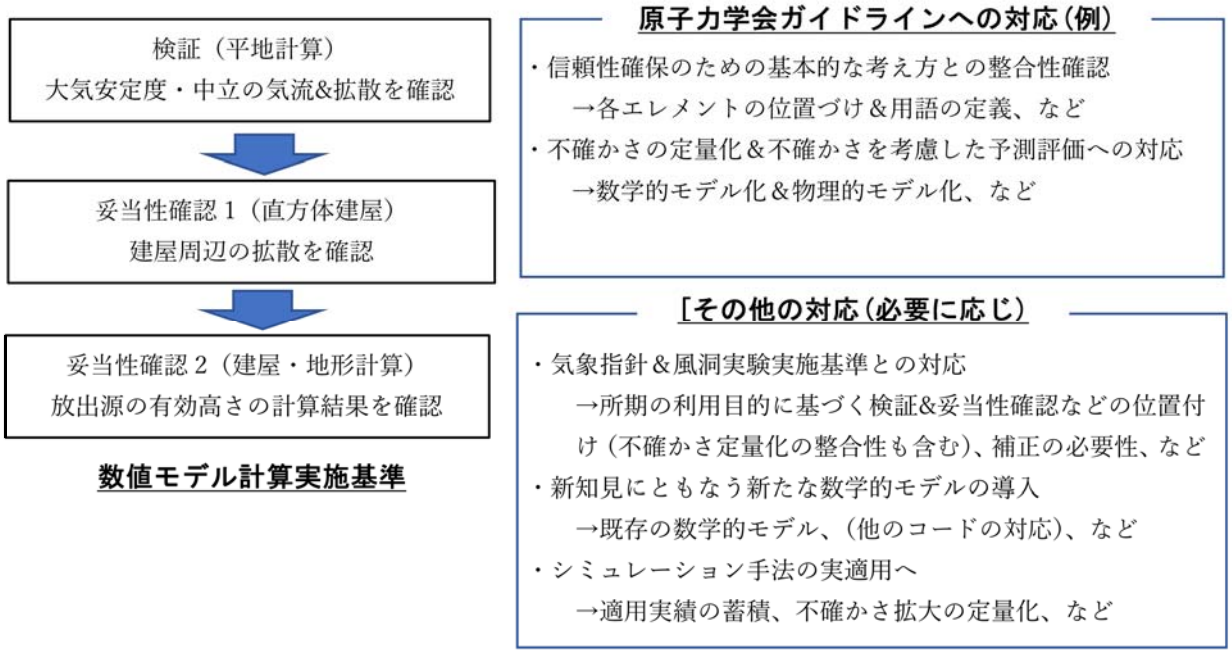


図 1　現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

るための補正のあり方も検討される必要があるものと、考えられる。さらに、シミュレーション技術の進歩にもとづき、精度の高い新しい数学的モデル化の開発状況(9)も勘案することになろう。今後は、信頼性が確保された放出源の有効高さのシミュレーション手法の実適用に向け、実験データが無い場合（不足する場合も含む）への適用も視野に入れ不確実さ拡大の定量化などの方法も検討する必要があろう。

参考文献

(1) シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015、日本原子力学会（2015）.
(2) K. Nakada, “Activity on the guide for credibility assessment of nuclear simulations in AESJ”, Panel 1-3. Motivations for Verification & Validation Activities in Thermal-Hydraulic Analysis in Nuclear System, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), May 19-24, 2019. Tsukuba, Japan.
(3) M. Tanaka, Y. Kudo, K. Nakada, and S. Koshizuka,” Establishment of Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations in the Atomic Energy Society of Japan,” 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), August 19-20, 2019, Portland, USA.
(4) AESJ, “AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility”, AESJ, (to be published).
(5) 例えば、池原、笹川、高野、山名、柳沢、“Advanced BWR・MOX 全炉心 MCNP 参照解作成とその BWR 核設計コードのニュートニクス計算機能に関する V&V への適用性”、日本原子力学会和文論文誌、2019 年 18 巻 2 号 p. 81-109.
(6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、原子力安全委員会（1982）.
(7) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 2009、日本原子力学会（2010）[改訂版は印刷準備中].
(8) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 2011、日本原子力学会（2012）.
(9) 小野、佐田、“放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-”、電力中央研究所研究報告 O18009（2019）.

2019年秋の大会

計算科学技術部会セッション

不確かさの有効活用によるシミュレーションの信頼性確保
Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

(1) Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*中田　耕太郎[1]
[1]東芝 ESS

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(2) Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*工藤　義朗[2],
[2]東京電力 HD

（3）放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(3) Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*佐田　幸一[3]
[3]電中研

概　要　原子力分野でのシミュレーションの信頼性確保及びそれを支えるモデル V&V は，不確かさの取扱いと合わせて原子力関連施設の設計，建設及び運転に適用される各技術分野のシミュレーションにとって重要なテーマである。本企画セッションでは，モデル V&V 及び不確かさの取扱いを柱としたシミュレーションの信頼性確保に関わる取組みに関して、原子力学会から発行されている標準（ガイドライン）を代表事例として，個別分野のガイドラインにおけるモデル V&V への展開状況、今後の取組み、シミュレーションによる評価結果の信頼性確保のために必要なアクションなどについて、それぞれの不確かさの取扱いを軸に相互の関係も整理して最新の動向を議論する。

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

a. 原子力学会ガイドラインの活動

シミュレーションの信頼性確保は注目を浴びている分野であり、2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン : 2015」（原子力学会ガイドライン）[(1)]を発行した。日本原子力学会として取り組んでいるシミュレーション信頼性確保に関する標準化の活動を海外に発信することは、シミュレーションの信頼性確保に関する国際的な活動を促進するとともに学会のプレゼンス向上にもつながる。これに資するために、原子力学会ガイドラインに関する講演[(2)(3)]や英訳版[(4)]の発行を進めている。また、原子力学会ガイドラインは、原子力関連施設におけるモデリング&シミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものであり、統計的安全評価及び放出源の有効高さ評価との分科会との情報交換, 並びにモデリング＆シミュレーションに関する最新動向[(5)]を調査するとともに、ガイドラインの改定に向けた論点の整理を進めている。

b. 原子力学会ガイドラインでの不確かさ評価

原子力学会ガイドラインでは、シミュレーションの信頼性確保のための考え方として、「概念モデルの開発」,「数学的モデル化」,「物理的モデル化」及び「シミュレーションモデルの予測性能判断」の四つの要素，並びに「不確かさを考慮した予測評価」,「評価プロセスの文書化」及び「品質管理」の三つ

Kotaro Nakada[1], Yoshiro Kudo[2], Koichi Sada[3]
[1]Toshiba ESS, [2]TEPCO, [3]CRIEPI

の要素を加えた手順を示した。原子力学会ガイドラインで示したシミュレーションの信頼性とは、シミュレーションによる計算結果が，予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあることであり、妥当性確認（Validation）は、「初期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス」と定義している。不確かさの評価プロセスとして、数学的モデル化からは数値誤差・入力誤差・モデルに関する不確かさが定量化され、物理的モデル化では妥当性確認実験の在否の調査あるいは立案し、測定誤差又は試験条件に起因する因子（環境、物性など）などから不確かさの取得を行う必要がある。シミュレーションモデルの予測性能の判断では数学的モデル化及び物理的モデル化の各プロセスでの不確かさを組み合わせて統合化し、初期の利用目的に対するモデルの予測性能の判断を行った上で、不確かさを考慮した予測評価を実施する。シミュレーションによる再現結果と実験結果との比較により、モデルの予測性能が初期の利用目的を満たすか否かを判断することが求められている。不確かさは、モデリング＆シミュレーションへのフィードバック及び更新を実施するための基準であり、シミュレーションの予測性能の指標となるものである。

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

統計的安全評価手法は，最適評価コードを用い不確かさを考慮して，発電用軽水型原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行う手法である。

統計的安全評価の結果（以下，“統計的安全評価値”という。）の信頼性を確保するためには，まず，用いる最適評価コードの妥当性が十分に確認され，数値モデルなどの不確かさが定量化されている必要がある。統計的安全評価標準においては，不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに成分を分解する形で定義し，熱水力試験装置，実機などにおける試験結果との比較による妥当性確認を通じて，数値モデルのそれぞれの不確かさ成分が定量化される。

なお，不確かさについて，原子力学会ガイドラインでは推定誤差と不確かさとを概念的に総称して総括不確かさと呼称して取り扱っているが，統計的安全評価標準では不確かさの中から推定誤差を成分として取り出し，残りをランダムな不確かさとして成分分けして取り扱う点が異なっている。

推定誤差及びランダムな不確かさ（以下，簡易的に“不確かさ”という。）の定量化に当たっては，妥当性確認に用いる試験結果に対しては，安全評価の対象とする事象に対応する PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を作成して重要な現象を特定し，特定された重要な現象に対して試験データを階層的に収集する。このようにして定量化された数値モデルごとの不確かさに対し，統計的安全評価標準においては“入力不確かさの伝播”手法に則ってそれぞれの数値モデルの不確かさを最適評価コードの入力データとして取り扱い，当該の事象に対して複数の数値モデルのランダムな不確かさを同時にランダムに振るモンテカルロ計算を数十ケースから数百ケース実施し，その結果を標本として安全評価結果の不確かさの分布を構成し，例えば 95%信頼水準／95%累積確率に相当する評価値を統計的安全評価値とする。

このように，統計的安全評価は最適評価コードを用い，同コード中のモデルの不確かさを反映して評価結果の不確かさに反映する BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）手法に従う安全評価手法であるが，発電用軽水型原子炉施設，その安全保護系，安全機能などの基本設計などの妥当性を評価するものであり，原子力安全上重要な手法であることから，その評価結果の信頼性の確保に関する要件は，評価対象の複雑性，個別効果試験，総合効果試験などの階層的な試験の各段階における試験の実施可否，スケールアップ性能などの実機に対する試験の適用性など，安全評価という予測における不確かさの拡大を構成する重要な不確かさ因子に対して漏れなく裏付けられる必要がある。

今回は，現在進行中の統計的安全評価標準の改定作業の中で，上記の統計的安全評価値の信頼性を高めるために取り入れた改定内容などを中心に不確かさの活用の考え方を紹介する。

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

発電用原子炉施設の安全解析における大気拡散・被ばく評価の手順は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」[6]に示され、地形が複雑な場合や建屋等の影響が著しいと予測される場合には、放射性物質の大気拡散を推定するための風洞実験を実施することが求められている。これは、被ばく線量評価のために使用される大気拡散式に、放出源の有効高さと呼ばれる計算パラメータを用いて、地形及び建屋が大気拡散に及ぼす影響を考慮するためである。この放出源の有効高さを求めるための風洞実験では、日本原子力学会で発行された「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2009」[7]に規定される気流および拡散の設定を行った後、地形及び建屋模型条件での排ガスの地表煙軸濃度分布を測定し放出源の有効高さを評価する。

一方、技術的な進歩が著しく、最近ではその実用化が図れている数値シミュレーション手法により放出源の有効高さを求めることが期待されるようになってきている。そのため、放出源の有効高さを求めるための数値シミュレーション手法の適用における手順などを規定する「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011」（以下、数値モデル計算実施基準）[8]も日本原子力学会で発行された。この数値モデル計算実施基準の策定に当たっては、日本原子力学会「シミュレーションの信頼性タスク」（当時）との連携などにより、放出源の有効高さ評価を所期の利用目的とし、数値モデルの検証及び妥当性確認なども規定した（図 1 参照）。

数値モデル実施基準が策定された後、原子力学会ガイドラインが発行され、最新の検証や妥当性評価のあり方を含めシミュレーションの信頼性確保のための基本的な考え方などが取りまとめられた。そのため、今後は図中の“原子力学会ガイドラインへの対応（例）”に示されるように、用語の定義や各エレメントの位置づけを含め、放出源の有効高さの評価のために原子力学会ガイドラインでの考え方との整合性を確認することが必要であろう。また、現行の数値モデル計算実施基準では触れられていない数学的モデル化及び物理的モデル化における不確かさの定量化、それに応じた予測評価への対応（予測評価のあり方）も検討する必要がある。以上の原子力学会ガイドラインへの対応に加え、図中に“その他の対応”として示すように、放出源の有効高さの評価を求める風洞実験などでの所期の利用目的や不確かさを勘案の上、検証と妥当性評価の位置付けは検討すべきである。また、不確かさが所期の利用目的に及ぼす影響度合いを勘案し、影響の大きな不確かさを優先的に検討することになろう。この不確かさを考慮した予測評価の際には、数値モデル計算実施基準に示されるような当時のシミュレーション技術の性能に応じて大気拡散計算結果を保守的に評価す

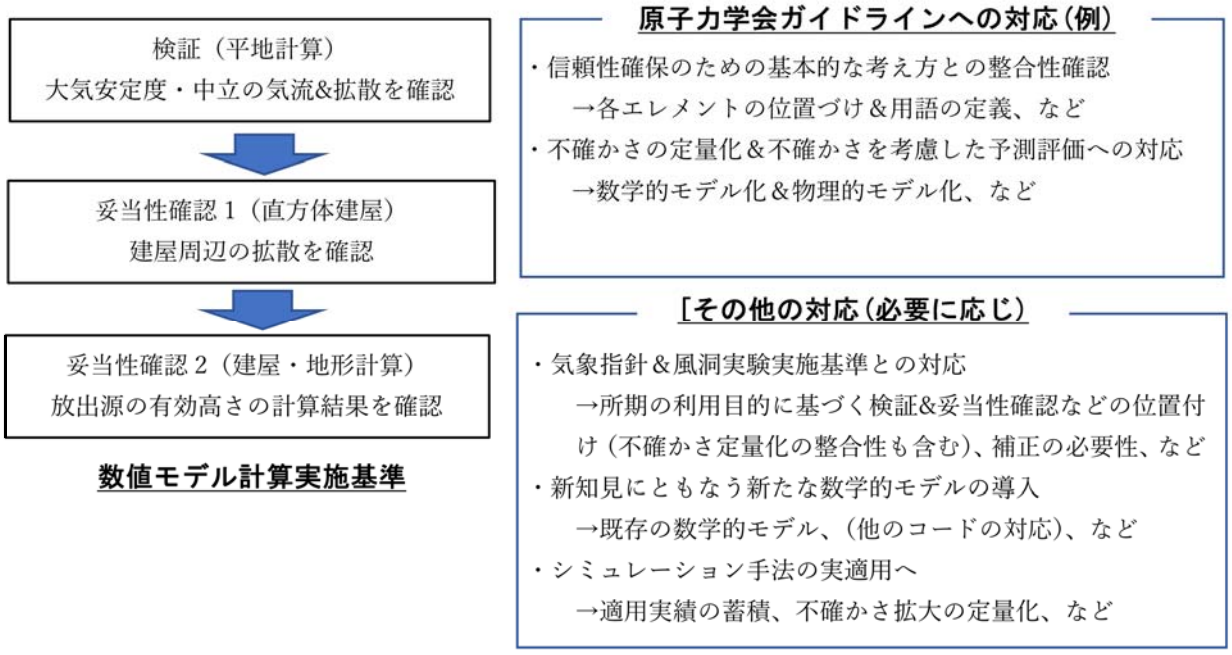


図 1　現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

るための補正のあり方も検討される必要があるものと、考えられる。さらに、シミュレーション技術の進歩にもとづき、精度の高い新しい数学的モデル化の開発状況(9)も勘案することになろう。今後は、信頼性が確保された放出源の有効高さのシミュレーション手法の実適用に向け、実験データが無い場合（不足する場合も含む）への適用も視野に入れ不確実さ拡大の定量化などの方法も検討する必要があろう。

参考文献

(1) シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015、日本原子力学会（2015）.
(2) K. Nakada, “Activity on the guide for credibility assessment of nuclear simulations in AESJ”, Panel 1-3. Motivations for Verification & Validation Activities in Thermal-Hydraulic Analysis in Nuclear System, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), May 19-24, 2019. Tsukuba, Japan.
(3) M. Tanaka, Y. Kudo, K. Nakada, and S. Koshizuka,” Establishment of Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations in the Atomic Energy Society of Japan,” 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), August 19-20, 2019, Portland, USA.
(4) AESJ, “AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility”, AESJ, (to be published).
(5) 例えば、池原、笹川、高野、山名、柳沢、“Advanced BWR・MOX 全炉心 MCNP 参照解作成とその BWR 核設計コードのニュートニクス計算機能に関する V&V への適用性”、日本原子力学会和文論文誌、2019 年 18 巻 2 号 p. 81-109.
(6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、原子力安全委員会（1982）.
(7) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 2009、日本原子力学会（2010）[改訂版は印刷準備中].
(8) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 2011、日本原子力学会（2012）.
(9) 小野、佐田、“放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-”、電力中央研究所研究報告 O18009（2019）.

2019年秋の大会

計算科学技術部会セッション

不確かさの有効活用によるシミュレーションの信頼性確保
Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

(1) Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*中田　耕太郎[1]
[1]東芝 ESS

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(2) Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*工藤　義朗[2],
[2]東京電力 HD

（3）放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(3) Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*佐田　幸一[3]
[3]電中研

概　要　原子力分野でのシミュレーションの信頼性確保及びそれを支えるモデル V&V は，不確かさの取扱いと合わせて原子力関連施設の設計，建設及び運転に適用される各技術分野のシミュレーションにとって重要なテーマである。本企画セッションでは，モデル V&V 及び不確かさの取扱いを柱としたシミュレーションの信頼性確保に関わる取組みに関して、原子力学会から発行されている標準（ガイドライン）を代表事例として，個別分野のガイドラインにおけるモデル V&V への展開状況、今後の取組み、シミュレーションによる評価結果の信頼性確保のために必要なアクションなどについて、それぞれの不確かさの取扱いを軸に相互の関係も整理して最新の動向を議論する。

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

a. 原子力学会ガイドラインの活動

シミュレーションの信頼性確保は注目を浴びている分野であり、2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン : 2015」（原子力学会ガイドライン）[(1)]を発行した。日本原子力学会として取り組んでいるシミュレーション信頼性確保に関する標準化の活動を海外に発信することは、シミュレーションの信頼性確保に関する国際的な活動を促進するとともに学会のプレゼンス向上にもつながる。これに資するために、原子力学会ガイドラインに関する講演[(2)(3)]や英訳版[(4)]の発行を進めている。また、原子力学会ガイドラインは、原子力関連施設におけるモデリング&シミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものであり、統計的安全評価及び放出源の有効高さ評価との分科会との情報交換, 並びにモデリング＆シミュレーションに関する最新動向[(5)]を調査するとともに、ガイドラインの改定に向けた論点の整理を進めている。

b. 原子力学会ガイドラインでの不確かさ評価

原子力学会ガイドラインでは、シミュレーションの信頼性確保のための考え方として、「概念モデルの開発」,「数学的モデル化」,「物理的モデル化」及び「シミュレーションモデルの予測性能判断」の四つの要素，並びに「不確かさを考慮した予測評価」,「評価プロセスの文書化」及び「品質管理」の三つ

Kotaro Nakada[1], Yoshiro Kudo[2], Koichi Sada[3]
[1]Toshiba ESS, [2]TEPCO, [3]CRIEPI

の要素を加えた手順を示した。原子力学会ガイドラインで示したシミュレーションの信頼性とは、シミュレーションによる計算結果が，予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあることであり、妥当性確認（Validation）は、「初期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス」と定義している。不確かさの評価プロセスとして、数学的モデル化からは数値誤差・入力誤差・モデルに関する不確かさが定量化され、物理的モデル化では妥当性確認実験の在否の調査あるいは立案し、測定誤差又は試験条件に起因する因子（環境、物性など）などから不確かさの取得を行う必要がある。シミュレーションモデルの予測性能の判断では数学的モデル化及び物理的モデル化の各プロセスでの不確かさを組み合わせて統合化し、初期の利用目的に対するモデルの予測性能の判断を行った上で、不確かさを考慮した予測評価を実施する。シミュレーションによる再現結果と実験結果との比較により、モデルの予測性能が初期の利用目的を満たすか否かを判断することが求められている。不確かさは、モデリング＆シミュレーションへのフィードバック及び更新を実施するための基準であり、シミュレーションの予測性能の指標となるものである。

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

統計的安全評価手法は，最適評価コードを用い不確かさを考慮して，発電用軽水型原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行う手法である。

統計的安全評価の結果（以下，“統計的安全評価値”という。）の信頼性を確保するためには，まず，用いる最適評価コードの妥当性が十分に確認され，数値モデルなどの不確かさが定量化されている必要がある。統計的安全評価標準においては，不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに成分を分解する形で定義し，熱水力試験装置，実機などにおける試験結果との比較による妥当性確認を通じて，数値モデルのそれぞれの不確かさ成分が定量化される。

なお，不確かさについて，原子力学会ガイドラインでは推定誤差と不確かさとを概念的に総称して総括不確かさと呼称して取り扱っているが，統計的安全評価標準では不確かさの中から推定誤差を成分として取り出し，残りをランダムな不確かさとして成分分けして取り扱う点が異なっている。

推定誤差及びランダムな不確かさ（以下，簡易的に“不確かさ”という。）の定量化に当たっては，妥当性確認に用いる試験結果に対しては，安全評価の対象とする事象に対応する PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を作成して重要な現象を特定し，特定された重要な現象に対して試験データを階層的に収集する。このようにして定量化された数値モデルごとの不確かさに対し，統計的安全評価標準においては“入力不確かさの伝播”手法に則ってそれぞれの数値モデルの不確かさを最適評価コードの入力データとして取り扱い，当該の事象に対して複数の数値モデルのランダムな不確かさを同時にランダムに振るモンテカルロ計算を数十ケースから数百ケース実施し，その結果を標本として安全評価結果の不確かさの分布を構成し，例えば 95%信頼水準／95%累積確率に相当する評価値を統計的安全評価値とする。

このように，統計的安全評価は最適評価コードを用い，同コード中のモデルの不確かさを反映して評価結果の不確かさに反映する BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）手法に従う安全評価手法であるが，発電用軽水型原子炉施設，その安全保護系，安全機能などの基本設計などの妥当性を評価するものであり，原子力安全上重要な手法であることから，その評価結果の信頼性の確保に関する要件は，評価対象の複雑性，個別効果試験，総合効果試験などの階層的な試験の各段階における試験の実施可否，スケールアップ性能などの実機に対する試験の適用性など，安全評価という予測における不確かさの拡大を構成する重要な不確かさ因子に対して漏れなく裏付けられる必要がある。

今回は，現在進行中の統計的安全評価標準の改定作業の中で，上記の統計的安全評価値の信頼性を高めるために取り入れた改定内容などを中心に不確かさの活用の考え方を紹介する。

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

発電用原子炉施設の安全解析における大気拡散・被ばく評価の手順は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」[6]に示され、地形が複雑な場合や建屋等の影響が著しいと予測される場合には、放射性物質の大気拡散を推定するための風洞実験を実施することが求められている。これは、被ばく線量評価のために使用される大気拡散式に、放出源の有効高さと呼ばれる計算パラメータを用いて、地形及び建屋が大気拡散に及ぼす影響を考慮するためである。この放出源の有効高さを求めるための風洞実験では、日本原子力学会で発行された「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2009」[7]に規定される気流および拡散の設定を行った後、地形及び建屋模型条件での排ガスの地表煙軸濃度分布を測定し放出源の有効高さを評価する。

一方、技術的な進歩が著しく、最近ではその実用化が図れている数値シミュレーション手法により放出源の有効高さを求めることが期待されるようになってきている。そのため、放出源の有効高さを求めるための数値シミュレーション手法の適用における手順などを規定する「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011」（以下、数値モデル計算実施基準）[8]も日本原子力学会で発行された。この数値モデル計算実施基準の策定に当たっては、日本原子力学会「シミュレーションの信頼性タスク」（当時）との連携などにより、放出源の有効高さ評価を所期の利用目的とし、数値モデルの検証及び妥当性確認なども規定した（図 1 参照）。

数値モデル実施基準が策定された後、原子力学会ガイドラインが発行され、最新の検証や妥当性評価のあり方を含めシミュレーションの信頼性確保のための基本的な考え方などが取りまとめられた。そのため、今後は図中の“原子力学会ガイドラインへの対応（例）”に示されるように、用語の定義や各エレメントの位置づけを含め、放出源の有効高さの評価のために原子力学会ガイドラインでの考え方との整合性を確認することが必要であろう。また、現行の数値モデル計算実施基準では触れられていない数学的モデル化及び物理的モデル化における不確かさの定量化、それに応じた予測評価への対応（予測評価のあり方）も検討する必要がある。以上の原子力学会ガイドラインへの対応に加え、図中に“その他の対応”として示すように、放出源の有効高さの評価を求める風洞実験などでの所期の利用目的や不確かさを勘案の上、検証と妥当性評価の位置付けは検討すべきである。また、不確かさが所期の利用目的に及ぼす影響度合いを勘案し、影響の大きな不確かさを優先的に検討することになろう。この不確かさを考慮した予測評価の際には、数値モデル計算実施基準に示されるような当時のシミュレーション技術の性能に応じて大気拡散計算結果を保守的に評価す

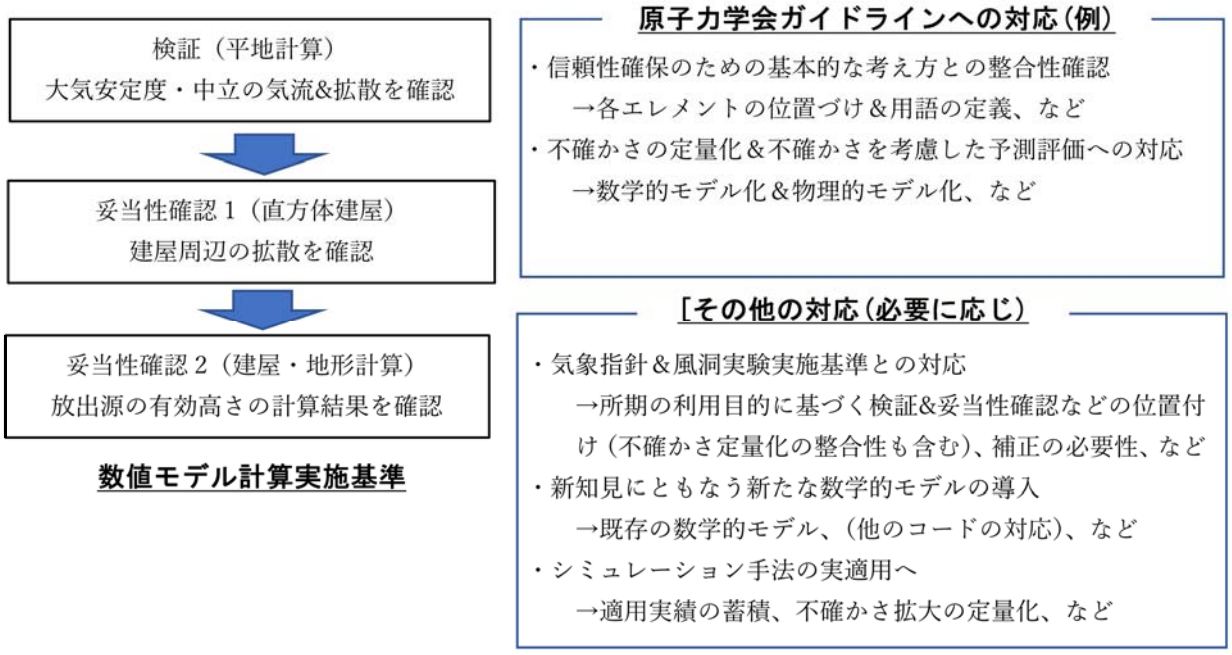


図 1　現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

るための補正のあり方も検討される必要があるものと、考えられる。さらに、シミュレーション技術の進歩にもとづき、精度の高い新しい数学的モデル化の開発状況(9)も勘案することになろう。今後は、信頼性が確保された放出源の有効高さのシミュレーション手法の実適用に向け、実験データが無い場合（不足する場合も含む）への適用も視野に入れ不確実さ拡大の定量化などの方法も検討する必要があろう。

参考文献

(1) シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015、日本原子力学会（2015）.
(2) K. Nakada, “Activity on the guide for credibility assessment of nuclear simulations in AESJ”, Panel 1-3. Motivations for Verification & Validation Activities in Thermal-Hydraulic Analysis in Nuclear System, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), May 19-24, 2019. Tsukuba, Japan.
(3) M. Tanaka, Y. Kudo, K. Nakada, and S. Koshizuka,” Establishment of Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations in the Atomic Energy Society of Japan,” 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), August 19-20, 2019, Portland, USA.
(4) AESJ, “AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility”, AESJ, (to be published).
(5) 例えば、池原、笹川、高野、山名、柳沢、“Advanced BWR・MOX 全炉心 MCNP 参照解作成とその BWR 核設計コードのニュートニクス計算機能に関する V&V への適用性”、日本原子力学会和文論文誌、2019 年 18 巻 2 号 p. 81-109.
(6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、原子力安全委員会（1982）.
(7) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 2009、日本原子力学会（2010）[改訂版は印刷準備中].
(8) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 2011、日本原子力学会（2012）.
(9) 小野、佐田、“放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-”、電力中央研究所研究報告 O18009（2019）.

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

[1M_PL] Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

Chair:Hiroyuki Toyokawa(AIST)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M_PL01] Introduction to Geant4 and its application developments

*Tsukasa Aso[1] （1. Univ. of Toyama）

[1M_PL02] Application of Monte Carlo simulation in J-PARC accelerator system

*Kazami Yamamoto[1] （1. JAEA）

[1M_PL03] Muon accelerator

*Haruo Miyadera[1] （1. TOSHIBA ESS）

©Atomic Energy Society of Japan

2019年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

モンテカルロシミュレーションと加速器
Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

（1）Geant4 シミュレーションツールキットとそのアプリケーション開発例

(1) Introduction to Geant4 and its application developments

*阿蘇 司[1]

[1]富山高等専門学校

1. はじめに

Geant4[1]は、粒子と物質との相互作用をモンテカルロ法により計算するシミュレーションツールキットである。現在、高エネルギー物理学や原子核物理学のみならず、宇宙物理や医学物理などの様々な分野で広く利用されている。アプリケーション・ソフトウェアの形態で提供される他のシミュレーションコードと異なり、Geant4 は実験等の用途や仕様に応じた独自のフレームワークに組み込むことを想定し、ソフトウェア部品を提供するツールキットとして開発、配付がなされている。1998 年の最初の公開後、オブジェクト指向技術の設計開発方法論による設計実装も功を奏し、例えば、シンチレーション光の追跡等の物理モデルの拡張や、DNA サイズでの物理計算を行う Geant4-DNA プロジェクト[2]の展開など、その拡張性の高さが実証されている。ツールキットとしての配付は、物理解析とシミュレータの改善・最適化が同時進行する大規模実験の分野においては、計算科学の専門家によるシミュレータの開発・改善と、その利用者として物理解析を行う研究者との分業体制が確立していたため、非常に有効に機能した。しかし一方で、十分なソフトウェア開発技法を習得していることが Geant4 アプリケーション開発の前提であったため、医学や工学などの分野で Geant4 を利用する際の難しさの要因ともなっている。そこで、利用者による Geant4 アプリケーション開発の労力を軽減する観点から、アプリケーション開発の事例について紹介する。

2. Geant4 のアプリケーション開発例

PTSIM(Particle therapy system simulation framework)[3]は、JST-CREST 研究(2003-2009, 代表 KEK 佐々木教授)「高度放射線医療のためのシミュレーション基盤の開発」[4]の成果物であり、粒子線治療装置と患者形状に基づく線量分布計算等を行うシミュレータである。利用者による C++コード開発を減らし、ユーザインターフェイスコマンドによるシミュレーション条件設定が可能となっている。国内外の粒子線治療機関に配布されて治療計画装置の検証や研究に利用されており、Geant4 医学応用講習会の教材としても利用されている。

Galet(Geant4 application templet for primer)[5]は、小規模な Geant4 アプリケーション開発を行うための雛形プログラムである。利用者はジオメトリ記述と取り出す物理量の記述のみを行うことで、シミュレーションを構築することができる。2016 年から実施している高専-KEK 加速器・計算科学インターンシップ（KEK 大学等連携支援事業）において、高専生の Geant4 シミュレーション構築実習で教材として利用している。

3. まとめ

講演では、Geant4 シミュレーションツールキットとそのアプリケーション開発について、PTSIM や Galet での開発事例を紹介し、その解説を行う予定である。

参考文献

[1] S. Agostinelli et al., Nucl. Instrum. and Meth. A 506(3), (2003) 250-303; J.Alison et al., IEEE Trans. on Nucl. Sci. 53(1), (2006)270-278; J.Allison et al., Nucl. Instrum. and Meth. A835, (2016)186-225.; [2] S. Incerti et al., Med. Phys. 45, (2018) e722-e737; S. Incerti et al., Med. Phys. 37 (2010) 4692-4708; S. Incerti et al., Int. J. Model. Simul. Sci. Comput. 1, (2010)157-178.; [3] T. Akagi et al., Prog. in Nucl. Sci. and Technol. 4, (2014) 896-900.; [4] 佐々木節他, 日本シミュレーション学会, シミュレーション 28(1), (2009).; [5] T. Aso et al., Nagaoka Univ, Trans. on GIGAKU 6(1), (2019) 06005/1-12.

*Tsukasa Aso[1]

[1]National Institute of Technology, Toyama College

2019年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

モンテカルロシミュレーションと加速器
Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

（2）J-PARC 加速器におけるモンテカルロシミュレーションの利用

(2) Application of Monte Carlo simulation in J-PARC accelerator system

*山本 風海[1]

[1]日本原子力研究開発機構　J-PARC センター

1. はじめに

大強度陽子加速器施設 J-PARC（Japan Proton Accelerator Research Complex）は，最大 1 MW という大強度陽子ビームから中性子，ミュオン，ニュートリノ，K 中間子などの多彩な二次粒子ビームを作り出し，多種多様な物理実験の実施と研究推進を目的とする研究施設である。J-PARC 施設は茨城県東海村の日本原子力研究開発機構（JAEA）原子力科学研究所施設内に建設され，利用運転開始から 10 年が経過している。J-PARC は 400 MeV の常伝導リニアック，25 Hz という早い繰り返しの 3 GeV シンクロトロン（Rapid Cycling Synchrotron, RCS），30 GeV まで加速する主リングシンクロトロン（Main Ring, MR）の 3 台の加速器と，RCS のビームを使ってミュオンおよび中性子実験を行う物質生命科学実験施設(Material and Life science experimental Facility, MLF)，MR のビームを用いてスーパーカミオカンデに向けてニュートリノを飛ばし，長基線実験に供するニュートリノ実験施設, MR ビームで中間子を生成し主に強い相互作用に関する実験を行うハドロン実験施設, の 3 つの実験施設から構成されている。

J-PARC のような高エネルギー，高出力の陽子加速器では，運転中のビームロスにより機器が放射化することで故障率が上がり，保守作業時に作業者が被ばくする事になる。これにより，ビーム強度はこれ以上ロスが発生すると作業者の被ばく量が許容できなくなる，という処で制限を受けることになる。そのため，1 MW という大出力を達成するためにはビームロスの対策が必須であり，J-PARC 加速器では設計段階からシミュレーションを用いて対策を検討してきた。本稿では主に RCS の設計を題材として，モンテカルロシミュレーションの利用例について報告する。

2. 加速器と計算機シミュレーション

RCS での具体的なモンテカルロシミュレーションの利用例の前に，まず加速器の設計において用いられる計算機コードについて述べる。そもそも加速器では，電磁相互作用を用いて荷電粒子をコントロールし加速する。 そのため，加速器の設計では１）荷電粒子が磁場中で想定している安定な軌道上を運動することや，加速電場によって安定に加速できることを確認するための粒子トラッキング，２）それら安定な軌道を得るための，電磁石や加速管が作る磁場，電場の評価，の二つの計算をまず行う必要がある。

１）に関しては，ローレンツ力を受ける荷電粒子の運動方程式①を解くことで求めることができる。

$$\mathrm{m}\frac{d\boldsymbol{v}}{dt} = \mathrm{q}(\mathbf{E} + \boldsymbol{v} \times \mathbf{B}) \qquad \cdots①$$

理想的な一様電場・磁場分布の条件であれば，解析的に解を求めることができるが，一般にはそのような条件は作ることができず，また大強度ビームでは荷電粒子同士の空間電荷の影響も考慮する必要がでてくる。そのため，実際上は①式は計算機を用いた Runge–Kutta 法等の数値積分を実行することで解くことになる。

２）に関しては，軌道計算に用いるような理想的な電場・磁場の条件に実際の電磁石や加速管内の電磁場分布を近づけるため，Maxwell 方程式を解きそれらの形状を最適化することになる。こちらに関しても，実際に必要な理想に近い電磁場分布を作るためには，電磁石や加速管の形状が複雑になるため，解析解は求められず，有限要素法を用いたシミュレーションを実行することになる。 これら粒子の運動や電磁場の分布は，古典力学的・決定論的な因果律に基づいた方程式で記述されるため，加速器の設計においてモンテカルロシミュレーションはこの段階までは用いられない。

一方で，電磁場の設計からのズレや装置の設置誤差などの不確定要素によって，ビームは計算上の軌道から外れて真空容器に衝突しビームロスとなる。あるいは，設計通りに加速されたビームについては，最終的には二次粒子を生成するためのターゲットに入射することになる。これら，ビームと物質との相互作用の影響について評価するためには，モンテカルロシミュレーションが必要となってくる。RCS では，ビームロスを局所化するコリメータの設計検討や，あるビームロス想定の元で評価した加速器トンネルの遮蔽設計等にモンテカルロシミュレーションが活用されている。以下，その具体例を述べる。

3. J-PARC RCS でのモンテカルロシミュレーションの利用例

2-1. コリメータ設計

はじめに，でも述べたように，RCS のような高エネルギーの陽子シンクロトロンでは，運転中のビームロスが機器の放射化を引き起こす原因となり，運転できるビーム強度はそのビームロス量によって制限を受ける。そのため，1 MW という大出力を達成するために，RCS では設計段階から放射化をできる限り低減するため様々な対策を講じており，その一つとしてビームロスを局所化できるようにアパーチャを狭めたコリメータを導入している。RCS のコリメータは，加速初期に 3%のロスが発生するという仮定の基に，ビームを廃棄するダンプや物理実験で使用されるターゲットに相当するような 4 kW という大容量で設計した。このコリメータの設計は，フェルミ国立研究所で開発された STRUCT コードおよび MARS コードを用いて行った。

STRUCT コードは転送行列による粒子トラッキングを行い，粒子の X，Z 座標が設定された各機器のアパーチャの値より大きくなった際には真空容器壁に衝突したものと判断し，その影響の評価に進む。影響評価では，クーロン多重散乱については Molière 分布，エネルギーロスに関しては Landau 分布に従うものとして，疑似乱数を用いて散乱角度とエネルギーを求め，粒子のエネルギーが所定の値以下になった時点でビームロスしたと判断し，その座標を出力ファイルとして出す。この STRUCT コードによって，シンクロトロンを周回する間にどこでロスするのか評価できるため，コリメータにロスが集中するようパラメータの検討を行った。

他方の MARS コードは，物質中でのハドロン電磁カスケードをシミュレーションするコードで，その特徴として計算結果に対する寄与の大きいエネルギーや粒子種について優先的にサンプリングする方法（Leading Particle Biasing）を採っている。また，原子核との相互作用の評価では，核内カスケード・蒸発モデルに基づく核内過程の詳細計算ではなく半経験式を用いているため，計算速度が非常に速く，高エネルギーや深層透過計算に有利である。この MARS コードを用いて，コリメータに陽子ビームが当たった際の二次粒子の生成量や残留線量の評価を行い，保守作業が可能なレベルに残留線量を抑えるために必要な遮蔽構造の設計を行った。

コリメータの設計については，実際のビーム運転後の線量分布と比較を行うことで，その設計の妥当性を評価し，所定の性能を発揮していることを確認した。

2-2. 遮蔽設計，許認可申請

加速中に発生するビームロスに関しては，かなりの部分は前述のコリメータに集中できるが，1%程度はコリメータから漏れ出てきて他の機器に衝突する。また，ビーム入射時や出射時に発生するロスは，コリメータに局所化することはできず入出射機器に集中する。このため，コリメータに局所化した分も含め，加速器運転中は加速器トンネル内に放射線が飛び交う事となり，管理区域として外部に放射線が漏れないようにトンネルの遮蔽設計を行う必要がある。RCS では，トンネル躯体設計の際には MARS コードを用いて遮蔽に必要な厚さを決定した。また，放射線発生装置として許認可申請を行ったが，その際の計算には PHITS コード及び MCNPX コードを用いて詳細評価を実施している。これらの計算は，以下のビームロス想定の下で実行した。1）入射部で 1 kW，2）リニアックで加速した H^- から電子二個を剥ぎ取り，陽子に荷電変換して RCS に入射するが，その際に荷電変換し損なった H^- や H^0 粒子を廃棄する入射部ダンプで 4 kW，3）出射部で 100 W，4）コリメータで 4 kW，ただしロスは STRUCT コードで求めた分布でコリメータおよびその他加速器機器に分布するものとする，5）ビームライン 1 m あたり 1 W の一様なロス，6）出射部にビーム調整に使用する出射部ダンプ 8 kW。

また，入射部ダンプに関しては，MARS コードで得られた発熱分布をもとに，躯体のコンクリートの温度

が強度低下を起こす 60 ℃まで上昇しないよう構造設計を行なった。

2-3. 入射部で発生したロスの対策検討

RCS において，連続ビーム供用運転が開始されてから最初に高い線量が観測されたのは，入射用荷電変換フォイルより 5 m 程度下流の，ダンプビームラインと周回軌道を分岐するためのダクト，および，その下流であった。このダンプビームラインは入射時に陽子に変換し損ねた H^- や H^0 を，廃棄用のダンプまで輸送するためのものである。周回軌道と，これらの廃棄ビームの分離ために，分岐ダクトにはセプタム電磁石を組み込む必要があるため，この部分の真空容器の口径は，周辺よりも小さくなっている。フォイルでの散乱の影響について，GEANT4 を用いて評価したところ，10^{-6} 程度の割合で大角度に散乱される粒子が存在し，その散乱粒子がこの口径が狭まった箇所に集中して当たっていることを突き止めた。また，比較的散乱角が小さい粒子は，この分岐部を通過して，その下流のビーム位置モニタに当たることが散乱粒子の軌道計算から判った。この結果を基に，分岐部のダクトにコリメータを組み込むことで散乱粒子をそのコリメータに局所化し，さらに分岐ダクトとコリメータを遮蔽体で覆うこととした。この分岐部コリメータと遮蔽体の設計でも STRUCT コードおよび MARS コードを利用し，最終的にそのコリメータを設置することで，残留放射能の影響を抑えることに成功した。

4. まとめ

J-PARC のような大強度陽子加速器施設においては，ビームによって引き起こされる放射化は避けられない課題であり，設計段階での評価，運転開始後に発覚した問題の解決において，モンテカルロシミュレーションは大きな役割を果たしてきた。今後，さらなる大強度化を進めるうえでも，その高度化と精度，ユーザビリティの向上は重要であると考えられる。

---

*Kazami Yamamoto

[1]J-PARC center, JAEA

2019年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

モンテカルロシミュレーションと加速器
Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

（3）ミュオン加速の検討

(3) Muon accelerator

*宮寺 晴夫
東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. 緒言

これまでミュオン科学研究では、エネルギー250 MeV 以上に加速した陽子を生成標的に当て発生するパイオンの崩壊で得られるミュオンと、宇宙線ミュオンが利用されてきた。前者のミュオンのエネルギーは数MeV～数十 MeV であり、典型的には毎秒 10^6～10^9 個のミュオンが得られている。一方で後者の宇宙線ミュオンは数 GeV をピークとする広いエネルギー分布をしているが、フラックスは毎分 1 個/cm^2 と低い。近年、宇宙線ミュオンを用いた社会インフラ検査やコンテナスキャナが実用化段階に入っているが、加速器で発生させたミュオンをより高エネルギーに加速して利用するすることで、測定時間短縮や精度向上が望める。加速器で発生させたミュオンは時間的にもエネルギー的にも広がっているため、これまでは加速前にビーム冷却することが検討されてきたが、冷却装置の大型化やミュオン強度が落ちるなどの課題を抱えていた。

2. ミュオン加速器のモンテカルロシミュレーション

本報告では、ビーム冷却をせずミュオンを直接キャビティに入れ加速する方式を独自のモンテカルロシミュレーションで検討を行った。図 1 にシミュレーション体系を示したが、検討を行った大アクセプタンスミュオン加速器は通常のπモードではなく 0 モードキャビティと、キャビティを取り巻くコイルで構成されている。図 2 に示したようにキャビティ長が短い低β領域では、πモードよりも 0 モードの方が消費電力で有利である。キャビティは RFQ 加速器のようにバンチングモードで始まり徐々に加速モードに位相を移していく構成となっており、ミュオンビームの発散はコイル磁場で抑える。キャビティの設計エネルギーよりも高いエネルギーのミュオンは、位相が合っていないため RF による実効的な加速／減速はゼロであり、設計エネルギーがマッチしたキャビティに入るとそこから実効的な加速が始まる。この仕組みにより、比較的大きなエネルギーアクセプタンスを実現できる。

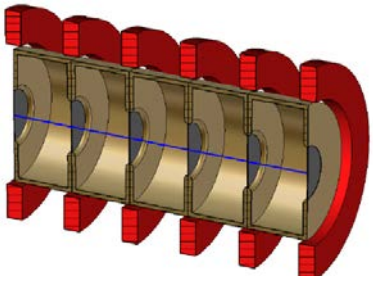


図１　ミュオン加速キャビティ

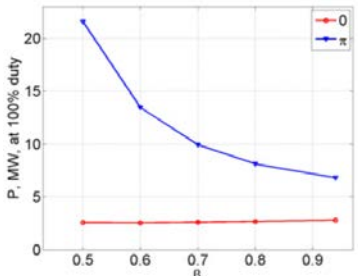


図２　0 モードとπモードの消費電力比較

シミュレーションは、パイオンの生成断面積[1]を基にパイオンを発生させ、崩壊してできたミュオンを磁場でキャビティに導き、各キャビティ内の電磁場を時間変化させ粒子トラッキングする構成となっている。 0 モードキャビティの窓でのエネルギー損失、散乱も含まれており、例えばキャビティを高圧水素ガス／ヘリウムガスで満たした場合のエミッタンス改善効果なども調べることができる。

シミュレーションによると、大アクセプタンスミュオン加速器により数 100 MeV の“第三の”ミュオン源を実現でき、また、素粒子研究への展開としてミュオンコライダーやニュートリノファクトリー[2]で計画されている 300 m にも及ぶインジェクターを 10 m のミュオン加速器で置き換えることも期待できる。

参考文献

[1] D.R.F. Cochran et al., Phys. Rev. D6 (1972) 3085.　[2] J.S. Berg et al, Phys. Rev. ST-AB, 9, 011001 (2006).

---

*Haruo Miyadera

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Planning Lecture | Over view Report | The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[1N_PL] Research developments using excellent properties of Lasers IV

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N_PL01] kW-class laser cleaning for steel structure maintenance and decontamination

*Kazuhisa Fujita[1] (1. GPI)

[1N_PL02] Remote laser analysis technique in severe environments

*Hironori Ohba[1] (1. QST)

[1N_PL03] Development of Laser cutting technology of thick steel plates for nuclear facilities

*Koji Tamura[1] (1. QST)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年秋の大会

総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 IV

Research developments using excellent properties of Lasers IV

（1）kW 級 CW レーザーを用いた表面クリーニング技術の開発と除染適用の試み

(1) kW-class laser cleaning for steel structure maintenance and decontamination

*藤田和久 [1]，豊澤一晃 [2]，髙原和弘 [2]，稲垣博光 [3]，移川隆行 [4]，藤田啓恵 [4]，山田正明 [4]，
沖原伸一朗 [1]
[1] 光産業創成大学院大学，[2] トヨコー，中部電力 [3]，日本環境調査研究所 [4]

1. 緒言

kW 級 CW（連続波）レーザー光の高速スキャンによる，廃止措置の放射能除染技術（レーザー除染）の研究開発に取り組んでいる。その基本技術は，インフラ維持管理を目的として開発していたレーザークリーニング技術であり，その内容と，除染適用の試みについて紹介する。

2. インフラ維持管理を目的としたレーザークリーニング技術 [1]

2-1. 鋼構造物の維持管理

高度経済成長時代に多く建設されたインフラの老朽化が問題にされはじめて久しく，高速道路や鉄道などを支える橋梁，鉄塔，石油備蓄用などの大型タンクなど，鋼構造物もその代表である。国内に 60 万を超える橋梁に限っていえば, 海からの飛来塩分や融雪剤の塩にさらされ, 錆による橋梁の劣化が課題となっている。

橋梁の寿命と言われる 50 年を迎える長さ 2 m 以上の橋梁は，2023 年には全体の 43%，2033 年には 67%，老朽化に伴い通行規制がある橋梁（15m以上）は 2013 年に 1,381 橋あり年々増加している。事後保全から予防保全，ライフサイクルコスト低減に資する維持管理手法が今後さらに重要となる。

2-2. 塗り替え塗装工事における素地調整の課題

鋼構造物の延命化には，劣化塗膜と錆が混在する鋼構造物表面において，それらをきれいに除去し，再塗装後の耐久性を与えられる素地調整を実施し，鋼構造物を錆から守る必要がある。しかしながら従来はディスクサンダーといった電動工具による限定的な除錆（3 種ケレン）にとどまっており，短期間の再発錆が課題であった。ブラスト工法による 1 種ケレン作業も，多く使用する研削材の飛散防止養生・産廃コスト，騒音や粉塵環境下における作業性などに課題があり，よりよい工法が求められていた。

2-3. レーザークリーニング

そういった課題を持つトヨコーが光産業創成大学院大学と共同で開発したのが CoolLaser®（クーレーザー®）システムである。集光させた kW 級の CW レーザービームを円環状に高速スキャンさせ，表面の付着物を瞬間的に急加熱し，溶融・蒸散・熱破砕により除去するものである。

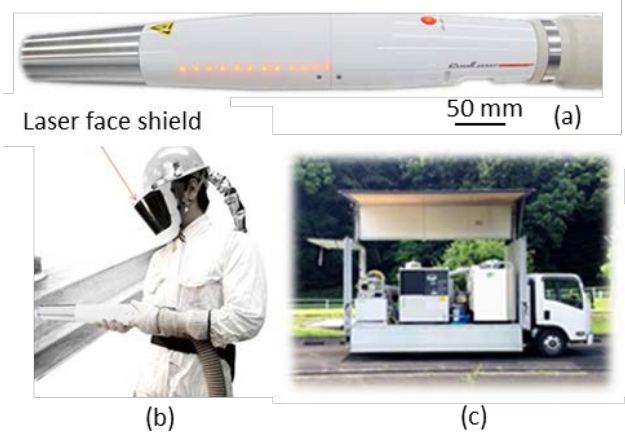


図 1　レーザークリーニングシステムの外観

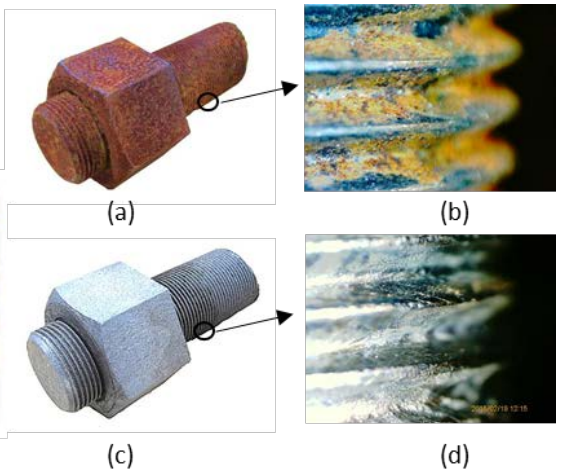


図 2　錆除去の例　(a)(b) 除去前、(c)(d) 除去後

図 1 に CoolLaser システムを示す。波長 1 μm 帯のファイバーレーザーを光源とし，光ファイバーにより 100 m の伝送を可能とし，これらを搭載したトラック(c)により橋梁の塗り替え工事に対応している。光ファイバーの先端には円環状の高速スキャンを可能にするレーザーヘッド(a)を取付け，安全に配慮された装備をまとった作業員が手に持って作業できるようにしている(b)。現在，現場にて実用化が進んでいる。

図 2 に錆びたサンプルの照射前後の写真を示す。電動工具ではもちろん，ブラスト工法においても研削材の大きさからねじ山内の研削が困難であるが，レーザーの場合は光が届けば処理可能である。光は吸収により消滅するため，使用済みの研削材の処理も不要であり，粉塵環境や騒音問題についても有利である。再発錆の主要因である塩分の除去にも有利であるため， 表面の塩分濃度 50 mg/m^2 以下の達成が従来工法より容易である点が特に鋼構造物の維持管理にとって利点とされている。

3. 除染適用の試み

2 章で述べたレーザークリーニング技術を利用して，廃止措置の放射能除染技術（レーザー除染）に適用するための研究開発に，中部電力及び日本環境調査研究所が加わって取り組んでおり，それらを概観する。

3-1. 処理速度の推定 [2]

金属部材の汚染は放射性物質が鋼材表面の酸化被膜に付着することで生じるため、レーザー除染の処理速度は、放射性物質が含まれる深さまでの表層除去に必要なエネルギーを投入しながら、鋼材表面を走査する速度として評価できる。

そこで、CW 500 W の Yb ファイバーレーザーを無垢の 316 ステンレス表面に直線状に走査しながら集光照射し、レーザーフルエンスをパラメータとしてステンレス表面の除去量を測定した。そのデータをもとに、当時ファイバーレーザーで最大級出力であった 10 kW レーザーの使用を想定し、放射性物質の含有深さを 10 μm と仮定し、最適照射条件における処理速度を推定すると、1 m^2 あたり 15 分となった。除染対象物によって必要な処理速度は異なるものの、十分に検討に値する速度であり、実用化の可能性が期待できる。

3-2. 粉塵飛散防止機構の原理確認 [3]

水中におけるレーザークリーニング手法について検討した。水中におけるレーザー光の減衰，発生除去物による光路遮断，近接照射系などを検討し，図 3 に示すような錆びサンプルの水中におけるクリーニング試験に成功している。

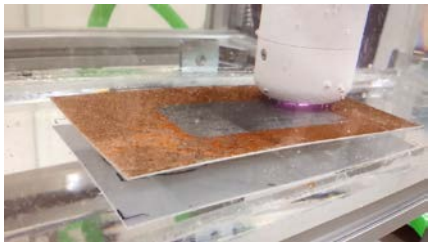


図 3　水中試験

3-3. 発生粉塵の特性把握 [4]

レーザー除染で発生する放射性物質を含む粉塵・ガスの処理方法について検討するため、金属板へのレーザー照射で発生する粉塵・ガスを分析する基礎実験を行った。そのうち，図 4 は発生粉塵の粒径分布であり，対象物によって異なるがおおむねマイクロメータ程度以下であることがわかった。

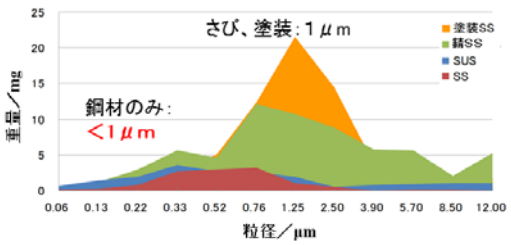


図 4　発生粉塵の粒径分布

4. まとめ

インフラ維持管理向けのレーザークリーニング技術とその除染適用についての概要を述べた。本大会では，移川よりホット試験についての発表を行う予定である（レーザー塗膜除去技術の原子力プラントへの適用に向けた研究開発(4)実金属廃棄物を用いた除染試験）。

参考文献

[1] 藤田和久 他、レーザー研究, **45**, 7, 418-422, (2017).
[2] 稲垣博光 他、日本原子力学会「2015 年春の年会」B41.
[3] 藤田和久 他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」E15.　[4] 稲垣博光他、日本原子力学会「2018 年秋の大会」2L17.

*Kazuhisa Fujita[1], Kazuaki Toyosawa[2], Kazuhiro Takahara[2], Hiromitsu Inagaki[3], Takayuki Utsushikawa[4], Hiroe Fujita[4], Masaaki Yamada[4], and Shin-ichiro Okihara[1]
[1]The Graduate school for the Creation of New Photonics Industries, [2]TOYOKOH Inc., [3]Chubu Electric Power Co., [4] Japan Environment Research Co.

2019年秋の大会

総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 IV
Research developments using excellent properties of Lasers IV

（2）過酷環境下での遠隔レーザー分析技術

(2) Remote laser analysis technique in severe environments

*大場　弘則[1,2], 田村　浩司[1,2], 佐伯　盛久[1,2], 田口　富嗣[1], 若井田　育夫[2], 平等　拓範[3,4]
[1]量研機構, [2]原子力機構, [3]理研播磨, [4]自然機構

東電福島第一原子力発電所（1 F）の廃炉においては，世界でも例のない事故炉からの溶融燃料デブリ等の安全かつ円滑な取り出しが求められている．これまでに，原子力機構において長さ 50 m の耐放射線性光ファイバーを活用したレーザー誘起プラズマ発光分光（以下 LIBS：Laser-induced breakdown spectroscopy という）技術が提案されており，本技術の適用により水中・近赤外波長域での燃料デブリその場迅速分析可能性の高いことが示されている [1]．しかしながら，高出力のレーザーを光ファイバーに導入する際にはその長さに大きな課題が存在する．レーザー光伝送ファイバーLIBS 技術では，高出力のレーザーを光ファイバーに導入して先端の分析プローブまで伝送させるが，1 F 廃炉措置における炉内状況調査では，人間が十分に余裕を持って安全に作業ができるエリアから高放射線環境下検知位置までの距離は 100 m 以上が想定される．また，分析ヘッド近傍での高輝度発光源を実現するためにはレーザー出力を上げる必要があり，導入レーザー光の高出力化に伴って光ファイバー入射端面の損傷頻度が格段に増加する．こうしたことから，現在開発中の光ファイバーLIBS と並行して代替技術の開発も進めることが不可欠である．

そこで我々は，発想の転換として，従来の高出力パルスレーザー光をファイバー伝送する方法（図 1 上図）ではなく，光ファイバーの先端にレーザー光発振機能を持たせることにより，より長距離の分析標的への高いエネルギーを投入して高輝度のプラズマ発光を可能とし，高放射線環境下での炉内デブリ性状等の高感度分析技術を考案した．これを実現するために，セラミックマイクロチップレーザー技術 [2,3]を活用して，短波長化による高感度 LIBS 分析手法（図 1 下図）の開発に着手した．これは，ジャイアントパルスマイクロチップレーザー（以下マイクロチップレーザーという）技術を活用して，短波長化による高感度 LIBS 分析手法を開発し，量研機構のガンマ線照射施設を利用して高線量放射線環境下でのマイクロチップレーザーの適用可能性について評価するものである．

本報告では，先ず光ファイバーに関する放射線環境下における耐性ついて、これまでに報告された事例等のレビューを行い、続いて従来型ファイバーLIBS 技術を改良して可搬性を高めた装置を開発し，過酷環境下において遠隔迅速その場分析を実証した試験結果を述べ，更にマイクロチップレーザーLIBS 技術開発の概要・進捗状況について紹介する．

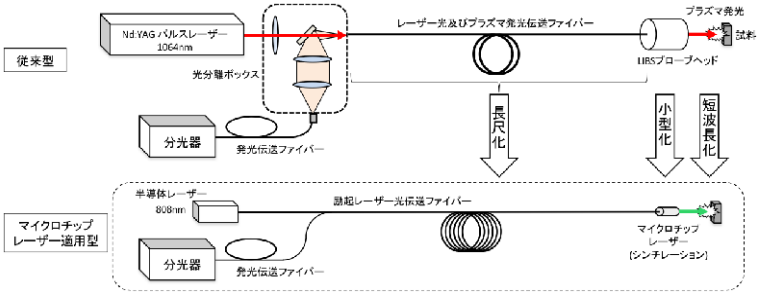


図 1　新規考案ファイバーLIBS 装置の概略図　従来型の問題点を解決して，より高感度で安全性の高い炉内検知 LIBS プローブを提供

本報告は，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り実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます．

文献

1) M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 51 (2014) 930.,
2) H. Sakai, et al., Opt. Express 16 (2008) 19891.
3) L. Zheng, et al., Opt. Express 7 (2017) 3214.

*Hironori Ohba[1,2], Koji Tamura[1,2], Morihisa Saeki[1,2], Tomitsugu Taguchi[1], Ikuo Wakaida[2], Takunori Taira[3,4]
[1]QST, [2]JAEA, [3]RIKEN, [4]NINS,

2019年秋の大会

総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発Ⅳ
Research developments using excellent properties of Lasers IV

(3) レーザー法による原子炉厚板鋼材切断技術の開発

(3) Development of Laser cutting technology of thick steel plates for nuclear facilities

*田村 浩司[1,2], 遠山 伸一[2], 門脇 春彦[3], 石神 龍哉[3], 山岸 隆一郎[3]
[1]量研機構, [2]原子力機構, [3]若エネ研

1. はじめに

運転期間を終了した原子炉では、順次廃止措置が行われる。その際、原子炉構造物の切断解体が必要とされる。従来から実績のある切断法であるプラズマアーク法や機械式切断法と比較して、レーザー光を熱源とするレーザー法は、遠隔制御性が高く、ブレードなどの交換部品の必要性がないなど利点が多く、原子炉解体に適用できるならば有効な選択肢となりうると期待されている。しかし、原子炉は圧力容器など 100mm を超える板厚の大きい鋼材で構成されているため、レーザー法の廃止措置適用にはこのような厚板鋼材の切断が必要とされる。しかし、レーザー法はこのような厚板鋼材切断に関しては知見や実績に乏しく、その適用性や有効性の展望に関しては必ずしも肯定的なものばかりではなかった。

本報告では、原子炉に用いられるような厚板鋼材のレーザー切断技術の開発や、その廃炉現場適用を目指した最近の技術開発の成果に関して報告する。

2. 厚板鋼材切断の技術開発

2-1. 厚板鋼材のレーザー切断試験

図 1 にレーザー切断の試験配置を示す。熱源として米国 IPG フォトニクス社製ファイバーレーザーの発振光を用いた。レーザー光を光ファイバーで導き、加工ヘッド内のレンズで集光し、鋼材試験片に照射した。熱で溶融した金属を除去するためのアシストガスを、レーザー光と同軸状に噴射している。厚板鋼材切断を目指して、レーザー光の照射条件、鋼材の移動速度やガス噴射圧力など様々な条件を探査して、切断試行を行った[1, 2]。

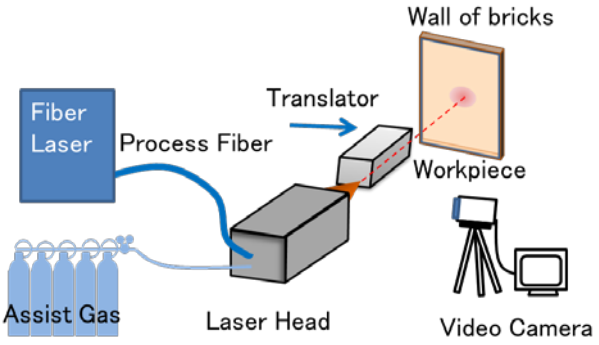


図 1 レーザー切断試験配置

図 2 はステンレス鋼（図左側の薄い部分）と低炭素鋼（図右の厚い部分）を組み合わせた鋼材試験片のレーザー切断試行結果である[2]。それぞれ、沸騰水型（a）と加圧水型（b）原子炉の圧力容器壁を模している。中心部の切断溝が直線状に左側（加工ヘッド側）から右側（出射部側）に抜けており、切断が達成された結果を示している。このような試験結果から、圧力容器の板厚として想定される 300mm 程度の鋼材（炭素鋼やステンレス鋼）のレーザー切断が可能であることを示した。



図2. 圧力容器を模擬した厚板鋼材の切断結果

また、廃炉現場への適用で想定される複雑な形状を有する構造物や、大型配管を模した鋼材に関しても試験を行った。図 3 はゲートバルブ切断への適用例で、ノズル先端から照射したレーザー光により、バルブの複雑な形状によらず切断が可能であることが示された。これら結果は、レーザー切断が圧力容器や廃炉現場

の様々な対象構造物の切断に十分適用可能であることを示しており、レーザー切断の廃止措置における適用性や有効性を実証する結果である。

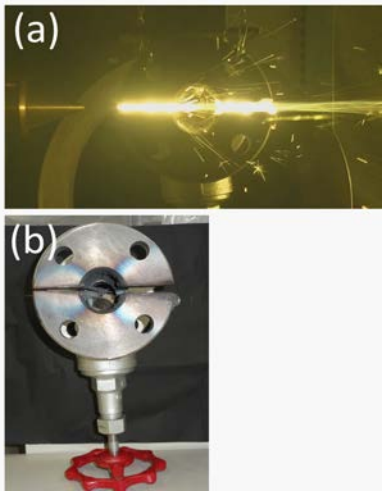


図3　構造物の切断過程(a)と切断結果(b)

2-2. 切断条件の解析

一方、切断に必要な諸条件を満たさないと、このような切断は達成されない。達成されない場合、高出力のレーザーエネルギーが対象鋼材溝内に滞留し、溶融金属を吹き戻したり、照射部分が大きくえぐり取られたりする。これは、作業上危険性の伴う事象である。そこで、どのような条件の組み合わせで切断が可能となるのか条件解析を行った。図４(a)-(f)に切断試行を行った後の鋼材側面の例を示す。また、試行結果を鋼材入射面のカーフ幅とアシストガス流量で整理し、切断可否（○、×）をまとめた結果を図 4(g)に示す。これにより、おおよそ切断可能条件が、前面カーフ幅とガス流量のある条件範囲内で実現できていることが把握できた[3]。この結果に基づきアシストガス圧力の鋼材前面からの距離依存性を計算した（図５）．この結果から、切断長に沿って溶融金属が移動できるようなガス圧力が維持できる場合に切断が可能となる、と考えると傾向がおよそ説明できることがわかった。このような解析を行うことにより、廃炉現場における高出力レーザーによる切断技術の適用を、より安全に予測・制御して行えるようにできるものと期待される。

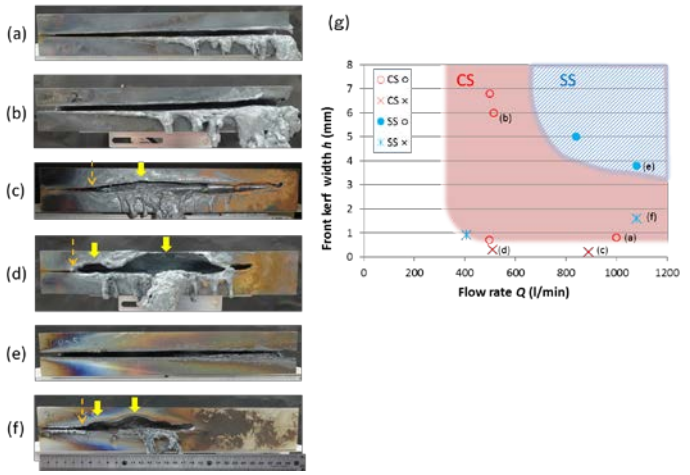


図4　炭素鋼(a–d)とステンレス鋼(e, f)の切断試行後の側面、及び試行可否結果(○,×)の前面カーフ幅とガス流量とによるまとめ(g).

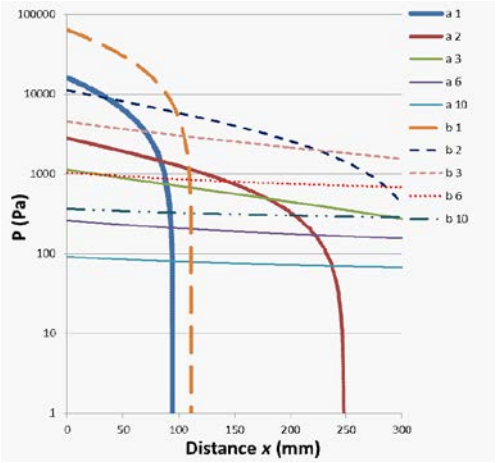


図5　カーフ領域のガス圧力の計算結果。

2-3. 切断過程観察手法の開発

レーザー切断部は高エネルギーのレーザー光が集光・照射されているため、その切断プロセスの直接観察は従来容易ではなかった。そこで、家庭用ビデオカメラを用いた簡便安価な方法を考案し、詳細な切断過程の観察を実現した[4]。図 6 は、この方法により観察された風圧で変形している溶融金属(a)とそのモデル(c)であり、また、(b)は溶融金属が照射部を下流側に移動し最終的に除去される様子を表している。この方法により切断過程の詳細をリアルタイムで観察することが可能である。

また必要条件を満たさず切断が達成できない過程についても観察可能であった。この場合、切断部が溶融金属で閉塞し、レーザーエネルギーが壁面を削り、切断部に図 7(a)に矢印で示すような空孔部を生じる場合がある。このような空孔の生成を観察した(図７（b, c))。高出力レーザーの廃炉現場適用では、安全なプロセス管理が不可欠であるが、本手法は、プロセス監視や、危険な状況を早期に知見する手法としても有効であり、レーザー切断の安全な運用にも貢献するものと期待できる。

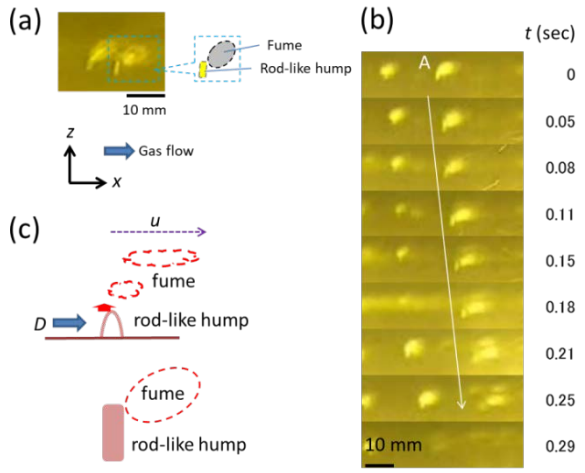


図 6　炭素鋼切断時の側面観察(a,b)とモデル(c)

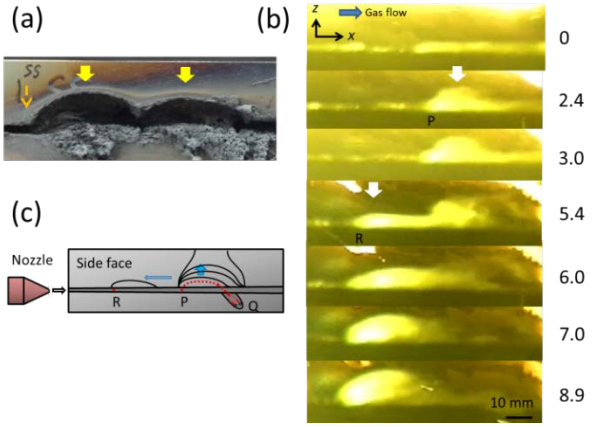


図 7　試行後の側面(a),側面の空孔生成過程の観察(b),過程のモデル(c)

3. レーザー切断システムの構築

以上のような 300 mm 厚の鋼材切断技術を実際の廃炉現場で利用するためには、システムの小型化や遠隔操作の技術開発が必要である。そのために開発されたレーザー切断試験システムの概念図を図 8 に示す[5]。システムは、移動用台車に設置した産業用ロボットアームを制御し、カメラによって切断する試料の形状を確認しつつ、アームの状態をパソコンに表示し、距離計で試料までの距離を測定して試料を切断することを特長としている。本システムにより、毎分 3 m から低速では 6 mm までの切断速度で、切断材厚みでは数 10 mm から 300 mm まで切断が可能となっている。

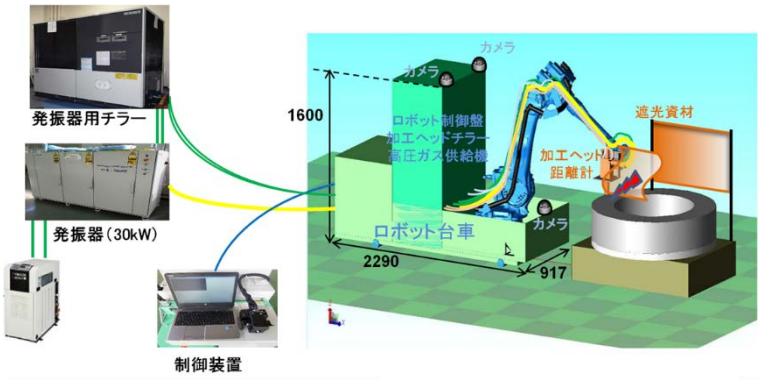


図 8　試作切断システムのイメージ

4. おわりに

厚板鋼材のレーザー切断法技術開発に関する成果を報告した。これらの開発によりレーザー法は様々な対象物への適用や遠隔操作による被ばく低減等も期待され、廃炉現場への適用をはじめ、福島事故収束、国土保全のための老朽社会産業インフラの解体など様々な応用への有望な選択肢となりうるものと期待される。

謝辞

本技術開発の成果は福井県の助成のもと得られたものであり、関係機関各位に感謝いたします。

参考文献

[1] K. Tamura, R. Ishigami and R. Yamagishi, J. Nucl. Sci. Technol., 53, 916-920, 2016.

[2] K. Tamura, and R. Yamagishi, Mech. Eng. J. 3, 15-00590, 2016.

[3] K. Tamura and S. Toyama, J. Nucl. Sci. Technol., 54, 1011-1017, 2017.

[4] K. Tamura and R. Yamagishi, J. Nucl. Sci. Technol., 54, 655-661, 2017.

[5] 遠山　伸一、峰原　英介, デコミッショニング技報, 56, 55-65, 2017.

*Koji Tamura[1,2], Shin'ichi Toyama[2], Haruhiko Kadowaki[3], Ryoya Ishigami[3], and Ryuichiro Yamagishi[3]

[1]QST, [2]JAEA, [3]The Wakasa wan Energy Research Center.

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Subcommittee

[1O_PL] Basian Approach to Risk Assessment

Chair:Yu Maruyama(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O_PL01] Bayesian Approach to Risk Quantification

*Akira Yamaguchi[1] （1. Univ. of Tokyo）

[1O_PL02] Bayesian estimation of reliability parameters

*Tomoaki Yoshida[1] （1. CRIEPI）

[1O_PL03] Bayesian Approach for Fragility Estimation

*Takashi Takata[1] （1. Univ. of Tokyo）

[1O_PL04] Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis

*Xiaoyu Zheng[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2019年秋の大会

リスク部会セッション

リスク評価におけるベイズ手法活用について

Bayesian Approach to Risk Quantification

（1）ベイス流アプローチのリスク評価への応用

(1) Bayesian Approach to Risk Quantification

*山口　彰
東京大学

リスクの活用の悩みは、リスクに基づいて意思決定をしてもよいのか、確信が持てないという点である。そのような問題の解決にベイズの流のアプローチが有効であるとの認識は、いまや定着したと言って良いであろう。本稿ではその考え方について議論したい。ベイズ式は以下のように表される。

仮説の事後確率∝仮説の事前確率×尤度関数、あるいは$p(H|E) \propto p(H)\mathcal{L}(E|H)$

ここで、Hはある仮説、Eはある観察である。仮説Hについて我々のもつ見解を確率あるいは確信度として$p(H)$と表す。我々は見解が正しいことを確認するためにデータを取得したり検証を行ったりするであろう。観察Eが得られる確率を尤度と言い$\mathcal{L}(E|H)$で表す。尤度とは我々の見解と観察を結びつける、観察の確率モデルと言っても良い。予想通りの観察が得られなくとも、必ずしも見解が誤っていることを意味しない。観察で得られた貴重な知見は、見解の修正と意思決定への適切な反映に活用される。観察による知見を得た後の我々の見解の確率あるいは確信度となる。これが仮説の事後確率$p(H|E)$である。

このような回りくどい手順を踏むのは、原子力安全の問題では、確率あるいは発生頻度の小さい現象を扱うからであり、かつ我々の求める確信度の水準は高いからである。現実の観察の多くは安全に問題がないことを裏付けるものであるだろうが、それは安全の確信には繋がらない。求める確信度の水準が高すぎるのである。欠陥の存在を証明するには欠陥を示せばよいが、欠陥がないことを確信するには欠陥の痕跡すらない観察を無限に続けなければならない。ベイズ式は、重大な欠陥があるときにその兆候が現れる確率（この情報の価値は小さい）を、欠陥の兆候が現れたときに重大な欠陥が存在する確率（我々が知りたい情報）に変換する方法である。重大な欠陥があると分かっていればそれに対処する。我々は前者の確率を求めたいのではない。兆候が現れたときに重大な欠陥がある確率を知りたいのである。例えば、原子力発電所の断層変位のリスクでは、「重大な欠陥」を「活動する可能性がある断層」と置き換えて考えればよいかもしれない。S. Kaplan と J. Garrick(1981)は、統計は頻度に関する情報を研究する学理、すなわちデータを取り扱うための科学である。一方、確率はデータの欠落を扱う科学であると述べる。データが十分にないから確率を用いることはできないという論は全くの誤解であり、十分なデータがないときは、確率を用いる以外の方法は存在しない。ベイズ流アプローチは十分なデータがないときに、我々が本当に知りたい安全に関する情報を示すものであると言える。

しばしば指摘されるベイズ流アプローチの問題は、我々のもつ見解なる量$p(H)$という主観的な量を用いることである。ベイズ推定も主観的であると考えられがちである。さて、統計的アプローチでは最尤法が使用される。データの誤差の二乗和を最小にする推定が最も確からしい推定であるというものである。実際には、事前確率を一様分布関数とし、測定データが互いに独立で、誤差の標準偏差が一定であるときには、ベイズ流アプローチと統計的アプローチは全く同じ結果を与える。ベイズ流アプローチとは、統計的アプローチに様々な知見を合理的に反映する方法であり、かつ知見を蓄積することにより評価の確度が向上するという、評価の信頼度を継続的に合理的に向上させる方法である。

*Akira Yamaguchi
University of Tokyo

2019年秋の大会

リスク部会セッション

リスク評価におけるベイズ手法活用について
Bayesian Approach to Risk Assessment

（2）ベイズ統計による信頼性パラメータ評価

(2) Bayesian estimation of reliability parameters

*吉田 智朗
電力中央研究所

1. 不確かさの表現としての確率分布とベイズ統計手法

確率論的リスク評価 (probabilistic risk assessment, PRA) は、不確かさを定量化することによって、不確かな状況をより良く理解する方法である。ここでいう「不確かさ」には、一般に 2 種類の「不確かさ」があるとされている。

そのうちの一つは、偶然の不確かさ (aleatory uncertainty) と呼ばれる。偶然に発生する事象ゆえ、その数やタイミングがばらついて確定できないという「不確かさ」である。例えば、10 個のサイコロを投げたときの 1 の目が出る数、原子力発電所における過渡事象の年発生回数、非常用ディーゼル発電機の起動デマンド回数 10000 回における起動失敗回数、などは、試行の結果どういうデータが観測されるかは不確かである。これらのデータは、統計的には確率過程に従って生成する確率変数として扱われる。上記の例では、サイコロの目の数や非常用ディーゼル発電機の起動失敗回数は二項過程に従って、また、過渡事象の年発生回数はポアソン過程に従って生成する確率変数である。

不確かさのもう一種類は、認識の不確かさ (epistemic uncertainty) と呼ばれる。上記偶然の不確かさをどのような確率過程モデルで表現するか、また、表現されたその確率過程モデルを特徴づける母数[1] (パラメータ) はどういう値を取るのかが確定できない、という「不確かさ」である。例えば、10 個のサイコロを投げたときに出る 1 の目の数 K が二項過程 $P(K) =_{10} C_K p^K (1-p)^{10-K}$ に従う、というモデル化をしたとき、その二項過程の母数であるpの値は、$0 < p < 1$の範囲で無数の値をとる可能性があるという不確かさを持つ。あるいはまた、過渡事象の年発生回数Nがポアソン過程$P(N) = \lambda^N \exp(-\lambda)/N!$に従うというモデル化をしたとき、そのポアソン過程の母数であるポアソン強度λ (年平均発生頻度) の値は$\lambda > 0$の範囲で無数の値をとる可能性があるという不確かさを持つ。

これら不確かさを扱う統計手法には大別して頻度論統計手法とベイズ統計手法とがあるが、頻度論統計手法は前述のとおり、偶然に発生するデータのばらつきを不確かさとし、そのデータを確率過程により生成する確率変数として扱う手法である。ただし、偶然の不確かさは、何らかの確率過程に従ってデータがばらついている限り、データを蓄積してもそのばらつきの幅が変化したり、ましてや縮まったりするものではない。

一方、ベイズ統計手法は、確率過程モデルの未知母数を確率変数としてその不確かさを確率分布で表現し、観測データを用いてその確率分布の性質を調べる。データを蓄積すれば未知母数の知識が増え、その不確かさは減少する。このような、母数を確率変数とする考え方は頻度論統計手法には存在しない。リスク評価を行う際には、上述の例で言えば、サイコロの 1 の目の数を生成する二項過程の母数であるp や、過渡事象回数を生成するポアソン過程の母数であるλといった確率過程モデルの母数の不確かさを扱えることが重要であり、従って、リスク評価のための統計手法にはベイズ統計手法がふさわしい。

2. ベイズ統計手法の信頼性パラメータ推定への応用

2-1. ベイズ統計手法による母数推定の概要

[1] 「母数」は「母集団」の意味に誤用されることが多いが、正しくは確率分布を特徴づけるパラメータのことである。

一般に、ある母数ϕで特徴づけられる確率過程から観測データDが得られたとき、データDが得られる確率は頻度論的に$P(D|\phi)$と表される。一方、我々が行いたいのはデータDを得て母数ϕを推定すること、すなわち、$P(\phi|D)$を求めることである。ここで、ごく一般的な条件付き確率の式

$$P(\phi, D) = P(\phi)\,P(D|\phi) \;= P(D)P(\phi|D) \tag{1}$$

を用いると、

$$\begin{aligned} P(\phi|D) &= \frac{P(\phi)P(D|\phi)}{P(D)} \\ &\propto P(\phi)P(D|\phi) \end{aligned} \tag{2}$$

基本的に、ベイズ統計手法による未知母数の推定は、式(2)の関係を利用したものにすぎない。この式において、右辺の$P(\phi)$は、データDを考慮する前のϕに関する知識を確率分布で表したもので、ϕの「事前分布」という。これがデータDの情報$P(D|\phi)$を付加することによってϕの「事後分布」$P(\phi|D)$に更新される。さらに加えて新しくデータが得られれば、この事後分布を今度は事前分布として用いて新しいデータで更新し、推定の確からしさを深めていくことができる。ここで、$P(D|\phi)$は、データを生成する確率過程の式に既知データDを代入したもので、ϕに関する尤度関数という。尤度関数はϕの確率密度関数ではないが、観測データから考えられるϕの取りうる範囲を示唆している。

頻度論統計手法による未知母数推定では、尤度関数を最大とするϕの値 、すなわち最尤推定値をϕの点推定値とするが、一般にデータ数が少ない場合は偶然のばらつきが大きいために、最尤推定値が非現実的な結果を示すことが起こりうる。これに対して、ベイズ統計手法では、尤度関数で示されるϕの範囲を、事前分布で示されるϕの範囲で制限する形となるため、現実的なϕの範囲を示す事前知識を推定に持ち込むことによって、データが少ない場合であっても適切な未知母数の推定ができることになる。なお、適切な事前知識、事前分布をどのように選ぶかは議論の余地がある。過去あるいは他所の同様の分析・推定あれば、それらを参考に用いることができる。そのような参考情報が見つからない場合には、極めて広い範囲でϕを定義できる「無情報事前分布」が用いられることもあるが、この場合はほぼ尤度関数が推定材料のすべてとなりうる。

2-2. 主な信頼性パラメータへのベイズ統計手法の応用

PRA 用の信頼性パラメータには、概して下記のようなものがある：

① 安全系待機機器のデマンド起動失敗確率[無次元]
② 運転機器の時間故障率[/h]、起因事象発生頻度[/y]
③ 安全系待機機器のt時間後の継続運転失敗確率[無次元] (起動後に途中で継続運転に失敗する)
④ 安全緩和系統のアンアベイラビリティ[無次元] (待機除外中で系統が使用できない時間の割合)
⑤ 共通原因故障パラメータ[無次元] (全機器故障のうち、共通原因故障が存在する割合)
⑥ 人的過誤確率[無次元]

最後の人的過誤確率を除き、いずれも故障件数や時間間隔の観測データを用いてそれらの量が従う確率過程の未知母数を推定するという問題に帰着する。

上記リスト①の例として、非常用ディーゼル発電機 EDG のデマンド起動失敗を考える。まず、サーベイランス試験などでこの EDG にN回の起動デマンドをかけたとき起動失敗がK回あった、というデータが得られているとする。一般にそのようなデータを生成する確率過程は、起動失敗確率p $(0 < p < 1)$を母数とする二項過程で表現できる。すなわち、起動失敗確率pのとき上記データの得られる確率は次式で示される。

$$P(K|p) =_N C_K p^K (1-p)^{N-K} \tag{3}$$

式(3)に既知データKを代入したものは、未知母数pの尤度関数になる。この尤度関数にpの事前分布$P(p)$を乗じて正規化したものがpの事後分布$P(p|K)$となる。すなわち、

$$P(p|K) \propto p^K(1-p)^{N-K}P(p) \quad (4)$$

ここで、事前分布$P(p)$の設定は簡単ではないが、例えば米国原子力規制委員会 NRC が (国立研究所に委託をして) 分析している EDG 機器信頼性の評価結果などを用いることもできる。pは$0 < p < 1$の変数なので、計算の便宜上、事前分布の分布形に、尤度関数と同類の形を持つ [2]ベータ分布 $P(p) = p^{\alpha-1}(1-p)^{\beta-1}/B(\alpha,\beta)$ ($B(\alpha,\beta)$はベータ関数、α、βは過去 or 他所分析の結果によるものとする) を用いることがある。この場合、式(4)の事後分布は次のような簡単な形になり、新しいデータが得られれば(N,K)にそれらを加えていくだけで事後分布の更新が可能となる。

$$P(p|K) \propto p^{K+\alpha-1}(1-p)^{N-K+\beta-1} \quad (4)$$

なお、無情報事前分布は、$\alpha = \beta = 1/2$ とおいたものである。この分布は、$0 < p < 1$の範囲の大部分において一様な形になる。

頻度論統計手法では、尤度関数 (式(3)をpの関数とみたもの) を最大にする$\hat{p} = K/N$ をpの点推定値 (最尤推定値) とするが、本当はpが非常に小さな値であっても、少ない試行回数Nで故障が生ずる可能性はあり、そのときpの最尤推定値は真値よりも過大評価となる [3]。このような場合、ベイズ統計手法では、事前情報によりpの値の範囲が絞られていれば、著しく過大評価をすることは避けられる。

その他②以降のパラメータについては詳述しないが、方法論としては①と同様、尤度関数と事前分布である。

②については、比較的長期のT時間または年の観測時間の間にK回事象が発生するという状況はポアソン過程$P(K \mid \lambda) = (\lambda T)^K exp(-\lambda T)/K!$ で記述される。ここでλは 1/時間の次元を持つ母数である。結果のみ記すと、λの最尤推定値は$\hat{\lambda} = K/T$である。ベイズ統計手法による事後分布の形は、式(5)となる。

$$P(\lambda|K) \propto \lambda^{K+\alpha-1}exp(-\lambda(T+\beta)) \quad (5)$$

ここで、事前分布はポアソンの式と共役なガンマ分布$P(\lambda) \propto \lambda^{\alpha-1}exp(-\lambda\beta)$ を使っている。これに対する無情報事前分布は、$\alpha = 1/2$ 、$\beta = 0$とおいたものである。

③、④、⑤については①、②に比べさらに取り扱いが複雑化するので、方法論の詳細は①、②も含めて文献[1]、[2]をご参照いただきたい。③、④についてはそれぞれ、待機系機器の起動後運転継続した時間、および、系統の待機除外時間をデータとして収集し、それらの分布形を考える。時間データtの確率過程は、通常、ワイブル分布$P(t) = (m/\eta)(t/\eta)^{m-1}exp(-(t/\eta)^m)$ で表すことが多い。⑤の共通原因故障については、複数冗長機器について、全故障数のうち 2 機以上の複数故障である共通原因故障がどのくらいの割合存在するかを表したパラメータで、ベータ分布を多変量に拡張したようなディリクレ分布が用いられる。

2-3. ベイズ統計手法の高度化

前項までは、母集団が一つであることを前提とした母数推定の方法について述べたが、実際には、国内原子力プラントそれぞれがひとつの母集団を形成しプラント個別に特性が異なる、という想定のほうが、より現実に近いと考えられる。そのような場合には、階層ベイズ手法 (以前は 2 段階ベイズと呼んでいた) というモデル化の方法がある。EDG 起動失敗の例でいえば、この階層モデルでは、各プラントが個別に起動失敗確率p_i, $(i = 1,2,\cdots M$、Mは国内プラント数) を持ち、そのp_iが国内全体である母集団 population variability curve pをなす、という想定をしている。近年、計算機能力が発達し、モンテカルロ法の計算が容易になったことから、階層モデルのような複雑な条件での事後分布計算も容易になった。方法論の詳細は割愛するが、計算機の発達とベイズ統計手法の応用により、パラメータ推定においてより現実に近い不確かさ評価ができるようになってきている。

---

[2] そのような事前分布を「共役事前分布」conjugate prior という。

[3] 例えば$p = 1.0 \times 10^{-3}$のとき、100 回の試行で 1 つ故障が出る確率は約 9%でありそれほど小さくない。1 つ故障が出たとき、最尤推定値は$\hat{p} = 1/100 = 1.0 \times 10^{-2}$となり、真の値よりかなり過大評価となる。

3. まとめ

ベイズ統計手法は認識の不確かさを扱う方法であることから、リスク評価を行うのにふさわしい手法である。本稿では、特に PRA 用信頼性パラメータの不確かさを含む推定について、ベイズ統計の応用を概説した。

参考文献

[1] NUREG/CR-6823, “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment,” Sandia National Laboratories, U.S.NRC, 2003.

[2] NUREG/CR-5485, “Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment,” U.S.NRC, 1998.

---

*Tomoaki Yoshida

Central Research Institute of Electric Power Industry

2019年秋の大会

リスク部会セッション

リスク評価におけるベイズ手法活用について
Basian Approach to Risk Assessment

(3) ベイズ手法を用いた機器フラジリティ評価

(3) Bayesian Approach for Fragility Estimation

*高田　孝[1]
[1]東京大学

1. はじめに

定量的なリスク評価は、原子力施設の特性と脆弱性を定量的に把握する有効な方法として、事業者の自主的な安全性向上活動、及び、その評価の届出・確認、2020 年度に導入を予定している新検査制度での指標などに活用されつつある。我が国では、電中研 NRRC、産業界、JAEA、大学などで鋭意、最新の手法やデータに関する調査や研究開発が継続的に実施されているが、定量的リスク評価の有用性・進展性を鑑み、その評価技術を国際的に最新、最適のものを目指して開発・整備することを継続して行っていくことが必要である。

定量的なリスク評価においては、様々なパラメータを利用するが、パラメータ算出において十分なデータを集められないケースが存在する。データ数が少ない場合のパラメータの確からしさを高める手段としてベイズ手法の適用が多様な分野で検討されている。本報では、機器フラジリティ評価におけるベイズ手法の適用について概説する。

2. 機器フラジリティ

フラジリティとは、「与えられた作用レベルに対して、建物・構築物、土木構造物及び機器・配管系が損傷する度合い」[1]であり、フラジリティ曲線は、作用レベル（応答）が損傷（耐力）を超える条件付の確率（図 1）として以下の式で表される[2]。

$$F(\alpha)=\int_0^{\infty} f_s(x_R)\left(\int_{x_R}^{\infty} f_R(\alpha,x_R)dx\right)dx_R=\int_0^{\infty} f_R(\alpha,x_R)\left(\int_0^{x_R} f_s(x_R)dx\right)dx_R \tag{1}$$

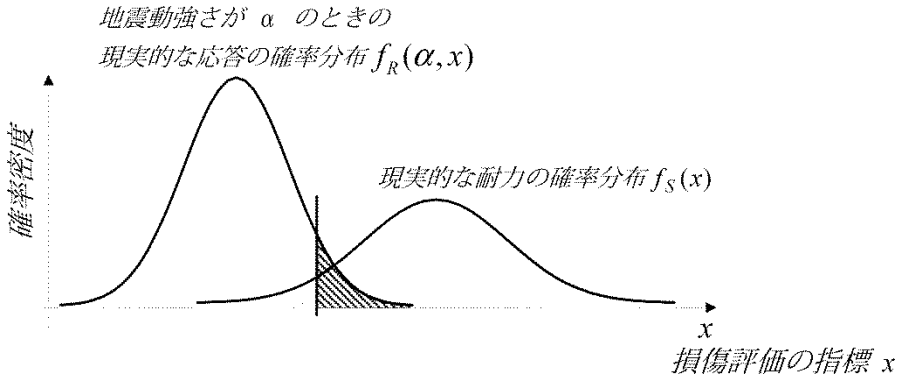


図 1 フラジリティ評価イメージ[2]

ここで f_S および f_R はそれぞれ応力および耐力の確率密度関数であり、x は評価指標（加速度等）である。具体的な算出方法としては、現実的耐力と現実的応答を用いるもの、現実的耐力と応答係数を用いるものならびに耐力係数と応答係数を用いる方法がある[2]。ここで「現実的」は確率量として表されていることを意味する。例えば、耐力係数と応答係数を用いた場合、地震（地動最大化速度, PGA）に対するフラジリティ曲線は以下となる。

$$F(\alpha)=\Phi\left[\frac{\ln(\alpha/A_m)+\Phi^{-1}\beta_U}{\beta_R}\right] \tag{2}$$

ここでΦは標準正規確率分布関数を、A_m は耐力の中央値を現し、β_U, β_R はそれぞれ認識論的不確実さならびに偶然的不確実さに対する対数標準偏差である。

3. フラジリティとベイズ手法

フラジリティ評価においては、応答および耐力それぞれに不確実さがあり、新しい情報を反映しより現実的で不確実さを低減させることが可能なベイズ手法の適用は有効となる。例えば地震フラジリティの場合、新たな地震による具体的な機器の損傷や加振実験による機器の評価など、応答が固定された条件での耐力に関するデータの蓄積が可能であり、応答に関する不確実さの低減に有効となる。一例として、(3)式に示す耐力の確率密度関数に対し、事前分布（条件）として、A_m=2.0g, β_U=0.4 を与え、加震条件 2.0g で機器が損傷した実験結果をエビデンスとしたベイズ更新例を図 2 に示す。ここでβ_U は耐力に関する不確実さである。

$$f(C)=\frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_U C}\exp\left[-\frac{1}{2}\left\{\frac{\ln(C/A_m)}{\beta_U}\right\}^2\right] \tag{3}$$

ベイズ更新では、モンテカルロ法を用いたサンプリングを用いる場合が多く、この結果事後分布は必ずしも(3)式と同様な形とならない。そこで、評価結果について A: 5%分位点および中央値、B: 5%分位点および95%分位点、C: 平均値および分散、D: 最尤法を用いた関数化を行っている。

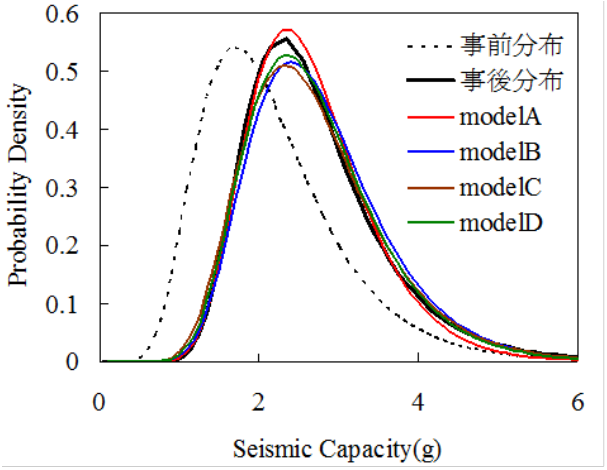


図 2 耐力のベイズ更新例

フラジリティ評価でのベイズ更新における一つの課題として、評価結果を関数等で近似する場合の最適化が挙げられる。図 2 に示すようにグラフだけでは判断が難しい。加藤等[3]はこの判断基準に対しカルバックーライブラ（K-L）情報量基準を元に平均対数尤度の最大化を提案した。図 2 における各モデルの平均対数尤度を示す。

表 1 各モデルの平均対数尤度

	平均対数尤度
model A	-1.197
model B	-1.193
model C	-1.192
model D	-1.190

表 1 に示すように、情報量基準としては model A が最も悪い。図 2 に示すように、model A は最大値までの傾向は他のモデルに比べ最も良いが、それ以降でのずれが大きく情報量基準としてのバランスが悪い状態となっている。今後これらの情報量基準が、どの程度の信頼性を有するか検証する必要はあるものの、近似の妥当性に関する指標はより合理的なモデルの選択に不可欠であるといえる。

4. より合理的なデータの取得について

フラジリティ評価のベイズ手法を用いた不確実さ低減において、エビデンスとなる実験量情報は重要と

なる。従来、実験における役割は機器の損傷限界の確認に主眼が置かれることが多いが、ベイズ手法への適用を前提とする場合、必ずしもこれまでの実験の考え方が最適とはならない。そこで加震条件をパラメータとし、実験を 1 回実施しその結果が損傷した場合と損傷しなかった場合におけるベイズ更新への影響の変化を見ることで、その加震条件での実験の重要度について検討を行った。この場合、実験時の損傷の有無による差が重要となるため、情報エントロピー（-1×対数尤度の期待値）を情報量基準とし[4]、耐力の不確実さ（β_U）の変化幅との比較を行った（図 3）。

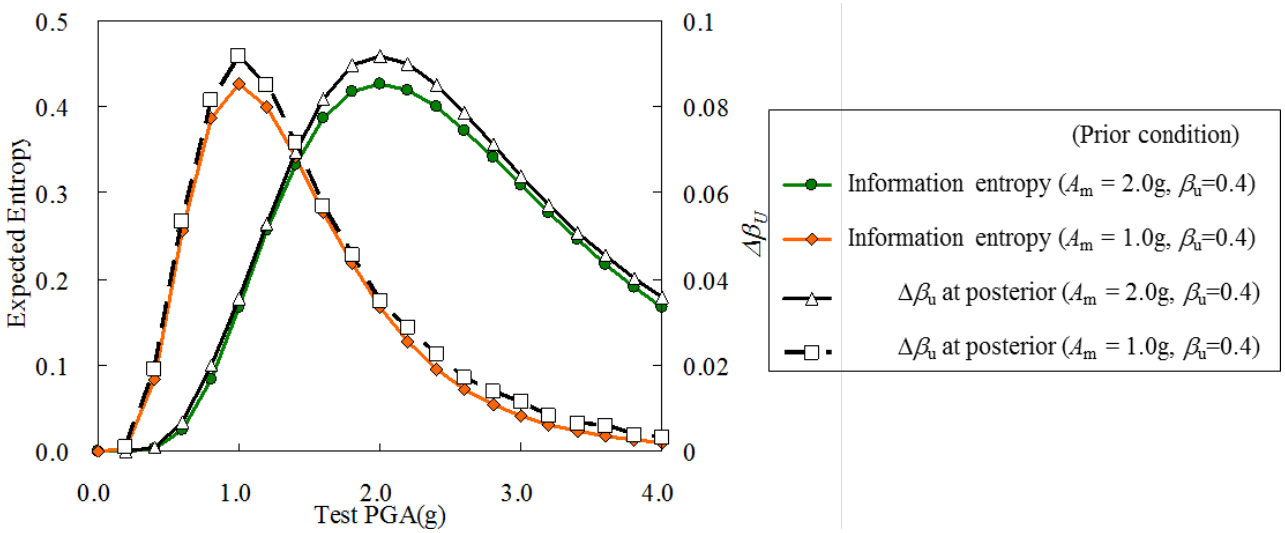


図 3 情報エントロピーと不確実さ変化との関係

図 3 に示すように、事前条件での中央値（Am）付近での実験が最も不確実さの変化幅が大きく、実施する実験としての重要度が高い。ほぼ同じ傾向が情報エントロピーで得られており、実験重要度の指標として有効であると考えられる。

5. おわりに

フラジリティ評価におけるベイズ手法の適用に関し、地震フラジリティにおける耐力の確率密度関数への適用について概説した。ベイズ手法の活用は有効であるが、更新後の確率分布を既存手法に適用するためには関数の近似が必要であり、定量的な評価基準の確立が今後の課題であると考えられる。また、ベイズ手法における新たな情報として用いられる実験研究についても、フラジリティをより現実的で不確実さを低減させる観点での条件選定が重要であり、既存の情報（確率密度関数等）をもとにより効果的な実験を選定するための情報量基準の確立が同様に今後の課題になると考えられる。

参考文献

[1] 日本原子力学会、”断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策”, 2017.

[2] 日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-P006:2015, 2015.

[3] 加藤他, 原学会 2009 年秋の大会, E34, 2009.

[4] M. Kato, et al., NTHAS6, N6P1036, Okinawa, Japan, Nov. 24-27, 2008.

*Takashi Takata[1]

[1]Univ. of Tokyo

Risk Subcommittee Session

Bayesian Approach to Risk Assessment

(4) Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis

*Xiaoyu Zheng[1], Tomoyuki Sugiyama[1] and Yu Maruyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

1. Introduction

Bayesian statistical methods use Bayes' theorem to compute or update probabilities after obtaining new data. The methods are widely used in nuclear probabilistic risk assessment for updating, for example, failure probabilities of system or components.

Bayesian methods are also powerful to build predictive models. If there is an unknown model $\mathcal{M}$ with a set of input variables $\mathbf{x}$, we need to find the best set of parameters $\boldsymbol{\theta}$, which map the input variables $\mathbf{x}$ to output results $\mathbf{y}$. The model can be written as: $\mathcal{M}: \mathbf{y} = f(\boldsymbol{\theta}, \mathbf{x})$. The predictive Bayesian model aims to find an appropriate model $\widehat{\mathcal{M}}$, which fits best to the observed data $\mathcal{D}$. When the form of the model is clear, we compute the Maximum a Posteriori Estimation (MAP) of all parameters ($\boldsymbol{\theta}$), and this process is known as the Bayesian parametric approach. When the form of the model is unclear, we need to find a best-fitted model for the data, which is based on a prior distribution of all possible models $p(\mathcal{M})$. If the prior of unrestricted shapes is constructed on the space of functions, this process is known as the Bayesian nonparametric approach [1].

Bayesian predictive models are useful in some traditional nuclear research fields such as nuclear reactor severe accident. Even though most models in severe accident simulation are deterministic and physical/chemical-rule-based, statistical models can still help to reduce modeling complexity and give us insights from a probabilistic perspective. At JAEA, we applied Bayesian approaches to severe accident source term simulation, including efforts on uncertainty and sensitivity analyses, optimization analysis and prediction of chemical forms of fission products (FP). The key step is that we build statistical surrogate models to assist numerical simulations, which are generally performed using mechanistic codes, for example, MELCOR [2] and THALES2/KICHE [3], etc. The scientific simulation of source terms reveals the consequence of a severe accident, and Bayesian statistics provides supports by creating more simplified predictive models.

2. Bayesian Statistics and Surrogate Model

The best model fitting the available database $\mathcal{D}$ is the one which maximizes the posterior distribution $p(\mathcal{M}|\mathcal{D})$, and the computation of the posterior distribution can be written in the form of Bayes' rule [4].

$$p(\mathcal{M}|\mathcal{D}) \propto \mathrm{p}(\mathcal{D}|\mathcal{M})p(\mathcal{M}) = \int p(\mathcal{D}|\boldsymbol{\theta})p(\boldsymbol{\theta}|\mathcal{M})p(\mathcal{M})d\boldsymbol{\theta} \quad (1)$$

By choosing an appropriate form of the prior distribution of possible models (may be an infinite number of models) and a likelihood function, an optimal model can always be found. Equation (1) explains the Bayes' rule from the perspective of models (instead of parameters), and all parameters $\boldsymbol{\theta}$ of each model are integrated out for the model selection process. We use this method to find surrogate models (or reduced order models) for mechanistic severe accident codes.

Figure 1 illustrates the process of how to train and validate a statistical surrogate model. A surrogate model is equivalent to a mechanistic model regarding to the mapping between inputs and outputs. The main difference between two models is that a surrogate model is statistical and there is no physical/chemical rule inside. The advantage allows us to build a much simpler model and such a model is generally fast-running. At first, we perform multiple computation of the mechanistic modes based on random sampled inputs (A). The according input/output database is used for training a surrogate model, with the aid of Bayesian methods. The correctness of the surrogate

model can be validated by comparing with the original code against new inputs.

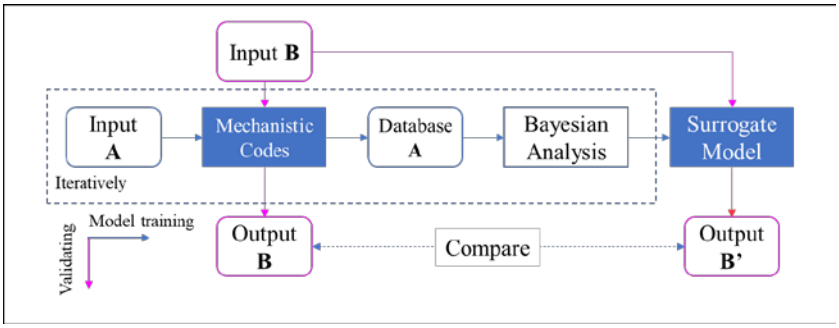


Figure 1 Training of a surrogate model using Bayesian approaches

3. Application of Bayesian Statistics to Severe Accident Source Term at JAEA

At JAEA, we apply Bayesian approaches to source term analysis. Source term is evaluated using integrated codes such as MELCOR and THALES2/KICHE. Execution of such codes is time-consuming, and because a model of a whole nuclear power plant includes too many sub-models, the relationship between inputs (plant parameters) and outputs (source term) is extremely unclear. Bayesian approaches help us optimize a statistical model to predict the outputs and then avoid direct execution of the severe accident codes. As the previous work, we introduce three fields of application in Table 1.

(1) Uncertainty and sensitivity analyses [5]: a Bayesian nonparametric method (Dirichlet process [6]) is used for training a surrogate model to predict the simulation results of MELCOR and also to plot the probability density function of uncertainty analysis results.

(2) Optimization analysis [7]: another Bayesian nonparametric method (Gaussian process [8]) is used for predicting the probable optimum for the timing of containment venting.

(3) Prediction of FP chemical forms [9]: to simplify the models in severe accident codes, we applied both Bayesian and non-Bayesian methods to train surrogate models of VICTORIA [10] and CHEMKEq [11]. The statistical models are integrated into severe accident code, THELAS2/KICHE.

To perform the Bayesian analysis, there are open-sourced libraries for programming languages such as R (DPpackage for Dirichlet process) and Python (scikit-learn for most of Bayesian approaches including Gaussian process, Dirichlet process, etc.).

Table 1 Previous efforts at JAEA relating to Bayesian analysis

	Research Topic	Statistical Algorithms	Mechanistic Codes	Usage
1	Source term uncertainty and sensitivity analyses	Dirichlet process (Bayesian nonparametric)	MELCOR (SNL)	Surrogate model, Probability density estimation
2	Optimization of severe accident consequence-mitigation measures	Gaussian process (Bayesian nonparametric)	THALES2/KICHE (JAEA)	Surrogate model, Global optimization
3	Prediction of chemical forms of FP	K-nearest-neighbors regression (nonparametric) Dirichlet process (Bayesian nonparametric)	VICTORIA (SNL) CHEMKEq (JAEA)	Surrogate model

3-1. Example: source term uncertainty and sensitivity analyses

MELCOR is widely used for source term analysis, but it is still necessary to estimate the uncertainties during simulation, and when try to reduce the uncertainties, it is also required to estimate the sensitivity of input parameters. Random sampling is an effective way to observe the parametric uncertainties in simulation, and it usually needs only hundreds of code executions to generate a stable probability density function (according to Wilks' formula). The sensitivity analysis (e.g. Sobol' global sensitivity index), however, needs a great number of code executions to reach

reasonable results, because the sensitivity of a parameter will be affected by the setting of other parameters. It is laborious to run MELCOR directly for thousands of times. Instead, we train a surrogate model, run the surrogate with new inputs for numerous times, and evaluate the global sensitivity of all uncertain inputs. The detailed process is shown in Figure 2. After a raw screening of parameters, we use random sampling (Monte-Carlo or LHS) to generate inputs for MELCOR simulation. A probability density function of source term can be concluded based on the simulation data. Then, a surrogate model is trained based on the database. If the predictability of the surrogate model is not good enough, we execute MELCOR more until the prediction shows agreement with the real simulation. At last, we run the surrogate model to obtain the quantitative sensitivity measure of all uncertain inputs from the viewpoint of uncertainty reduction. Figure 2 shows the example results of (a) the predictability of a surrogate model and (b) global sensitivity analysis using Sobol' index. Evaluated via the surrogate model, the probability density function predicts the most probable released amount of CsI to the environment, which agrees with the MELCOR simulation result (the red dot). By iteratively running the surrogate model, as an example, all three uncertain input parameters can be ranked according to their contribution to the source term uncertainties.

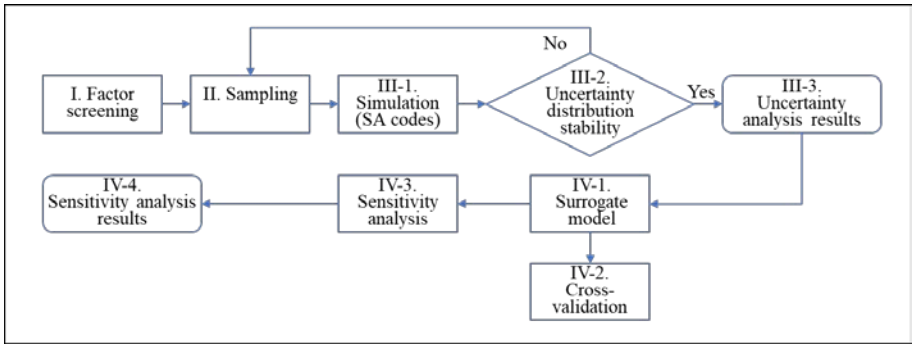


Figure 2 The process uncertainty and sensitivity analyses of severe accident source term

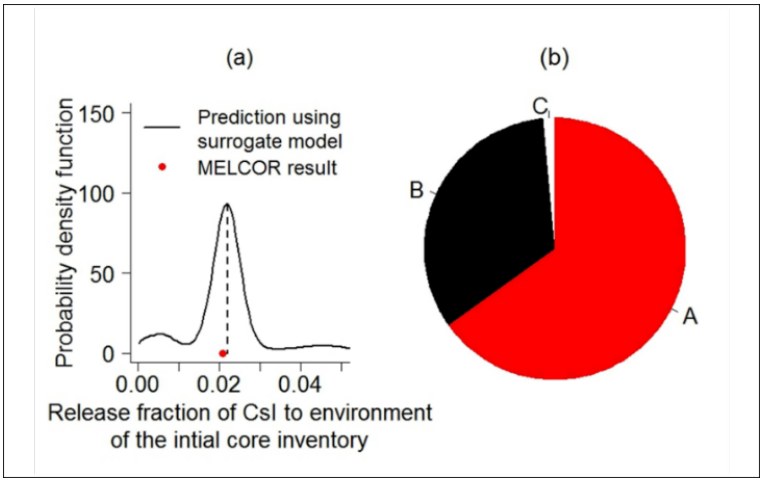


Figure 3 Sensitivity analysis results: (a) the validation of surrogate model by comparing with MELCOR simulation (b) global sensitivity measure of parameters A, B and C

4. Conclusions

We are applying machine learning, especially Bayesian approaches, to severe accident analysis. The predictive Bayesian models greatly saved computational costs, and Bayesian approaches also show the potential to other on-going researches at JAEA, for example, simulation-based risk assessment.

Acknowledgements

The development of surrogate models to predict fission products chemical forms was performed under the support by the Nuclear Regulation Authority of Japan.

References

[1] Hjort N.L., et al., Bayesian nonparametrics. Cambridge University Press (2010)
[2] Gauntt R.O., et al., MELCOR computer code manuals: Vol.1&Vol.2, Version 1.8.5, Rev.2. NUREG/CR-6110 (2000)
[3] Ishikawa J., et al., Analysis for iodine release from unit 3 of Fukushima Dai-ichi nuclear power plant with consideration of water phase iodine chemistry. J Nucl Sci Technol, 52(3):308-314 (2015)
[4] Murphy K.P., Machine learning: a probabilistic perspective. The MIT Press (2012)
[5] Zheng X., et al., An integrated approach to source term uncertainty and sensitivity analyses for nuclear reactor severe accidents. J Nucl Sci Technol, 53(3): 333-344 (2016)
[6] Gershman S.J. & Blei D.M., A tutorial on Bayesian nonparametric models. J Math Psychol, 56:1-12 (2012)
[7] Zheng X., et al., Bayesian optimization analysis of containment-venting operation in a boiling water reactor severe accident, Nucl Eng Technol, 49:434-141 (2017)
[8] Rasmussen C.E. & Williams C.K., Gaussian processes for machine learning. The MIT Press (2006)
[9] Zheng X., et al., Application of Bayesian approaches to nuclear reactor severe accident analysis. In: Proceedings of ASRAM2017, Yokohama, Japan (2017)
[10] Bixler NE. VICTORIA 2.0: a mechanistic model for radionuclide behavior in a nuclear reactor coolant system under severe accident conditions. NUREG/CR-6131 (1998)
[11] Ito H., et al., CHEMKEq: Evaluation code for chemical composition based on partial mixed model with chemical equilibrium and reaction kinetics. JAEA-Data/Code 2018-012 (2018)

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

[1A01-03] Solid Waste Treatment 1

Chair:Takayuki Nagai(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:50 AM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[1A01] Improvement of Water Durability of Lead Borate Glass By Addition of SiO_2

*Takumi Shimakura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM

[1A02] Study on Composition of Lead-borate Glass for the Aluminum Vitrification Process

*Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[1A03] Examination of stabilization treatment method of radioactive aluminum waste

*Misaki Seki[1], Koji Ishikawa[2], Hiroshi Nagata[1], Kaoru Ohtsuka[1], Takazumi Ohmori[1], Yumi Suzuki[2], Atsushi Tanaka[2], Tomohiko Kawakami[2], Hiroshi Ide[1], Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA, 2. KAKEN)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

二酸化ケイ素添加による鉛ホウ酸ガラスの耐水性向上

Improvement of Water Durability of Lead Borate Glass by Addition of SiO_2

*嶋倉 匠海[1]，澤田 佳代[1]，榎田 洋一[1]，塚田 毅志[2]
[1]名古屋大学，[2]電力中央研究所

鉛ホウ酸ガラスによってアルミニウムを直接酸化溶解した融体に二酸化ケイ素を 20 wt%以上添加してガラスとすることで，耐水性の高い固化体化が可能であることが明らかになった．

キーワード：鉛ホウ酸ガラス，ガラス固化，耐水性，浸出試験

1. 緒言

発電所廃棄物等の雑多な廃棄物の効率的かつ安全な固化体化のために鉛ホウ酸ガラスを用いたガラス固化を検討している．これまでにアルミニウム金属を対象として直接酸化溶解の実証を行った[1]．本研究では放射性廃棄物固化体としての耐水性の向上を目的とし，二酸化ケイ素の添加による耐水性への影響について実験研究を実施したので報告する．

2. 実験

2.1 鉛ホウ酸ガラスの調整　はじめに，酸化鉛(関東化学)と三酸化二ホウ素(和光純薬工業)，酸化アルミニウム(和光純薬工業)，炭酸ナトリウム(和光純薬工業)をアルミナるつぼ中でよく混合し，マッフル炉にて加熱溶融し，急冷した後，粉砕して 9.3 wt%Al_2O_3-12.2 B_2O_3-78.3 PbO および 9.7 wt%Al_2O_3-11.9 B_2O_3-1.3 Na_2O-77.1 PbO のカレットを作製した．次に，カレットと二酸化ケイ素 (和光純薬工業)を混合し，1000℃で 3 時間加熱し，急冷することでガラス試料とした．

2.2 浸出試験　浸出試験は Product Consistency Test[2]に則って行った．ガラス試料を粉砕し，ふるいで粒径 75 μm 以上，150 μm 未満に分級したものを PFA 容器内に規定量の超純水と共に密封し，90℃で 7 日間静置した後に測定用試料を採取し，ICP-AES(島津製作所，ICPE-9000)で浸出液中のアルミニウム，ホウ素，ケイ素，鉛，ナトリウムの濃度を測定した．耐水性は次の規格化浸出量(NL_i)[g m^{-2}]で整理した．

$$NL_i = C_i / (f_i \times S / V)$$

C_i：浸出液中の i の濃度, g m^{-3}, f_i：試料中の i の重量割合，-，S：試料表面積, m^2，V：浸出液体積, m^3.

3. 結果と考察

図 1 に各試料の規格化浸出量と二酸化ケイ素添加量の関係を示す．いずれの試料についても二酸化ケイ素を加えることで浸出量が減少する傾向がみられた．ホウケイ酸ガラスと同様に浸出量が多い元素はナトリウムとホウ素であり，難溶性のアルミニウム，ケイ素の浸出量はより小さかった．ナトリウムを含まない試料では二酸化ケイ素を 10 wt%以上添加することでホウ素の規格化浸出量は 1 g m^{-2} 未満となった．一方，ナトリウムを含む二酸化ケイ素添加量が 10 wt%までの試料は含まれない試料と比較して浸出量が大きかった．しかし，二酸化ケイ素を 20 wt%以上添加することで同程度の浸出量とすることができた．ホウケイ酸ガラスを用いた模擬ガラス固化体の浸出量が最大である元素はホウ素で, その浸出量は 1.3 g m^{-2} であり，鉛ホウ酸ガラスについても二酸化ケイ素の添加によって耐水性が十分に高い固化体化が可能であることが明らかになった．

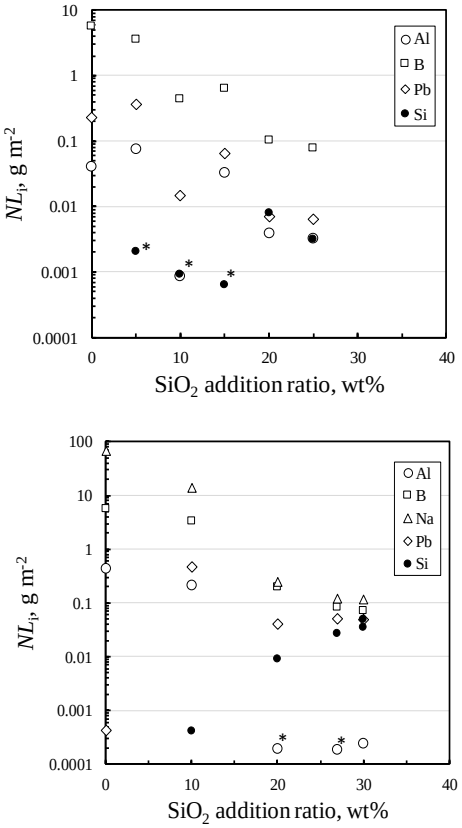


図 1　規格化浸出量
上：Na 成分を含まない試料
下：Na を含む試料
*：検出下限値を浸出液濃度として規格化浸出量を算出

3. 結論

鉛ホウ酸ガラスを用いてアルミニウムをガラス固化した場合，二酸化ケイ素を加えることで，耐水性の高い固化体化が可能である．

参考文献

[1]澤田ら，日本原子力学会 2018 年春の年会，2O03, 2018
[2] American Society for Testing and Materials (ASTM), ASTM C1285-14, West Conshohocken, PA, 2014.

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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」の成果の一部である。

*Takumi Shimakura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] and Takeshi Tsukada[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

アルミニウムのガラス固化に適した鉛ホウ酸ガラス組成の検討

Study on Composition of Lead-borate Glass for the Aluminum Vitrification Process

*澤田 佳代[1]，榎田 洋一[1]，塚田 毅志[2]
[1]名古屋大学，[2]電力中央研究所

酸化鉛の酸化力を利用した還元性廃棄物のガラス固化プロセス提案し，還元性廃棄物としてアルミニウムを対象に最適な酸化剤組成の検討を行った。既往の研究で検討されてきた $2PbO・B_2O_3$ と比較して，$0.11Na_2O・3PbO・B_2O_3$ は酸化速度，酸化量とも向上することが明らかとなった.

キーワード：鉛ホウ酸ガラス，ガラス固化，アルミニウム，酸化

1. 緒言

発電所廃棄物等の固化処理能力向上に資する観点から，代表的な金属元素であるアルミニウムを一例として，鉛ホウ酸ガラスを用いてこれを効率的に酸化し，ガラス固化することを目的とする．これまでに，米国で検討[1]されていた $2PbO・B_2O_3$ 組成アルミニウムの酸化溶解実験を実施し，1000℃での酸化溶解速度を求めた[2]．本研究では，酸化処理能力のさらなる向上を目指し，酸化剤である酸化鉛－ホウ素酸化物融体に，固化体化の際に組成調整のために加えるナトリウム成分をあらかじめ加えることで組成を変化させた酸化剤を用いてアルミニウムの酸化速度を評価し，最適な酸化剤組成を選定する.

2. 実験

2.1 酸化剤の調整　図 1 に示される 5 組成の酸化剤を調整した．計算量の酸化鉛(関東化学)と三酸化二ホウ素(和光純薬工業)、無水四ホウ酸ナトリウム(和光純薬工業)をアルミナるつぼ中でよく混合し，マッフル炉(アズワン，HPM-1N)にて加熱して融体とした．これを黒鉛板上に流し出して急冷した後，粉砕した.

2.2 酸化溶解実験　20 ×1 cm^2(約 2.1 g)にカットしたアルミニウム板(関東化学)を丸め，アルミナるつぼの底部に設置した．ここに酸化剤 30 g を加え，1000℃に加熱したマッフル炉で加熱した後，室温下に取り出し，急冷した．ガラス化していた部分を濃硝酸(関東化学)で溶解し，ICP-AES(島津製作所，ICPE-9000)でアルミニウム，ホウ素，鉛の濃度を測定した.

3. 結果と考察

5 組成の酸化剤のうち，ガラス化していた部分の Al_2O_3 含有率は，$0.41Na_2O・2PbO・B_2O_3$ が最大で約 15 wt%，一方，反応初期の 10 分では $3PbO・B_2O_3$ を用いたときが最も高く，約 9 wt%となった．図 2 に $3PbO・B_2O_3$ を用いたときの試料の外観を示すが，反応時間 10 分の試料以外は，いずれもガラス部分が白濁していることが確認された．$3PbO・B_2O_3$ に少量のナトリウムを加えた酸化剤 $0.11Na_2O・3PbO・B_2O_3$ では白濁することなく，透明なガラスが得られた．前報[2]同様にアルミナるつぼからのアルミニウム混入の影響を差し引くため，アルミニウムの酸化は

$$2\,Al + 3PbO \rightarrow Al_2O_3 + 3Pb\downarrow \qquad (1)$$

に従い，B は揮発しないと仮定し，ガラス部分の B/Pb 比を元に算出したアルミニウムの反応量を図 3 に示す．ナトリウム成分を酸化剤である鉛ホウ酸ガラスに加えることでアルミナの溶解度は上昇するが，反応速度に関しては負の影響があることがわかった．しかしながら，鉛の割合を増やして少量のナトリウムを加えた酸化剤 $0.11Na_2O・3PbO・B_2O_3$ では，$2PbO・B_2O_3$ と比較して，酸化速度，酸化量とも向上することが明らかとなった.

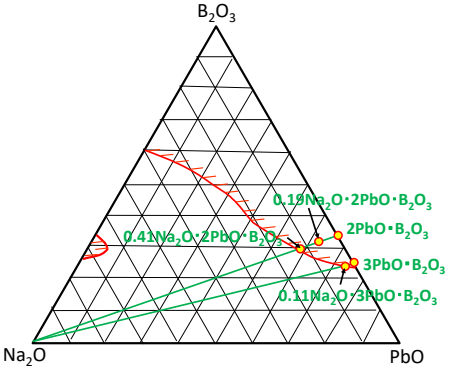


図 1　本実験で用いた酸化剤組成と Na_2O-B_2O_3-PbO ガラス化範囲(赤線)[3]



図 2　酸化剤 $3PbO・B_2O_3$ によるアルミニウムの酸化（左より，反応時間 10，20，30，60 分)

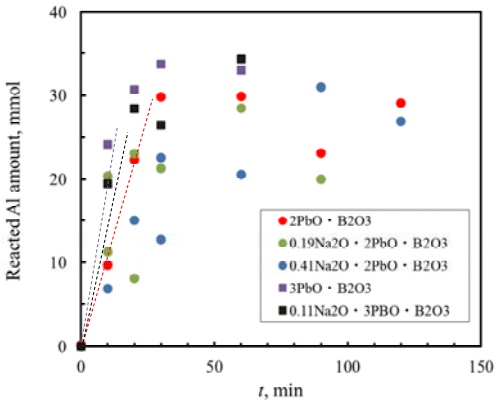


図 3　B/Pb 比から算出した Al の酸化溶解量

3. 結論

アルミニウム金属を酸化し，ガラス固化するための酸化剤としては $0.11Na_2O・3PbO・B_2O_3$ が適している.

参考文献

[1] C. W. Forsberg, E. C. Beahm, G. W. Parker, J. Rudolph, ORNL report, CONF-941207-18, 1994.
[2] 澤田ら，日本原子力学会 2018 年春の年会，大阪，2O03，2018.
[3] 山根ら，ガラス工学ハンドブック普及版，朝倉書店，2010.

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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」の成果の一部である。

*Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] and Takeshi Tsukada[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性アルミニウム廃棄物の安定化処理方法の検討

Examination of stabilization treatment method of radioactive aluminum waste

*関　美沙紀[1]、石川　幸治[2]、永田　寛[1]、　大塚　薫[1]、　大森　崇純[1]、
鈴木　祐未[2]、　田仲　睦[2]、　川上　智彦[2]、　井手　広史[1]、土谷　邦彦[1]
[1]JAEA、[2]化研

ＪＭＴＲの炉心構造材として多く使用されている金属 Al を安定化した廃棄体を作製するため、バイヤー法を応用した Al 安定化処理方法の確立を目的として、炉外試験による基本プロセスの検討を行った。

キーワード： ＪＭＴＲ、廃止措置、放射性廃棄物、アルミニウム、安定化処理

1. 緒　言

材料試験炉（ＪＭＴＲ）炉心構造材はステンレス鋼の他、中性子反射体としてアルミニウム(Al)やベリリウム(Be)が多く使用されている。廃止措置にあたって、放射性雑固体廃棄物（廃棄体）を作製するが、その埋設基準はドラム缶内に健全性を損なう物質を含まないこと及び最大放射能を超えないことが要求されている[1]。特に、Al はコンクリート等のアルカリ物質と反応し水素を発生することから、固化体の強度低下、内圧上昇による破損等が課題となっている[2]。本研究では、バイヤー法を応用した Al の安定化処理技術の確立を目的とし、炉外試験による基本プロセスの検討を行った。

2. 実　験

Al 試料はＪＭＴＲで主に使用されている A1050 及び A6061 を選定し、図 1 に示す基本プロセスの検証を行った。まず、RT～70℃で濃度の異なる NaOH 溶液を用いて、Al の溶解特性を調べた。次に、溶解液をろ過し、中和処理後、再度ろ過し、$Al(OH)_3$ を回収した。回収した $Al(OH)_3$ は TG-DTA により、昇温時の焼成試験で脱水過程を調べるとともに、電気炉にて 400℃、800℃及び 1000℃で焼成し、Al_2O_3 結晶構造への影響を X 線回折装置を用いて調べた。また、ICP 装置を用いて、各工程で得られたろ過後の溶液や廃液中の不純物測定を行い、不純物の除去特性についても調べた。

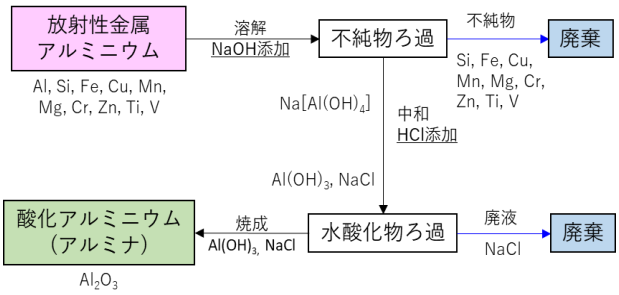


図 1　安定化処理の基本プロセス

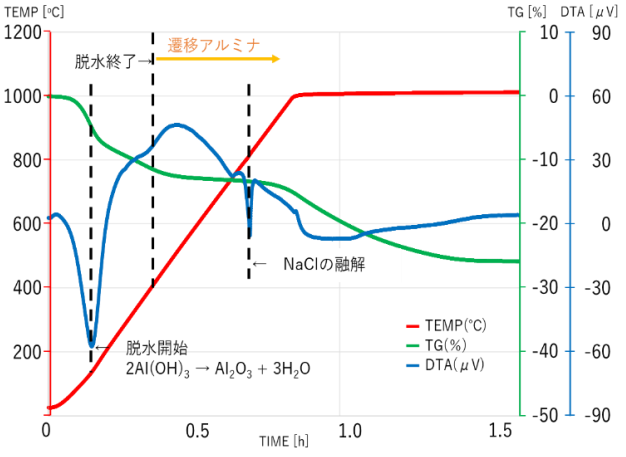


図 2　　回収した $Al(OH)_3$ の TG-DTA 結果

3. 結　果

2 種類の Al 試料とも、NaOH の濃度が高く、溶解温度が高いほうが、短時間で溶解することが分かった。また、不純物の少ない A1050 の方が、A6061 よりも短時間で溶解が可能であることが分かった。一般にバイヤー法では Na_2O/Al_2O_3 比は 1.5～2.5 程度が適当とされているが、本試験により Na_2O/Al_2O_3 比を 3.2 としても安定な溶解が可能であった。中和工程では、NaOH 量に依存して HCl 添加量が増加したが、ろ過後の廃液中に Al は検出されなかったことから、ほぼ全量が $Al(OH)_3$ として回収可能であることが分かった。TG-DTA の測定結果を図 2 に示すが、100～300℃で $Al(OH)_3$ の脱水、800℃以上で中和によって生成される NaCl の融解と考えられるピークを確認した。この結果から、焼成温度による得られる粉末の結晶構造を解析し、いずれも Al_2O_3 であることを確認した。なお、400℃及び 800℃で焼成した試料には NaCl が相同定された。本発表では、焼成温度による Al_2O_3 結晶構造の違いや不純物除去結果から、Al の安定化処理の基本条件を決定した。

参考文献

[1] 原子力環境整備センター、「低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体作製技術について(核種固体状廃棄物)」、平成 10 年
[2] 橋爪修司、松本潤子、馬場恒孝、原子力バックエンド研究、6 巻 1 号、PP.101-106、1999 年

*Misaki Seki[1]、 Koji Ishikawa[2]、 Hiroshi Nagata[1]、 Kaoru Ohtsuka[1]、 Takazumi Ohmori[1]、 Yumi Suzuki[2]、 Atsushi Tanaka[2]、
Tomohiko Kawakami[2]、 Hiroshi Ide[1] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]JAEA.、 [2]KAKEN

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

[1A04-07] Solid Waste Treatment 2 and Utilization of Radiation

Chair:Hirohide Kofuji(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 10:50 AM - 12:00 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[1A04] Development on volume reduction technology of high dose used ion exchange resin

*Tomokazu Sekine[1], Fuminori Sato[1], Kazuo Matsui[2], Hiromitsu Inagaki[2] (1. EBARA INDUSTRIAL CLEANING CO.,LTD., 2. CHUBU Electric Power Co.,Inc.)

10:50 AM - 11:05 AM

[1A05] Geopolymer solidification of decomposed ion exchange resin residue

*Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Tadashi Sasaki[1], Takao Ikeda[1], Masaki Takaoka[2] (1. JGC, 2. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[1A06] Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method

*tadashi sasaki[1], Yuji Nagai[1], Mitsushi Motoyama[1], Takahiro Kikuchi[1], Takao Ikeda[1] (1. JGC Corporation)

11:20 AM - 11:35 AM

[1A07] Possibility of direct energy conversion from radiation to electricity using SiC Schottky system

*Kenji Yoshii[1], Tatsuo Fukuda[1], Hajime Tanida[1], Hideaki Shiwaku[1], Junichiro Kamiya[1], Yuichi Yamazaki[2], Takahiro Makino[2], Ohshima Takeshi[2], Tsuyoshi Yaita[1] (1. JAEA, 2. QST)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高線量廃樹脂の減容化技術の開発

Development on volume reduction technology for high dose used ion exchange resin

*関根 智一[1]，佐藤 文則[1]，松井 計雄[2]，稲垣 博光[2]
[1]荏原工業洗浄株式会社，[2]中部電力株式会社

原子炉一次系の供用中および廃止措置時の化学除染で発生する高線量のイオン交換樹脂を、隔膜電解還元法により一液で処理する減容化技術を開発した。使用済樹脂を用いた試験を行い、実用化の見通しを得た。

キーワード： 減容化，イオン交換樹脂，還元溶解，溶離，電着，無加温，化学除染

1. 緒言

高線量廃樹脂（カチオン樹脂および混床樹脂）の処理は、隔膜電解還元法を用いる事により、一液かつ一工程で無加温での処理が可能である。前報[1]のコールド試験（非放射性のカチオン樹脂を使用）では、Co 濃度の測定下限が ppb オーダー（廃樹脂では ppt オーダー）で、混床樹脂も使用していなかった。そこで、実用化の可否を検討するため、化学除染で使用した高線量廃樹脂を用いたホット試験を実施した。

2. 試験

試験装置は、電極、直流電源、陰極浴（反応槽）、陽極浴および陽イオン交換膜で構成される。電解液には 1N 硫酸を pH 調整して、電極は陰極に SUS304 平板、陽極に不溶性電極を使用した。試験前に、使用済樹脂（カチオン樹脂および混床樹脂）の放射能を形態別（イオン、クラッド）に分析した。試験は、当該樹脂を、それぞれ隔膜電解還元を用いて、無加温で溶液中にイオン成分を溶離、クラッドを溶解させて、同時に溶離・溶解したイオンを電着により電極に付着・回収した。溶液中の Co-60 濃度の時間変化を測定するとともに、試験前後の樹脂の放射能を測定し、除染係数（試験前／後の放射能比、DF）を算出した。

3. 結果

試験前の使用済樹脂に含まれる放射能核種は Co-60 のみで、ほとんどがイオン成分であった。試験結果を図 1、2 に示す。溶液中の Co-60 を 1ppt 未満まで電着により回収できる事が確認できた。また、樹脂の DF は 100 以上と良好な結果が得られ、焼却可能なレベルまで放射能を除去できる事が確認できた。また、カチオン樹脂と混床樹脂で電解液を入れ替えることなく処理できる事も確認でき、履歴不明で樹脂が混合している場合にも適用できることが示唆された。今後、電極の保管方法や遮蔽設計等を行い、実用化に向けた検討を行う。

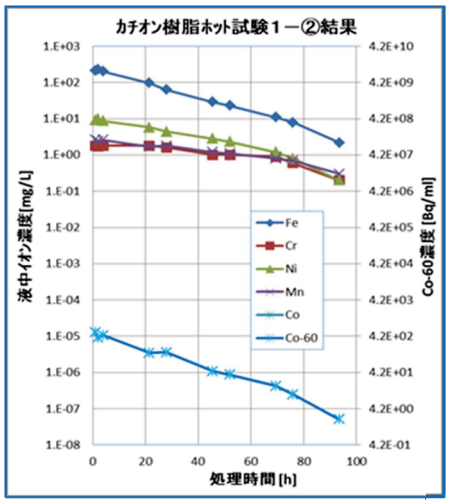


図 1 カチオン樹脂の試験結果

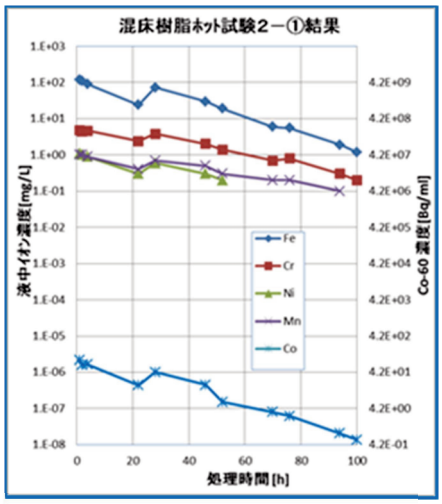


図 2 混床樹脂の試験結果

参考文献

[1] 関根智一 他，高線量廃棄樹脂の常温処理（溶離・電着）方法の開発，日本原子力学会「2013 年秋の大会」N50

*Tomokazu Sekine[1]， Fuminori Sato[1]，Kazuo Matsui[2]，Hiromitsu Inagaki[2]
[1]Ebara Industrial Cleaning Co.,LTD ，[2]Chubu Electric Power Co.,Inc.

イオン交換樹脂分解残渣のジオポリマー固化

Geopolymer solidification of decomposed ion exchange resin residue

*菊池　孝浩[1]，鈴木 泰博[1]，佐々木　忠志[1]，池田　孝夫[1]，高岡 昌輝[2]
[1]日揮株式会社，[2]京都大学

原子力発電所に貯蔵されている高線量樹脂を分解・無機化し減容化することを想定し、生成物（硫酸ナトリウムとクラッド等）の固化技術として、ジオポリマーの適用を検討した。水素発生を抑制するため、真空乾燥により含水率を下げたところ、硫酸ナトリウムの 10 水和物化による固化体の膨張も抑制できることが分かった。

キーワード：ジオポリマー，イオン交換樹脂，真空乾燥，硫酸ナトリウム

1. 緒言

これまで、著者らは易溶性放射性セシウム（Cs）を含む飛灰を対象とし、メタカオリンベースのジオポリマー固化技術の適用を検討しており、真空乾燥により含水率を下げることで、G 値を低減できることを報告した[1]。本報では、高線量の廃イオン交換樹脂を分解・無機化し減容化することを想定し、この無機物（残渣）の固化に、ジオポリマーを適用した結果を報告する。

2. 実験

使用済みイオン交換樹脂を分解した解残[2]を想定して、硫酸ナトリウムとクラッド（Fe_2O_3）を含む模擬残渣のジオポリマー固化を行った。この模擬残渣にフィラーとしてメタカオリンを混合し、珪酸ソーダと水酸化ナトリウムの溶液に投じて混練した。混練後 φ40mm の容器に流し込み、105℃で 24 時間の養生を行った。含水率を下げるために、養生後に真空乾燥を行った。真空乾燥は 105℃, 5kPa または 150℃, 5kPa で行った。作製した固化体を用いて、圧縮強度測定、XRD 分析および IAEA 法に準拠した浸漬試験を実施した。

3. 結果

真空乾燥時の含水率の低下挙動を図 1 に示す。真空乾燥温度が 105℃の場合、含水率は 24 時間程度で約 3%まで低下した。焼却飛灰を固化したジオポリマーでは 105℃での真空乾燥で含水率を 5%まで下げるのに 90～115 時間要しており[3]、模擬分解残渣は飛灰と比較し、乾燥が容易なことが分かった。真空乾燥温度を 150℃まで上げると、含水率は数時間で 2%以下にまで低下した。これらの値を、以前報告した含水率と G 値の関係[1]に当てはめると、G 値は、0.02～0.04 程度になると推定される。

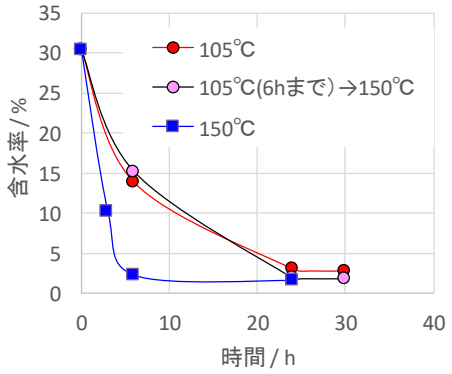


図1　真空乾燥時の含水率の経時変化

真空乾燥をしない固化体では、密閉容器に保管中に固化体が膨張して割れが発生した。XRD 分析の結果、$Na_2SO_4 \cdot 10H_2O$ のピークが認められたことから、ジオポリマー中の水分により硫酸ナトリウムが 10 水和物化したことが示唆された。一方、真空乾燥した固化体では膨張および 10 水和物のピークは認められず、圧縮強度は 30MPa 以上となり、真空乾燥しない固化体より高くなった。

IAEA 法に準拠したコールドでの浸漬試験の結果、コバルトやニッケルの溶出は検出限界以下であった。

参考文献

[1] 菊池ら，日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A13
[2] 森本ら、日本原子力学会 2011 年春の年会 C26
[3] 中村ら，日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A14

*Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Tadashi Sasaki[1], Takao Ikeda[1], Masaki Takaoka[2].
[1]JGC CORPORATION, [2]Kyoto University

イオン交換樹脂分解残渣の凍結再融解法によるろ過乾燥処理

Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method

*佐々木　忠志，永井　勇次，本山　光志，菊池　孝浩，池田　孝夫
日揮株式会社

原子力発電所に貯蔵されている高線量樹脂の処理法として、湿式分解法等の処理方法が開発されてきている。高線量樹脂からの水素ガス発生を抑制する観点から、分解残渣をろ過・乾燥することを想定し、凍結再融解法により、難ろ過性の分解残渣のろ過性能を飛躍的に向上させる方法を開発したので報告する。

キーワード：イオン交換樹脂，分解残渣、凍結再融解，ろ過乾燥処理

1. はじめに

高線量樹脂の分解処理方法として、H_2O_2 を酸化剤とした湿式分解法や超臨界水を用いた分解プロセスが開発されてきており、これらの処理法では有機物を 99%以上分解可能とされている[1],[2]。湿式分解液はクラッドと Na_2SO_4 溶液のスラリーになり、Co-60 等放射性核種の多くはクラッド中に存在し、液相の放射能は低い傾向にある。水の放射線分解による水素ガス発生の根本的な抑制対策として水分除去することを検討し、使い捨てタイプのろ過器にてろ過・乾燥した後、そのまま容器に封入することを想定した（図-1 参照）。本報では難ろ過性のクラッドに対し、凍結再融解処理することによりろ過性能が飛躍的に改善する結果を得たので報告する。

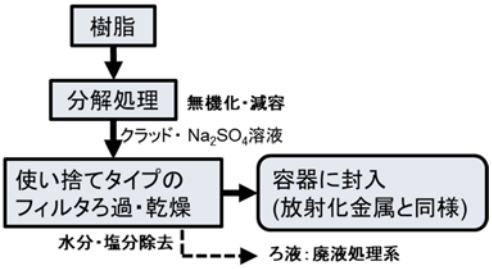


図-１　高線量樹脂の処理フロー

2. 実験

粉状イオン交換樹脂にクラッド模擬物を添加して分解処理を行い得られた分解液スラリーに硫酸鉄を添加して溶解させた後、NaOH 溶液を添加して $Fe(OH)_3$ を生成させた。その後、ステンレスビーカーに移して-15℃で一夜凍結させた後、60℃の恒温槽で融解し、吸引濾過してろ過速度を測定した。

3. 結果

凍結再融解の有無による分解液のろ過速度と $Fe(OH)_3$ 存在比の関係を図-2 に示す。分解液をそのまま凍結再融解してもその効果はほとんど見られないが、$Fe(OH)_3$ の添加によりろ過速度が飛躍的に増加する結果が得られた。$Fe(OH)_3$ 存在比、0.25～0.5 で、ろ過速度は約 100 倍になる結果を得た。$Fe(OH)_3$ 存在比 0.25 のケーク写真を図-3 に示す。凍結させない場合は緻密な状態であるが、凍結再融解処理したものは細孔が多数できていることが分かりケークの形状の変化がろ過性能を向上させていると考えられる。

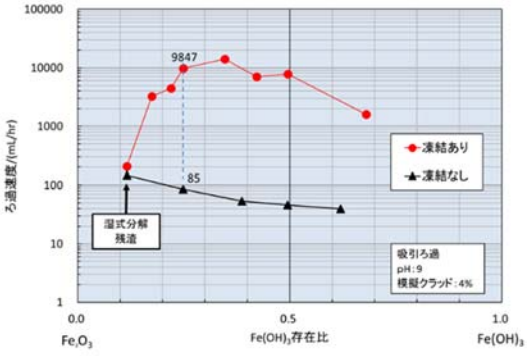
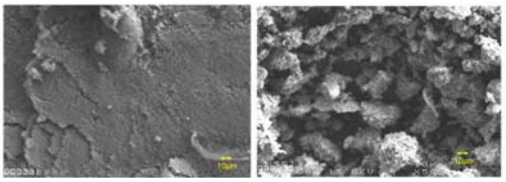


図-2　凍結再融解処理によるろ過速度



(a)凍結再融解未実施　(b)凍結再融解実施

図-3　凍結再融解処理時のろ過ケーク

参考文献

[1] 森本ら、日本原子力学会「2011 年春の年会」C26

[2] 山田ら、東芝レビューVol.56 No.9(2001)

* Tadashi Sasaki, Yuji Nagai, Mitsushi Motoyama, Takahiro Kikuchi, Takao Ikeda
JGC CORPORATION.

SiC の放射線直接エネルギー変換材料への応用可能性

Possibility of direct energy conversion from radiation to electricity using SiC Schottky system

*吉井 賢資[1]，福田 竜生[1]，谷田 肇[1]，塩飽 秀啓[1]，神谷 潤一郎[1]，牧野 高紘[2]，
山崎 雄一[2,]，大島 武[2]，矢板 毅[1]
[1]原子力機構，[2]量研

有害物質を含まない半導体 SiC について、ガンマ線や X 線などの放射線を直接エネルギー変換する材料への応用可能性を検討した。暗電流特性からは、理想的なダイオードに近い特性が示された。変換効率は 0.1%以下程度であるが、エネルギーが高い領域では市販の Si 太陽電池などより効率が高いことなどが分かった。

キーワード：エネルギー変換，SiC，放射性廃棄物，放射線，エネルギー資源化

1. 緒言

我々は最近、原子力発電所などから発生する放射性廃棄物を安定的なエネルギー源として活用するため、放射線の直接エネルギー変換研究に着手した[1]。前回は、SiC や CdTe など放射線劣化に強い半導体系について調べたが、SiC は有害物質を含まないことから、この系の特性に絞った研究を行った。

2. 実験と結果

試料は単結晶 SiC 上に Ni 薄膜を 80nm 積層したショットキーダイオードを用いた。エネルギー変換実験は、^{237}Np からのガンマ線(30keV)および ^{241}Am からのガンマ線(60keV)の利用を想定し、SPring-8 の放射光ビームライン BL22XU からの単色 X 線を用いて行った。低エネルギー利用の可能性も考え、Cu*K*α線(8 keV)を利用した実験も行った。電圧-電流(IV)特性は Keithley 社のソースメータ 2400 型により測定した。

発電実験に先立ち、暗電流条件(dark current)において電流-電圧(IV)測定を行った。結果は図 1 に示す。順方向電圧が 0.8V 近傍において、電流が急激に増大する。この付近の IV 特性からダイオード因子を求めた。$I=I_0(\exp(qT/nkT)-1)$において求まったダイオード因子 n は 1.0-1.1 程度であり、理想のダイオードに近い良質な試料であることが分かった。

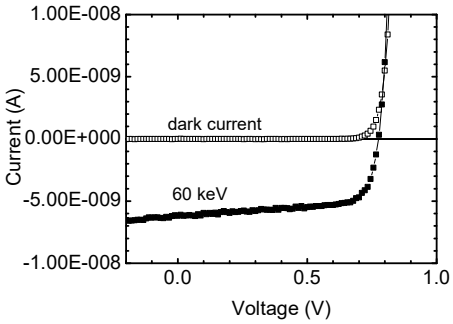


図 1. Ni/SiC の IV 曲線。

図 1 にはまた、60keV での発電を行った場合の IV 曲線も示した。電力は 1cm^2 当たりに換算して 0.1μW 程度と、前回報告とほぼ同じであった。また、市販の Si 対応電池では、60keV 近傍ではほとんど発電しないことなども分かった。入射光に対する効率は 8-60keV で 0.1%程度以下であった。現在モンテカルロ法により試料内部における X 線のエネルギー損失過程についての計算を進めており、それに基づく効率計算なども報告する予定である。

参考文献

[1] 吉井他、日本原子力学会　2019 年春の年会，水戸 (2019).

*Kenji Yoshii[1], Tatsuo Fukuda[1], Hajime Tanida[1], Hideaki Shiwaku[1], Junichiro Kamiya [1], Yuichi Yamazaki [2], Takahiro Makino[2], Takeshi Ohshima [2], and Tsuyoshi Yaita [1]

[1]JAEA, [2]QST

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

[1A08-12] Vitrification 1

Chair:Hinai Hiroshi(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[1A08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Fuminori Sato[1], Masahiro Mouri[2], Tsuyoshi Arai[2], Yasuo Saito[1] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Hirohide Kofuji[1], Yasunori Miyazaki[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Masayuki Takeuchi[1], Koichi Ohyama[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Takayuki Nagai[1], Kennichi Sasage[1], Takehiko Inose[2], Seiichi Sato[2], Kiyoshi Hatakeyama[3] (1. JAEA, 2. Inspection Development Co., 3. E&E Techno Service Co.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1A12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Kenichi Sasage[1], Takayuki Nagai[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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
（68）低放射性廃棄物に対する鉄リン酸ガラスの適用性に関する基礎研究
-夾雑元素を含む溶融ガラス化試験 結果及び評価-

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(68) A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste

- Result and evaluation of fused glass solidification with nuclides contamination -

*佐藤 史紀[1]，毛利 雅裕[2]，新井 剛[2]，齋藤 恭央[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]芝浦工業大学

再処理施設から発生する低放射性廃液の固化処理方法として、廃液中のリンを固化体の骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、夾雑元素を含む廃液の溶融ガラス化試験を行うと共に、結果を評価した。

キーワード：鉄リン酸ガラス，放射性廃棄物，夾雑元素，ガラス固化，溶融ガラス化

1. 緒言

低放射性廃液の処理は、従来、セメント固化を用いることが検討されているが、リン酸イオン等が多く含まれる廃液の処理には、セメントの凝固反応の阻害による充填率の低下等の課題があった。これまで、本研究では、廃液中のリンを固化体骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、模擬廃液を用いた溶融ガラス化試験を行って、処理可能であることを示してきた[1 - 4]。今回、低放射性廃液に含まれる夾雑元素を考慮した溶融ガラス化試験を実施したため、試験結果の概要と、基盤研究で共通とした評価項目に対する評価結果について、まとめて報告する。

2. 溶融ガラス化試験(右図参照)

低放射性廃液の分析結果を参考に模擬廃棄物の組成を設定した上で[5]、溶融ガラス化試験を実施した。試験の結果、夾雑元素を考慮しても、低放射性廃液は溶融ガラス化が可能であることが分かった。

3. 試験結果の評価(右表参照)

基盤研究で共通の項目について評価した結果、廃棄物充填率、密度(常温)、化学的安定性については､既存の廃棄体(セメント固化体)を超える性能を有していた。一方、浸食挙動の観点で、一般的な金属材料(NCF690、SUS304)を適用することが難しいこと、均質性(ガラス化)の観点で、溶融ガラスの冷却速度が遅い場合に固化後のガラスが不均質となることが明らかとなった。

[mol/mol-Fe]



図 夾雑元素を含む模擬廃棄物の組成

（実際に導入した夾雑元素は、毒性、放射性等を踏まえ一部を省略）

表 夾雑元素を含む溶融ガラス化試験の評価結果

項目			基準値※ L2 廃棄物 / L3 廃棄物	基準値※ L1 廃棄物 / TRU 廃棄物	評価結果	備考
減容性	廃棄物充填率		－		38wt%	セメント固化体の場合、16wt%
	密度(常温)		－		3.08g/cm³	セメント固化体の場合、1.9g/cm³
	揮発率	ガラス成分	目標組成に対して成分の著しい減少が無いこと		最大 6%(リン)	
		対象元素	－		－	
操業性	溶融温度		1100℃		1100℃(3 時間以上)	
	溶融ガラス物性	粘度	10 ～ 150poise(1100℃)		88poise	
		導電率	0.2～0.7S/cm		0.19S/cm(850℃)	溶融温度(1100℃)では基準値内と予想
		密度	－		－	
		比熱	－		－	
		熱伝導率	－		－	
	浸食挙動	レンガ	腐食の有無を確認し、必要な適用できる溶融炉の種類や運転方法を評価する		腐食無し(12 時間)	より長時間の試験による確認が必要
		金属			最大 6.72mm 減肉 (12 時間)	一般的な材料(SUS 等)は適用が困難
廃棄体の安定性	化学的安定性	短期試験	－	＜2g/m²（参考値）	最大 1.77g/m²d(Na)	
		中・長期試験	初期溶解速度を取得し、相対的に評価		最大 7.3g/m²d(Na)	高レベル廃液のホウケイ酸ガラス固化体と同等
	均質性(ガラス化)		結晶が無く均質であること 但し、結晶物が存在する場合、結晶凝集物の局所的な偏りが無く、均質な状態であること		降温速度が遅い場合 (1℃/分)に結晶が析出	降温速度を制御するための検討が必要
	結晶化		冷却後に水溶性の結晶物の発生がないこと		水溶性の結晶物無し	
	固化体物性	熱容量	－		－	
		熱伝導率	－		－	
		熱膨張係数	－		－	
		機械強度	－		－	

※基準値については、本基盤研究事業で独自に設定

[1] 石井他, 2015 年秋の年会 F52　[2] 石井他, 2016 年春の年会 3I07　[3] 茶木他, 2016 年秋の年会 1E14　[4] 毛利他, 2018 年秋の年会 1G15　[5] 佐藤他, 2017 年秋の年会 2A06

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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。

*Fuminori Sato[1], Masahiro Mouri[2], Tsuyoshi Arai[2] and Yasuo Saito[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shibaura Institute of Technology

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
(69) 電気炉でガラス固化した模擬焼却灰のプラズマ溶融ガラス化の検討

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(69) Study of plasma melting vitrification of incineration ash vitrified by electric furnace

*池田 弘一[1], 塚田 毅志[1]
[1](一財)電力中央研究所

電気炉で溶融ガラス化が確認された、軽水炉由来の性状に近い模擬焼却灰と開発したガラス原料の混合物を対象として、既設のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化試験を実施した。溶融固化体は、短時間で目標組成に近いガラスに作製されることを確認した。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、溶融、ガラス、焼却灰

1．緒言　多様な低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化を検討するにあたり、適切な溶融炉を選択することが必要である。これまでに軽水炉から発生する可燃性運転廃棄物を焼却した灰に応じたガラス原料を開発し、電気炉による模擬焼却灰の溶融ガラス化を実施した[1]。本報告は、成分組成および質量を同じに揃えた試料をプラズマ溶融炉で処理した場合の溶融固化体の特性や炉の運転状況を検討した。

2．実験方法　空気雰囲気のプラズマ溶融炉に設置した黒鉛坩堝にベースガラス 3.5kg を投入して溶湯を形成した後、都市ゴミ焼却灰、酸化物の試薬およびコールドトレーサーを混合した模擬焼却灰 1.5kg と、開発したガラス原料 2kg をそれぞれ追加投入して､完全に試料が溶融してから坩堝内で自然冷却させて固化した。模擬焼却灰およびガラス原料のそれぞれの投入量は、溶融固化体の成分組成がベースガラスのそれと同一になるように決定した。

3．実験結果　プラズマ溶融炉の溶湯温度は 1400℃程度で、電気炉に比べて 300℃前後の高温であった。炉の運転開始から試験終了までの処理時間は、電気炉に比べて 1/4 程度に短縮され、加熱の立上げや処理速度が速いプラズマの長所が確認された。

ベースガラスおよび溶融固化体の成分組成の一例を表 1 に示す。沸点の低い成分が一部揮発したものの、目標のベースガラスの成分組成に近い溶融固化体が得られることが確認された。

溶融固化体の外観や XRD スペクトルからガラス化しており（図 1）、PCT-A 試験法（ASTM C1285-02）に準拠した短期の溶出試験から算出した規格化浸出量は米国 WTP ガラス固化体の制限値 2.0 g/m2 未満を十分下回っており（図 2）、良好なガラス固化体が得られた。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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。

表 1　ベースガラスおよび溶融固化体の成分組成

成分　[wt%]	B_2O_3	CoO	Cs_2O	Li_2O	Na_2O	Nd_2O_3	SiO_2	SrO
ベースガラス	14.65	0.44	0.44	4.72	9.79	0.44	30.31	0.44
溶融固化体	14.01	0.34	0.04	3.16	9.22	0.49	34.90	0.42

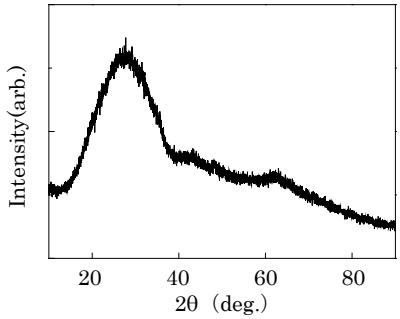


図 1　溶融固化体の XRD スペクトル

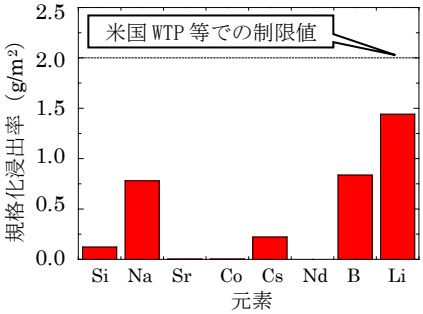


図 2　溶融固化体の規格化浸出率

参考文献
[1]田尻他, 2019 年春の年会 3B09

* Kouichi Ikeda[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

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
(70)高レベル廃棄物吸着ガラスのガラス固化特性

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(70) Vitrification property of HLW adsorption glass

*小藤 博英[1]，宮﨑 康典[1]，渡部 創[1]，後藤 一郎[1]，大山 孝一[1]，竹内 正行[1]

[1]日本原子力研究開発機構

抽出クロマトグラフィによる MA 分離操作において，HDEHP 含浸吸着材による Mo，Zr の事前除去を検討している。HDEHP 吸着材を用いる場合，吸着材の膨潤によるカラムの圧力損失上昇が課題となっていたが、大粒径の多孔質シリカ担体の使用によりカラム内圧制御の見通しを得た。本研究ではこのようなシリカ粒子を担体とした使用済吸着材のガラス化及びガラス固化体の化学的安定性に与える影響を評価した。

キーワード：抽出クロマトグラフィ，マイナーアクチニド，吸着材，ガラス固化

1. 緒言

高レベル放射性廃液からマイナーアクチニド(MA)を分離する手法の一つとして抽出クロマトグラフィ法が研究されており [1]，カラムには廃棄物核種に対して選択的吸着性を有する抽出剤を含浸させた多孔質シリカ粒子を用いている。本手法では抽出剤の希釈剤が不要であることや，抽出剤の保持担体である多孔質シリカをガラス固化原料の一部として利用できることにより，溶媒抽出法に比して 2 次廃棄物の発生量の低減が期待される。実際のカラム操作においては，希土類(RE)や MA を回収するための CMPO (n-octyl(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoylmethylphosphine oxide)含浸吸着材に廃液中の Mo や Zr が優先的に吸着し，他の廃棄物元素の吸着分離を阻害することから，これらの元素に選択的吸着性を有する HDEHP (di-(2-ethylhexyl) phosphoric acid) を含浸させた吸着材による事前除去を検討している。この場合，吸着材の膨潤によるカラムの圧力損失増大が顕著であるため，大粒径で空隙率が高い多孔質シリカ担体の採用を検討しているものの，シリカ粒径増大によるガラス化溶融への影響が懸念されることから，本研究において大粒径多孔質シリカを調製し，カラム操作後のガラス化状況を評価した。

2. 実験

噴霧乾燥法及び液柱振動切断法にて粒径がそれぞれ約 60μm 及び約 2mm の多孔質シリカ粒子を製造し，これらを担体とした HDEHP 吸着材を調製した。模擬高レベル放射性廃液に約 3 時間浸漬した後，溶離，洗浄，乾燥させて模擬使用済吸着材（Mo，Zr は残留）を得た。600℃での無機化の後，B_2O_3,や Na_2O 等の酸化物を添加し，標準的なガラス原料組成とした。約 1200℃でガラス化溶融した後，得られたガラス試料の XRD による結晶発生状況の確認及び元素の規格化浸出速度評価による化学的安定性評価を行った。

3. 結果と考察

図 1 に示した様に，粒径 2mm のガラス化試料では，粒径 60μm のガラス化試料に比して不均質であり，ガラス試料にはクラックが生じた。規格化浸出速度については，粒径 2mm の試料ではクラックが無いものとして評価したところ，各元素の規格化浸出速度は増大したものの，標準試料と遜色ない安定性を示した。XRD 分析では双方に Mo や Zr のリン酸塩結晶が検出されたが，これらは不溶性であり化学的安定性への影響は限定的である。従って，ガラス化溶融前に粉砕等により細粒化を十分行うことにより安定なガラス試料が得られると見込まれる。

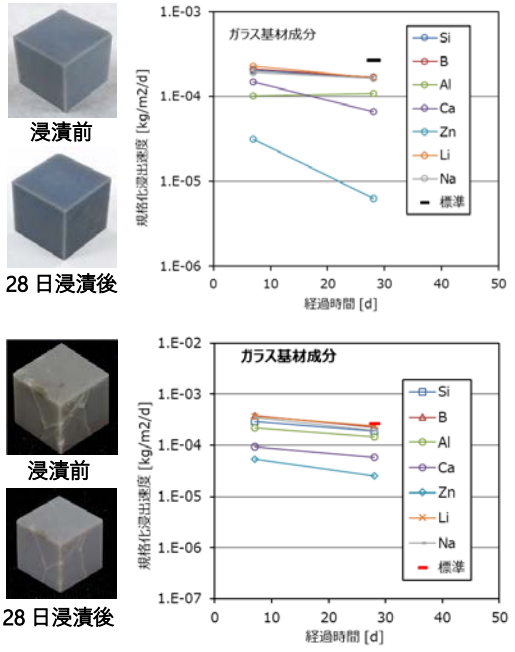


図 1　ガラス固化試料の浸出試験結果
上：粒径 50μm 程度の多孔質シリカ使用
下：粒径 2mm 程度の多孔質シリカ使用

参考文献

[1] Sou Watanabe et al., "Extraction Chromatography Experiments on Repeated Operation using Engineering Scale Column System ", Energy Procedia 7 (2011) 449–453.

*Hirohide Kofuji[1], Yasunori Miyazaki[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Koichi Ohyama[1], Masayuki Takeuchi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

※本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29,30 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」の成果の一部である。

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
（71）模擬廃棄物含有リン添加ホウケイ酸ガラスの作製及び特性評価

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(71) Preparation and characterization of simulated waste borosilicate glasses including phosphorus

*永井 崇之[1]，捧　賢一[1]，猪瀬 毅彦[2]，佐藤 誠一[2]，畠山 清司[3]

[1]JAEA，[2]検査開発，[3]E&E テクノサービス

P添加ガラス原料に模擬廃液を混合溶融して模擬廃棄物ガラスを作製し，浸出試験による長期化学的安定性を評価した結果，Mo溶出を抑える効果があることを確認した．また，ガラス徐冷時の結晶化挙動等を評価した結果，P添加ガラスの結晶化挙動は現行ガラス組成と同等であることを確認した．

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，リン添加模擬廃棄物ガラス，浸出試験

1. 緒言　現行ガラス原料のマトリックス改良として，P_2O_5を添加した効果を評価した．予め調製したP添加ガラス原料へ模擬廃液を混合溶融して模擬廃棄物ガラスを作製し，既存のガラス固化体中の核種浸出挙動[1]を参考に，浸出試験による長期化学的安定性，溶融からの徐冷条件による結晶化挙動等を評価した．

2. 実験　Si/B比やP_2O_5添加量をパラメータに，粉末試薬(SiO_2,H_3BO_3,Na_2CO_3,Na_2HPO_4等)を1150℃で溶融し，**表１**に示すP添加ガラス原料D2-N4，比較原料D2-N4及び現行組成PF798-N4を調製した．カレット状に粉砕したガラス原料へNaを除く廃棄物成分が26wt%(酸化物換算)となるよう模擬廃液を混合し脱硝した後，1150℃で2.5 h溶融して模擬廃棄物ガラスを作製した．浸出試験は，作製した模擬廃棄物ガラスを用いて**表２**に示すMCC-1及びPCT-A法で実施し，浸出液のpH変化や溶出元素濃度を評価した．結晶化挙動試験は，**表１**のガラス原料と模擬廃液乾固物を模擬廃棄物ガラス組成となるよう混合し，Ptライニング坩堝に入れて加熱溶融後、急冷と徐冷の2条件で冷却した試料をXRD等で評価した．急冷試料は1200℃の溶融状態から室温環境に取り出し，徐冷試料は1200℃から1℃/minで降温冷却した．

表１　ガラス原料組成（wt%）

	D2-N4	D1-N4	PF798-N4
SiO_2	46.30	47.31	59.78
B_2O_3	23.17	23.66	18.23
P_2O_5	1.73	—	—
Al_2O_3	13.24	13.47	6.43
CaO	3.84	3.84	3.84
ZnO	3.84	3.84	3.84
Li_2O	3.84	3.84	3.84
Na_2O	4.04	4.04	4.04

表２　浸出試験条件

	Stage-I	Stage-II	Stage-III
方法	MCC-1 10mm 立方体	PCT-A 75-150μm 粉	PCT-A 75-150μm 粉
期間	～4 日	～147 日	～91 日
浸出液 **(設定値)**	KCl-KOH (pH=9)	KCl (pH=7)	KCl-KOH (pH=11)
S/V 比	10 m^{-1}	10000 m^{-1}	10000 m^{-1}
温度	90±2℃	90±2℃	90±2℃

3. 結果　浸出試験の結果，いずれの Stage も試験後の浸出液の pH に変化はなかった．浸出液への元素の溶出状況は，P 添加ガラス原料 D2-N4 から作製した模擬廃棄物ガラスが，固化体の浸出初期に相当する Stage-I で他試料より高い Si, Na, B, Mo 等の溶出量を示した．一方，処分後に一定期間が経過し固化体表面の Si-OH 層形成等が予想される Stage-II や Stage-III では，この模擬廃棄物ガラスからの Si, Na, B の溶出量は他試料より高いものの，Mo の溶出量は低い値を示した．このことから，P 添加ガラス原料を用いて作製したガラス固化体は，処分環境で Mo 溶出を抑制する効果が期待できる．また，結晶化挙動試験の結果，P 添加ガラスと現行組成における結晶化物生成に差は見られず，P 添加ガラスの特性は現行組成と同等と考えられる．

参考文献　**[1]** A. Jiricka, J. D. Vienna, P. Hrma, D. M. Strachan, *Journal of Non-crystalline solids*, **292** (2001) 25-43.

本報告は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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．

* Takayuki Nagai[1], Kennichi Sasage[1], Takehiko Inose[2], Seiichi Sato[2] and Kiyoshi Hatakeyama[3]

[1]JAEA, [2] Inspection Development Co. , [3]E&E Techno Service Co.

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
（72）模擬廃棄物含有リン添加ホウケイ酸ガラスの局所構造解析

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(72) Local structure analysis of simulated waste borosililcate glassed including phosphorus

*岡本 芳浩[1]，塩飽 秀啓[1]，捧 賢一[1]，永井 崇之[1]

[1]原子力機構

P 添加ガラス原料に模擬廃液を混合溶融したガラス固化試料を調製し、放射光による X 線吸収微細構造を利用した局所構造解析を実施した。廃棄物充填量の増加により酸化性が高まり、P 添加量を増やすと還元性が高まって相殺されることが明らかになった。

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，X 線吸収微細構造，放射光

1. 緒言　現行のガラス原料マトリックスの改良として、P_2O_5 を添加したガラス固化試料を調製し、その構成元素の局所構造解析を放射光 XAFS 及びイメージング XAFS を駆使して行った。

2. 実験　Si/B 比や P_2O_5 添加量をパラメータとした特性評価（前講演(71)）で使用された試料を、XAFS 実験の対象とした。試料は、X 線吸収端のエネルギーに対応させるよう、厚さ 1 ㎜及び 2 ㎜の板状に切り出したものを用いた。放射光実験は、大型放射光施設 SPring-8 の BL22XU 及び高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設 BL-27B において、Mn、Fe、Zn、Sr、Zr、Mo、Ru、Pd、Ce 及び Nd を対象に XAFS 測定を、Zr、Mo、Ru、Rh 及び Pd を対象にイメージング XAFS 測定を実施した。

3. 結果　これまでの XAFS 分析[1]から、P 添加により還元性が高まることが分かっている。それに引き続き実施した系統的な XAFS 分析の中で、Rh 及び Ce は、P 添加量及び廃棄物充填量のいずれにおいても、明確な酸化還元変化を示した。Rh では、P 添加により RhO_2 の割合が減り、Rh 金属が増加した。Ce はホウケイ酸ガラス中では３価と４価が混在するが、P 添加より３価の割合が高くなった。一方で、廃棄物充填量を増やすと４価の割合が高くなる。図１に、それらの値の変化を示すが、P 添加量による還元性、廃棄物充填量による酸化性が、D1-N4-26W 試料（リン添加無しの廃棄物 26wt%）と D2-N4-30W 試料（リン添加の廃棄物 30wt%）の間でほぼ相殺されていることが分かる。

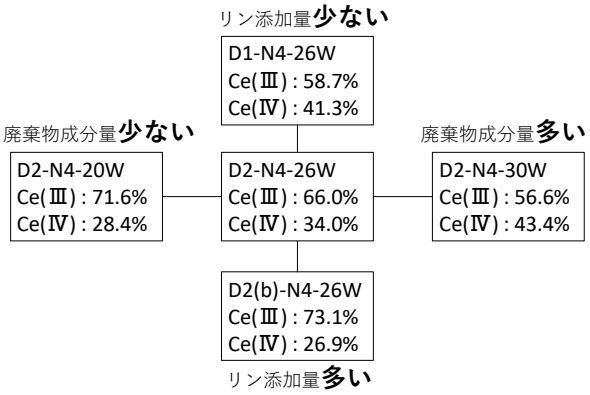


図１　模擬廃棄物含有リン添加ホウケイ酸ガラス試料中 Ce 元素の酸化還元状態変化

Zn 及び Zr は、廃棄物充填量により局所構造秩序の上昇を示したが、P 添加量による変化は認められなかった。残りの Fe、Sr、Mo、Ru、Pd 及び Nd は、P 添加量及び廃棄物充填量のいずれにおいても明瞭な変化を認めなかった。イメージング XAFS 分析の結果では、P 添加による還元性から、Rh の化学形が金属である割合が増えた結果、従来の強い Ru-Rh 相関（酸化物由来）に加えて、Rh-Pd 相関（金属由来）が、これらの元素の分布において認められるようになった。

参考文献　[1] 岡本ら、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2G19（2018 年 9 月、岡山大学）

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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。

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Kennichi Ssasage[1] and Takayuki Nagai[1]1JAEA

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

[1A13-17] Vitrification 2

Chair:Tomoyuki Sone(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 4:05 PM - 5:25 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[1A13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM

[1A14] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

4:20 PM - 4:35 PM

[1A15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1], Toshiki Fukui[1], Takeshi Tsukada[2], Hiroki Iwabuchi[3] (1. IHI, 2. CRIEPI, 3. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

[1A16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*kohei oowaku[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI [2], Hiroki IWABUCHI[3], Takeshi TSUKADA[4] (1. JNFL, 2. IHI, 3. JAEA, 4. CRIEPI)

4:50 PM - 5:05 PM

[1A17] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Takahiro ISHIO[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI[2], Masayuki TAKEUCHI[3], Yoshihiro OKAMOTO[3], Takeshi TSUKADA[4] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. IHI Corporation, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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
(73) 高レベル放射性廃液中の Na 濃度低減によるイエローフェーズ生成抑制効果

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(73) Effect of Na reduction from high-level liquid waste on prevention of yellow-phase generation

*宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]
[1]電力中央研究所

模擬高レベル放射性廃液中の Na 濃度とイエローフェーズ(YP)生成量の関係を調べた結果，Na 濃度を低減させた場合に YP 生成量が減少することがわかった。廃液中 Na 濃度の低減分を原料ガラス側にあらかじめ添加しておけば，作製するガラス固化体の組成を変化させずに YP の生成抑制が可能である。
キーワード：高レベル放射性廃液，ガラス固化，イエローフェーズ

1. 緒言

ガラス固化体への廃棄物充填率を増加させるためには，イエローフェーズ(YP)といわれる析出相(主成分：Na_2MoO_4)の形成を抑制する必要がある。本研究ではこれまでに，廃液に含まれる Na を仮焼層中で迅速に原料ガラスへ溶解させることにより，YP の形成が抑制できることを明らかとした [1,2]。既往研究では原料ガラスを微粒化することで Na の溶解を促進した。本研究では別のアプローチとして，廃液に含まれる Na 量を低減し，原料ガラスへの Na 移行量自体を減少させることで，YP の抑制が可能か検討した。この場合，廃液中の Na 減少分を原料ガラスにあらかじめ添加しておけば，最終的に生成するガラス固化体組成が従来組成と変わらないため，実機への迅速な適用も見込める。そこで試験では，Na 濃度の異なる複数の模擬廃液およびそれらに対応した原料ガラスを準備し，生成するガラス固化体が同組成となる条件下で，るつぼ試験および小型ガラス溶融炉試験を行い，廃液中 Na 濃度と YP 生成量の関係を調べた。

2. 試験方法

含有 27 元素のうち，Na 濃度のみを 5.2－29.5 g/L の間で変化させた模擬廃液を 6 種類作製した。生成するガラス固化体の Na 濃度がいずれも 10wt%で統一されるように，各廃液に対応する Na 濃度に調整された原料ガラスも 6 種類作製した。廃棄物充填率が 25wt%となる混合比で，それぞれの廃液と原料ガラスのペアをアルミナるつぼに入れ，ホットプレート上で廃液を蒸発乾固させた後，800℃の電気炉に入れて 30 分保持，さらに 1000℃まで昇温して 30 分保持する加熱を行った。加熱後の試料に含まれる YP 量を分析した。次に，Na 濃度が 17.7 および 27.2 g/L の 2 種類の廃液と，それらに対応する原料ガラスをそれぞれ小型ガラス溶融炉 [1]に供給する試験を行った。廃棄物充填率を 25 から 29wt%まで 1wt%ずつ増加させ，各充填率で作製したガラス固化体中の YP 量を定量した。

3. 試験結果

図 1 にるつぼ試験で得られた廃液中の Na 濃度と YP 生成割合の関係を示す。ここで YP 形成割合は，投入した Mo 量に対し YP を形成した Mo 量の割合を示す。この図より，廃液中の Na 濃度が減少することで，YP 生成量を低減できることがわかった。また，Na 濃度がゼロに近づくにつれて低減効果が大きくなる傾向が示唆された。小型炉試験で得られた廃棄物充填率と YP 生成割合の関係を図 2 に示す。廃棄物充填率が低い領域では YP 生成割合に大きな差は生じなかったが，これは先のるつぼ試験と整合する結果といえる。一方で，充填率が高い領域においては，廃液中 Na 濃度が高い場合には，廃棄物充填率の増加に対し YP 生成割合が顕著に増加したのに対し，Na 濃度が低い場合には増加が緩やかあるいは充填率にほとんど依存しない傾向が見られ，小型炉試験からも Na 濃度の低減が有効であることが示された。

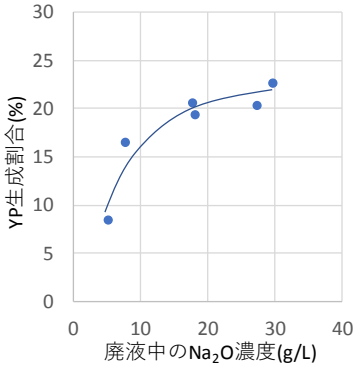


図 1 廃液中 Na 濃度依存性

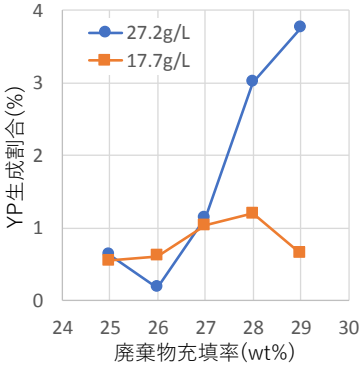


図 2 廃棄物充填率依存性

1) 宇留賀他，原子力学会 2017 年秋の大会, 2A12.
2) Uruga et al., “Generation mechanism and prevention method of secondary molybdate phase during vitrification of PUREX wastes in liquid-fed ceramic melter,” J. Nucl. Sci. Technol. (投稿中)

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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」の成果の一部である。

* Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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
(74) ガラスと仮焼物の接触状態と Ru の結晶形状

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(74) Effect of contact between glass and calcined material on the crystal form of ruthenium oxide

*宇佐見 剛[1]，宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]
[1]電中研

Na と Ru を含む仮焼物とガラスを、接触状態を変えながら加熱して生成物を観察した。仮焼物とガラスの接触面積が小さい場合には RuO_2 は針状結晶となったが、接触面積が大きい場合には微粉末または不定形となった。

キーワード：高レベル廃液、ガラス固化、仮焼層、白金族元素

1. 緒言

高レベル廃液のガラス固化体に含まれる RuO_2 は沈降・堆積すると通電や流下の障害となる。Na と Ru の硝酸塩を加熱すると針状の複合酸化物が生成し、この複合酸化物の中の Na がガラスに吸収されると針状の RuO_2 が生成することは示されているが[1]、RuO_2 の形状は昇温速度など他の要素の影響も受けると考えられた。そこでガラスと仮焼物の接触状態を変化させて、生成物の形状と化学形態を観察した。

2. 実験

Ru と Na の硝酸塩はモル比 1:3 で混合して均質な溶液とし、500℃のホットプレートで仮焼したのち粉体化した。この仮焼物を①そのまま、②粉体化したガラスとよく混ぜて、③予め溶融し表面を平滑にしたガラスに載せて、加熱に伴う化学形態の変化を XRD で、形状の変化を光学顕微鏡でその場観察した。

3. 結果・考察

Ru と Na の仮焼物をそのまま加熱すると既報の通りに針状結晶が生成し、同じ温度における XRD では $Na_{27}Ru_{14}O_{48}$ という複合酸化物が観察されたが、ライブラリで同定できない回折ピークも存在した。RuO_2 の回折ピークは複合酸化物等のピークの出現に伴って 625℃で消滅し、900℃までの加熱で再出現しなかった。仮焼物を粉末ガラスと混ぜて加熱した場合、XRD で観察されたピークは原料の $NaNO_3$, RuO_2 と試料皿のみで、複合酸化物は見られなかった。光学顕微鏡観察でも複合酸化物や RuO_2 の針状結晶は見られず、Ru を含む固相は最後まで原料と同じ粉末または不定形だった(図 1 左)。これに対し平滑なガラスに仮焼物を載せて加熱した試験では、図 2 に示す通り約 500℃から RuO_2 の回折ピークが低下して複合酸化物 $NaRuO_2$ のピークが増大し、約 570℃以降は複合酸化物が減少して RuO_2 のピークが再び増大した。光学顕微鏡観察では 557℃から 609℃の間で針状結晶の成長が観察された(図 1 右)。これらの観察結果から、ガラスと仮焼物の接触面積が大きい条件では Na_2O がガラスに吸収されて Ru が複合酸化物を形成せず微粒子のままとなるのに対し、接触面積が小さい場合には Ru が複合酸化物を経て針状結晶となることが明らかとなった。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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。

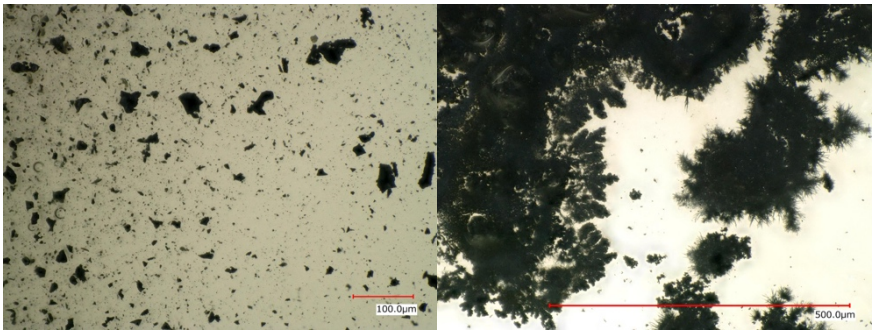


図 1　Ru 化合物(左：粉末ガラスと混ぜて、右：平滑ガラスに載せて加熱)

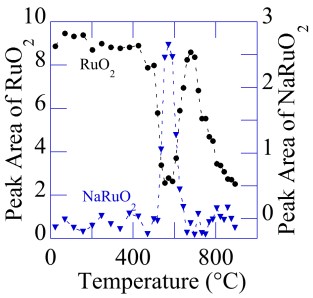


図 2 XRD のピーク面積変化

参考文献

[1] 宇佐見ほか、日本原子力学会「2017 年秋の大会」2A13

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

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
（７５）低レベル廃棄物に対する溶融ガラス化の検討

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(75) Development of vitrification technology for low level radioactive waste

*鬼木 俊郎[1]，田尻 康智[1]，福井 寿樹[1]，塚田 毅志[2]，巖渕 弘樹[3]
[1]株式会社 IHI, [2]電力中央研究所, [3]日本原子力研究開発機構

原子力発電所や再処理施設から発生する低レベル廃棄物を対象として、安定化に優れ、かつ減容化も可能な廃棄体とするためのガラス固化技術について検討した。検討した組成に対して、廃棄物充填率や耐水性等ガラスの基本特性や廃棄物を連続供給した場合のガラス化状態の確認等による評価を実施した。

本発表では、「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」で実施した低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術の加発の成果について示した。

キーワード：放射性廃棄物処理、低レベル放射性廃棄物、ガラス固化、ガラス

1. 緒言

低レベル廃棄物は、放射能レベル、組成等が多種多様であり、焼却、圧縮、セメント固化が一般的に用いられているが、放射能レベルの高いものが存在するとともに、廃棄物中にガラス形成成分と成り得る成分を多く含む廃棄物が多数存在する。そのため、廃棄物自体に含まれる成分をガラス形成成分とすることで、添加物を最小限に抑えて「減容性」を確保するとともに、「操業性（流下性等）」および「廃棄体の安定性」を調整できるガラス固化方法（本研究では、溶融ガラス化と称す）を検討した。本研究では、廃棄物の特徴に応じたガラス組成を検討し、廃棄物充填率や耐水性等ガラスの基本特性を評価するとともに、廃棄物を連続供給した場合のガラス化状態の確認による評価を実施した。

2. 試験及び結果

溶融ガラス化の適用効果が期待される廃棄物を調査し、イオン交換樹脂、焼却灰等の対象廃棄物を選定した。さらに、産業界のガラスデータベースによる物性検討結果も踏まえて、目標の物性・特性を満足しつつ、ガラス化可能なガラス組成をるつぼ規模の試験にて検討した。また、樹脂等の廃棄物の物理形態を模擬した模擬廃棄物を用いた連続供給試験を実施し、連続的なガラス化の可否や、安定的にガラス化するために必要な運転制御技術の検討を実施した。また、代表的な廃棄物に対して、低レベル廃棄物をガラス固化する場合のプロセス等の検討を行った。

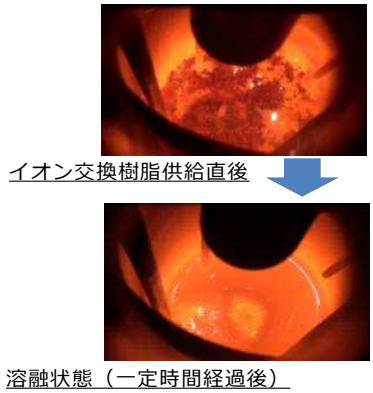


図１　イオン交換樹脂の
連続供給試験の様子

3. 結論

原子力発電所や再処理施設から発生する低レベル廃棄物を対象として、安定化に優れ、かつ減容化も可能な廃棄体とするためのガラス固化技術について検討した。選定した対象廃棄物に対して、廃棄物に応じたガラス組成の設定、連続処理試験、運転制御方法の検討等を行い、本技術の適用性について確認した。

本研究は、平成 26 年度～30 年度に実施した経済産業省資源エネルギー庁「次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」（平成 29 年度以降は「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。

[1*] Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1], Tshiki Fukui[1], Takeshi Tsukada[2], Hiroki Iwabuchi[3]
[1] IHI Corporation, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry, [3] Japan Atomic Energy Agency

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
(76) 高レベル廃液のガラス固化技術の高度化

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(76) Development of vitrification technology for High level radioactive waste

*大和久 耕平[1]，兼平 憲男[1]，星野 剛[1]，福井 寿樹[2]，巖渕 弘樹[3]，塚田 毅志[4]

[1]日本原燃，[2]株式会社 IHI，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

資源エネルギー庁委託事業「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」において高レベル放射性廃棄物の高充填化を目的としたガラス組成の開発・評価を行った。開発の成果として現行組成に比べ、一定の安定性（耐水性）を確保しつつ、廃棄物充填率が高い候補ガラス組成範囲を選定した。

キーワード：1.ガラス固化、2.放射性廃棄物

1. 緒言

より多くの高レベル放射性廃棄物を安定的に取り込むことの出来るガラス素材の開発においては、廃棄物の高充填化に伴い Mo を主成分とするイエローフェーズの発生、結晶性物質の析出および化学的耐久性の悪化が懸念される。また、ガラスの基本的物性が変化するとガラス溶融炉の安定運転が行えなくなる可能性がある。このため、ガラス素材の開発にあたっては、廃棄物充填率、浸出特性といったガラス固化体の性能と運転性の双方に着目する必要がある。

本研究では六ヶ所再処理工場で用いられているホウケイ酸ガラスをベースとして改良ホウケイ酸ガラス、V 添加ホウケイ酸ガラスおよび P 添加ホウケイ酸ガラス「以下、改良ガラス」を組成探索の対象とした。改良ガラス組成を MoO_3 の溶解度、耐水性および基本的物性の観点で絞込み、候補組成範囲を選定した。本発表では改良ホウケイ酸ガラスを中心に 5 ヵ年の事業で得られた成果を報告する。

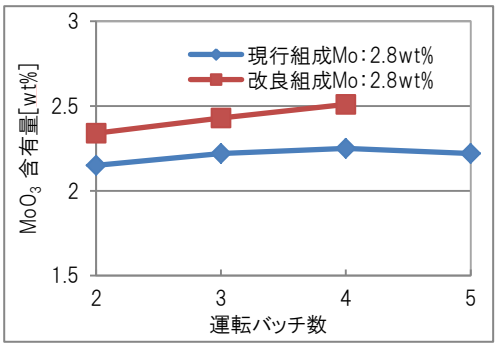


図 1 現行組成と改良組成の MoO_3 含有量比較

2. 試験および結果

るつぼ試験から改良ガラスの組成変化が MoO_3 の溶解度、耐水性および基本的物性に与える影響を調査・評価し、組成探索の方向性を検討した。諸特性が基準を超えるものに対してさらに詳細な物性を取得するとともに小型炉を用いた運転確認試験を行い、中長期の化学的安定性およびガラス溶融炉に与える影響について評価した。組成探索の結果、MoO_3 の溶解度等の基準を満足する候補組成範囲を選定した。改良ガラスに対し、熱力学計算や構造解析といった手法を用いた MoO_3 の溶解度向上のメカニズム解明を行った。

3. 結論

高レベル放射性廃棄物の高充填化を目標に改良ガラス組成の探索を行い MoO_3 の溶解度等の基準を満足する候補組成範囲を選定した。また、改良ガラス組成の MoO_3 の溶解度向上メカニズムを構造解析等の手法を用いて探索し、MoO_3 の溶解度向上に資すると考えられる要素を得た。

本研究は、平成 26 年度～30 年度に実施した経済産業省資源エネルギー庁「次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」（平成 29 年度以降は「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。

*Kohei Oowaku[1], Norio Kanehira[1], Takeshi Hoshino[1], Toshiki Fukui [2] , Hiroki Iwabuchi [3]and Takeshi Tsukada[4]

[1]JNFL, [2]IHI, [3]JAEA , [4]CRIEPI

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
(77) 2019 年以降の研究計画

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(77) Research plan since 2019

*石尾 貴宏[1]，兼平 憲男[1]，星野 剛[1]，福井 俊樹[2]，竹内 正行[3]，岡本 芳浩[3]，塚田 毅志[4]

[1]日本原燃，[2]IHI，[3]原子力機構，[4]電力中央研究所

我々は、これまでに低レベル廃棄物に対応したガラス固化技術の確立と高レベル廃液ガラス固化技術の高度化の技術開発を行い、基盤技術整備を行ってきた。一方、核燃料サイクルの推進により将来高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理が行われることが考えられ、これらに伴う高レベル放射性廃棄物が発生することとなり、処理・処分方法も含めた更なる技術開発が必要となる。そこで、2019 年度以降はこれまでの基盤研究での成果を活用し、高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理に伴い発生するガラス固化技術の基盤整備を行う。

キーワード：放射性廃棄物，ガラス固化，使用済高燃焼度燃料，使用済 MOX 燃料，MA 分離

1. 緒言

我々は、これまでの基盤研究事業において、特に高レベル廃液ガラス固化技術において、廃棄物を 2～3 割高充填可能なガラスマトリックスを開発することを目標として、現行のホウケイ酸ガラスを組成改良した様々なガラスの開発および廃棄物の高充填化に伴い発生する運転課題に対する対策検討、高充填マトリックスに対する運転制御方法の検討を目的として実施した。これらの成果を踏まえて得られた課題を整理し、2019 年度以降の基盤研究の内容を報告する。

2. これまでの成果及び課題

2-1. 「高レベル廃液ガラス固化の高度化」のこれまでの成果

高レベル廃液ガラス固化の高度化に向けて、廃棄物を 2～3 割高充填可能なガラスマトリックスを開発することを目標として、現行のホウケイ酸ガラスを組成改良したガラス、添加物として V や P を含有させた改良ガラスの開発を実施した。開発に際しては、国内外の知見を調査・反映するとともに、運転・物性および処分評価に必要となる評価項目の確認を行い、るつぼ規模の試験にて評価基準を満足するガラス組成を選定した。以上から、従来の燃料（燃焼度 45GWd/t 程度)の再処理により発生する廃液を 2～3 割高充填できる見通しが得られた。

2-2. 課題

一方で、原子力発電所では稼働率向上や燃料費の低減に向けて燃料の高燃焼度化が進められている。また、再処理により発生する Pu を確実に利用するため、プルサーマル MOX 燃料の利用も進められている。これらの燃料を再処理して発生する高レベル廃液もガラス固化する必要がある。高燃焼度燃料での場合、再処理により発生する高レベル廃液中の FP 濃度、YP 成分なども増加することから、ガラス固化体が従来燃料よりも増加するため、高充填化が必要となる。更に、プルサーマル MOX 使用済燃料では、Pu の燃焼により、発熱元素である MA の含有量が大きくなる。このため、ガラス固化体の発熱制限の観点から、MA 元素の分離が必要になると考えられる。

対象燃料	高燃焼度燃料(55GWd/t)	軽水炉MOX燃料(45GWd/t)
再処理により発生する高レベル廃液の特徴 (現行UO_2燃料(45GWd/t)との比較)	廃液濃度：1.16倍	白金族元素:1.47倍 MA成分(発熱性核種):14.3倍
ガラス固化工程への課題 (現行UO_2燃料の廃棄物充填率22.1wt%のガラス固化との比較) 【発生本数:1000y】 【貯蔵期間:50y】	①従来の廃棄物充填率では、年間発生本数の1000本を超える。そのため、廃棄物の高充填化が必要であり、ガラス固化体として、以下の濃度が上昇。 白金族元素:1.35倍 YP形成成分:1.22倍 ②高充填化を妨げる要因となる白金族元素の凝集やイエローフェーズの発生を抑制する技術等の開発が必要となる。 ③高濃度の廃液に対する溶融炉運転技術の高度化が必要となる。	①処分に適した発熱量となるガラス固化体とするためには、一部のMA元素を取り除いてからガラス固化する必要がある。 ②白金族元素の増加に対する対策技術の開発が必要となる。 ③発熱性核種の除去によるさらなる高充填化が可能となる可能性がある。
開発目標	廃棄物充填率を2割程度増加させることが可能とするために、白金族元素の凝集やイエローフェーズの発生を抑制する技術を開発する。	ガラス固化体工程に適したMA分離シナリオを検討する。これを受けて、放射性廃棄物の減容化を実現する上で、有効なMA回収率を設定し、その達成が可能な信頼性に優れたMA分離システムを確立する。また、得られる廃液に対し、白金族元素の凝集発生を抑制する技術等を開発し、さらなる高充填化を検討する。

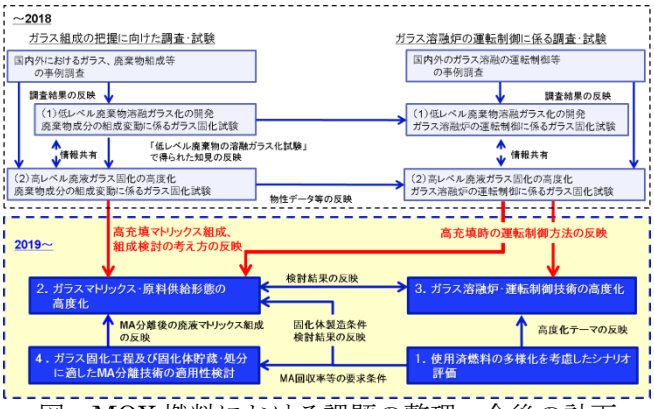


図　MOX 燃料における課題の整理、今後の計画

3. 課題を踏まえた今後の試験計画

上記を踏まえた課題およびこれまでの成果を踏まえて 2019 年度以降も事業を継続し、将来発生が想定される使用済 MOX 燃料や高燃焼度燃料の再処理から発生する放射性廃棄物ガラス固化技術の確立のため、ガラスマトリックスの開発及びガラス溶融炉の運転制御技術の高度化、ガラス固化工程及び固化体貯蔵・処分に適した MA 分離技術の適用性、MA 分離処理後の高レベル廃液の最適な固化方法の開発を行う。

*Takahiro ISHIO[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI[2], Masayuki TAKEUCHI[3], Yoshihiro OKAMURA[3]and Takeshi TSUKADA[4]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]IHI Corporation, [3]JAEA, [4]CRIEPI

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

[1B01-03] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 1

Chair:Kazuhito Niwase(Hachinohe Inst. of Tech.)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:50 AM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B01] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

*Yusuke Sagawa[1], Isao Yamagishi[2] （1. ART kagaku, 2. JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

*Makoto Arisaka[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2] （1. IRID, 2. JAEA）

10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

*Isao Yamagishi[1,2], Makoto Arisaka[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2] （1. IRID, 2. JAEA）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

廃ゼオライトの長期保管方策の検討

（12）小規模乾燥試験における水の挙動

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
(12) Behavior of water during small-scale drying test

*佐川　祐介[1]，山岸　功[2]
[1]アート科学，[2]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所事故の汚染水処理により二次廃棄物として発生する廃ゼオライト吸着塔には残水があるため、その蒸発速度を推定することが保管上重要である。本研究では、ゼオライトと水の混合物を小型容器に充填して蒸発速度を測定し、開口面積当たりの蒸発速度と温度の実験式を取得した。

キーワード：廃ゼオライト、汚染水二次廃棄物、長期保管、残水、蒸発速度

1. 緒言

廃ゼオライト吸着塔の長期にわたる保管の安全性を評価するには、塔内に残存する水と塩分が容器腐食発生の原因となるため、水分蒸発に関する知見を得ることが重要である。SARRY™ 吸着塔の内径 1/36 で作製した小型容器での加熱乾燥試験では、水分が蒸発する箇所の吸着材粒子上に塩分が析出することが報告されている[1]。本研究では、同形状の小型容器を用いて蒸発速度を測定し、開口面積当たりの蒸発速度と温度の実験式を取得した。

2. 試験方法

ゼオライト（UOP 製 IE96）と溶液（3/50 倍希釈海水または純水）の混合物を、図 1 に示す SUS316L 製小型容器に充填し、蓋（中央に孔径 2.0 [mm]の開口部）をした。混合物の約 45 [wt%]は、自由水（ゼオライト細孔水を除く）と見積もられる。アルミブロック恒温槽で容器側面と底面を 40、60、80℃で加熱した。混合物の重量が約 45 [wt%]減少するまで、一定時間毎に容器重量を測定した。また、室温（空調時の容器付近の気温：約 20℃）での長期乾燥についても同様に容器重量を測定した。

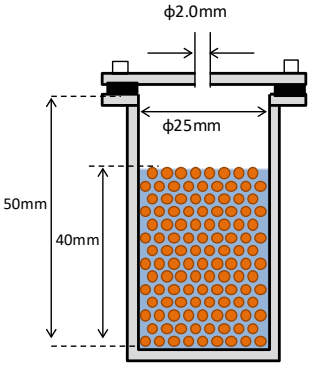


図 1　混合物充填時の概略図
（充填高さ 40 [mm]）

3. 試験結果・考察

容器重量の減少量を蒸発量 [g]とし、乾燥時間 [h]および開口面積 [mm²]で除して、開口面積当たりの蒸発速度 v [g/h/mm²]を算出した。蒸発速度と温度の関係を図 2 に示す。温度 T [℃]は、室温乾燥時は気温、加熱乾燥時はアルミブロック温度である。80 ℃加熱乾燥では混合物の充填高さと溶液の種類を変えたが、いずれの蒸発速度も 0.0113～0.0117 [g/h/mm²]の範囲にあり、これらの影響は小さかった。本試験条件のうち、開口面積／蒸発面積比が 0.0064 と小さいこと（準密閉状態）の影響がより大きいと考えられる。開口面積当たりの蒸発速度 v [g/h/mm²]と温度 T [℃]の関係を表す実験式として、

$$v\,[\mathrm{g/h/mm^2}] = 5.792\times10^{-8}\times T^{2.7654}$$

を得た。小型容器からの水分の蒸発速度実験式（図中実線）の形状は、参考に示した飽和水蒸気圧の温度式（図中点線）との類似がみられた。

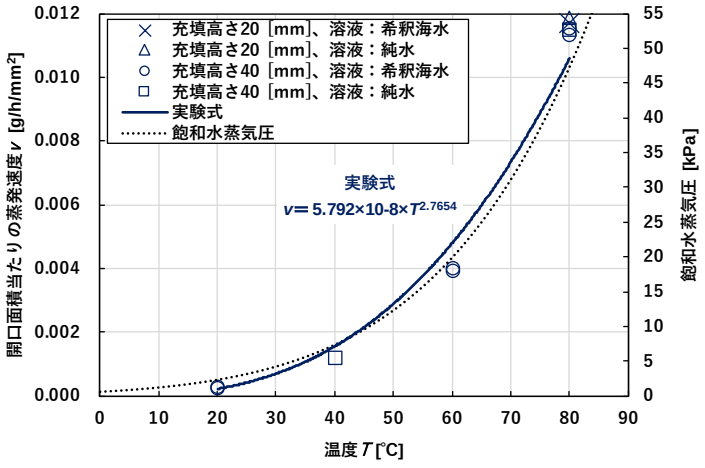


図 2　開口面積当たりの蒸発速度と温度の関係

参考文献

[1] 山岸、加藤、永石、有阪、宇留賀、塚田　日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　I 08

*Yusuke Sagawa[1], Isao Yamagishi[2]
[1]ART kagaku, [2]JAEA

廃ゼオライトの長期保管方策の検討
（13）実規模乾燥試験における水の挙動

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

(13) Behavior of water during full-scale drying test

*有阪　真[1,2]，山岸　功[1,2]，佐藤　博之[1,2]，寺田　敦彦[1,2]

[1]国際廃炉研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構

福島事故汚染水処理で発生する廃ゼオライト吸着塔の長期保管方策検討の一環として、実寸大のSARRY™吸着塔内部試験体を用いて加熱試験を行い、塔内残水の蒸発速度および蒸発経路を推定した。

キーワード：廃ゼオライト、長期保管、残水

1. 緒言

放射性 Cs を吸着した廃ゼオライト吸着塔の保管評価において、塔内に残留する洗浄水（残水）は水素発生や腐食発生の原因となる。しかし、残水の蒸発・凝縮挙動は、塔内配管等の構造的な影響が大きいため、実寸大の試験が求められていた。崩壊熱による発熱分布を複数ヒータで模擬し、残水の蒸発速度を測定した結果について報告する。

2. 試験方法

SARRY™ 試験体にゼオライト吸着材（UOP 製 IE96）と模擬残水（NaCl 水、Cl 濃度 44.8 [mg/L]）を充填し、残水の液位が、試験体内面底部から 45.2 [cm]になるまで排水管から吸引排水した。試験体内の自由水量（ゼオライト細孔水 19.6wt%を除く）は約 330 [kg]と見積もられる。ヒータ位置等を図 1 に示す。ヒータの投入電力（出力）は、各周囲ヒータに対して中心ヒータの出力が 2 倍となるように制御し、51 日間（2018/11/6-2018/12/27）の連続加熱後、翌日全配管を閉止して放冷した。加熱中の平均出力は 685 [W]であった。蒸発量は、試験体重量の差から求めた。台秤の規格が 1 [kg]刻みのため、表示が切替わるまで重りを追加し、新表示値から追加重量を差し引く（差分法）ことにより蒸発量を高精度で測定した。蒸発経路特定のため、試験体内の上部空間へ He ガスを注入し、給水管とベント管内の He 濃度変化を測定した。試験体内外の温度は 1 分毎に計測した。

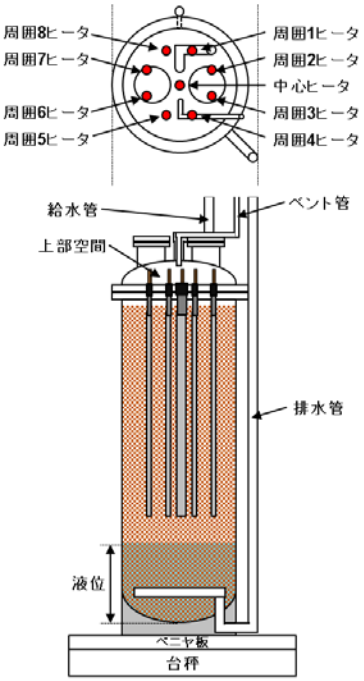


図1　SARRY吸着塔内部試験体

3. 試験結果・考察

【蒸発経路】He ガスは、給水管から高濃度で検出されたが、ベント管では検出されなかった。排水管は残水で閉塞しているため、蒸発経路を給水管（開口面積：2181 [mm^2]）と推定した。開口面積/蒸発面積比 0.0035 は小規模試験[1]と同程度である。

【蒸発速度】図 2 に蒸発量の測定値を○印で示す。この測定値は、計測器ケーブルによる張力等の影響を含む。加熱初期と放冷中に同程度増減したが、51 日間の加熱による蒸発量の暫定値は 2218 [g]であった。ケーブルを外して張力がかからない状態で測定した最終的な蒸発量は 2025 [g]であり、差分法の誤差（100 [g]以内）を考慮した平均蒸発速度 3.9×10^1 [g/day]を得た。小規模試験で得た蒸発速度実験式[1]による推定値を実線で示す。同式に開口面積(2181 [mm^2])と温度(試験体内上部ガス温度、40℃以下）を入力して 1 分間の蒸発量を求め、経過時間で積算したところ 2068 [g]であり、測定値と一致した。給水管開口部の相対湿度が 95%を超えた 3 日目を試験体内が水蒸気飽和した時点と仮定した推定値（破線）は、測定値の増加傾向と一致した。

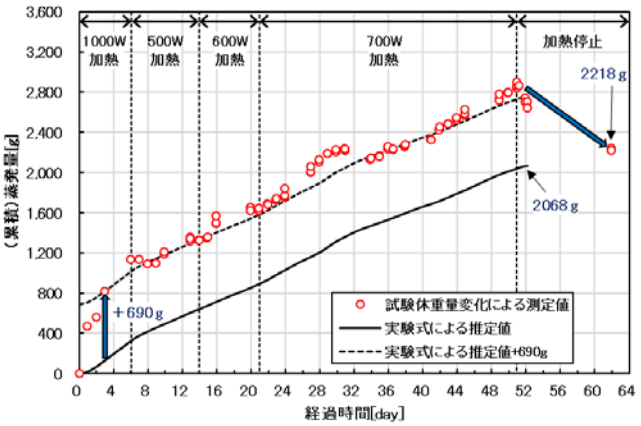


図2　SARRY吸着塔内部試験体からの蒸発量

本成果は、経済産業省／平成 28 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分技術に関する研究開発）」による成果の一部である。

参考文献

[1] 佐川、山岸　日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集　「廃ゼオライトの長期保管方策の検討（12）」

*Makoto Arisaka[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2]

[1]IRID, [2]JAEA

廃ゼオライトの長期保管方策の検討

（14）実規模乾燥試験における塩化物イオンの挙動

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
(14) Behavior of chloride ion during full-scale drying test

*山岸　功[1,2]，有阪　真[1,2]，佐藤　博之[1,2]，寺田　敦彦[1,2]
[1]国際廃炉研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構

福島事故汚染水処理で発生する廃ゼオライト吸着塔の長期保管方策検討のため、実寸大の吸着塔内部試験体を用いた加熱乾燥試験を行い、塔内残水の塩化物イオン濃度低下を観察した。

キーワード：ゼオライト、塩化物イオン、腐食、加熱

1. 緒言

放射性 Cs を吸着した廃ゼオライト吸着塔に残留する洗浄水（残水）の性状は、ステンレス製容器の腐食発生評価に必要な情報である。1/4 規模の加熱乾燥試験では、加熱時間とともに残水の塩化物イオン濃度(Cl 濃度)が大きく低下し、ヒータ付近での塩分析出が観察されている[1]。実寸大の試験体を用いた乾燥試験[2] における Cl 濃度の変化について報告する。

2. 試験方法

SARRY™ 試験体にゼオライト吸着材を充填し、模擬残水（NaCl 水、Cl 濃度 44.8 [mg/L]）で満たした後に排水し、内部ヒータで 51 日加熱した[2]。試験体内面底部を 0 [cm]とした残水液位は、排水管内の液位をペリスコープで計測して求めた(図１)。試験体の底部中央と容器壁付近から採水した残水の Cl 濃度は、ICP-OES(真空紫外型)で測定した。

3. 試験結果・考察

残水の液位と Cl 濃度の経時変化を図 2 に示す。加熱前に 45.2 [cm]であった液位は、1000 [W]の加熱で急激に上昇した後、緩やかな上昇となり、加熱停止後に 4 [cm]低下した。液位の上昇は、排水したゼオライト層の温度上昇に伴う水分の蒸発、凝縮、残水への流入の過程において、試験体外へ放出される蒸気量が少ないためと考えられる。加熱停止後の液位低下の要因は、乾燥ゼオライト層による吸い上げが考えられる。壁面、底部中央で採水した残水の Cl 濃度測定値は全体的に低下傾向にあり、容器腐食発生リスクが緩和される傾向を実規模で確認した。加熱初期に凝縮水(純水)が残水へ流入して液位が上昇する塩分希釈効果により、残水全体の平均 Cl 濃度は図中の破線のように低下すると推定される。Cl 濃度の測定値は平均 Cl 濃度よりも低いことから、残水層の上にある排水層へ塩分が移動・析出したことを示唆する。試験体冷却後に底部の採水管(中央)から約 8 [L]ずつ 20 回吸引排水した残水の Cl 濃度は均一(18～19 [mg/L])であり、加熱停止後の残水 Cl 濃度(壁面 20.9 [mg/L]、底部 19.4 [mg/L])と同程度であることから、加熱停止時の垂直方向の残水 Cl 濃度分布は一様であったと考えられる。

残水の温度は、容器底面から 50 [cm] に設置した熱電対で計測した。液位が上昇した 700 [W]加熱の 30 日間において、容器近傍の液温は 17～28℃であり、試験体外気温(8～19℃)と同様に昼夜変動がみられた。

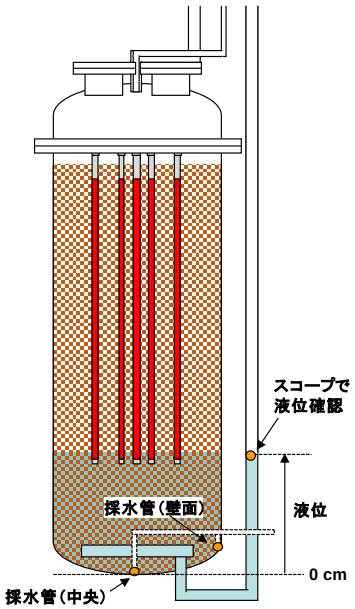


図１　残水と液位の計測位置

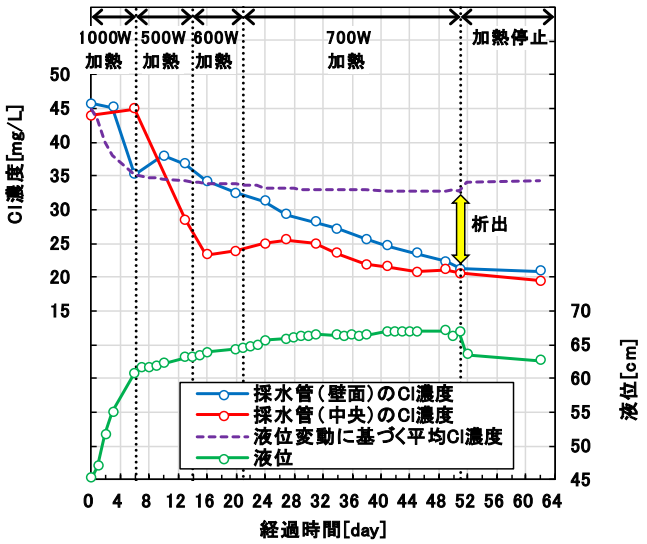


図２　残水の液位と Cl 濃度の変化

本成果は、経済産業省／平成 28 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分技術に関する研究開発）」による成果の一部である。

参考文献

[1] 宇留賀、塚田、山岸、寺田　日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　I 09
[2] 有阪、山岸、佐藤、寺田　日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集　「廃ゼオライトの長期保管方策の検討（13）」

*Isao Yamagishi [1,2], Makoto Arisaka [1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2]
[1]IRID, [2]JAEA

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

[1B04-07] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 2

Chair:Yoshihisa Kaneda(THC)

Wed. Sep 11, 2019 10:50 AM - 12:00 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B04] Gas diffusion effect on H_2 release caused by water radiolysis in geopolymers

*Vincent Cantarel[1], Makoto Arisaka[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[1B05] Hardness in Electron Irradiated Metakaolin Based Geopolymer

*Thi-Chau-Duyen Le[1], Hysayuki Suematsu[1], Isamu Kudo[2,3], Thi-Mai-Dung Do[1], Tadachika Nakayama[1], Koichi Niihara[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology, 2. Technology Development Center, Nagaoka University of Technology, 3. ADVAN ENG. co.,ltd)

11:05 AM - 11:20 AM

[1B06] Study on Solidification of Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment by Geopolymer

*Keisuke Tanizawa[1], Isamu Kudo[1], Hayato Maruyama[1], Hisayuki Suematsu[2] (1. ADVAN ENG. co., ltd., 2. Nagaoka University of Technology)

11:20 AM - 11:35 AM

[1B07] Study of Zeolite Mixing Ratio on Cement Solidification of Cesium-Adsorbed Zeolite

*Kazuhito Niwase[1] (1. NIT,Hachinohe College)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Gas diffusion effect on H_2 release caused by water radiolysis in geopolymer

*Vincent Cantarel[1], Makoto Arisaka[1], Isao Yamagishi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

The hydrogen production of geopolymers under gamma irradiation was evaluated and confronted to a model considering hydrogen production, its diffusion and potential recombination reactions. We were able to highlight the importance of hydrogen diffusion and recombination to predict the hydrogen explosion risk accurately [1]. An experiment is planned in FY2019 for its demonstration in collaboration with French CEA.
Keywords: geopolymer, radiolysis, hydrogen, diffusion, waste treatment

1. Introduction

Hydrogen gas production of a wasteform is an important factor to assess the risk caused by the treatment of nuclear waste. Although geopolymers gained interest in the past years for nuclear waste treatment [2], present an important amount of water, and may release hydrogen by radiolysis. When radiolysis occurs, the phenomena usually considered are the energy absorption by the wasteform, and a complex system of chemical reactions. In usual conditions, the hydrogen is transferred to gas phase faster than it is produced (released by the sample, creation of bubbles, cracks etc…). When released in gas phase, the hydrogen can hardly react, it is thus linearly produced and a G value can be measured or estimated, independent of the sample size, provided the total amount of gas is taken into account. However, when produced in the a porous solid the hydrogen must diffuse to gas phase and could only form a bubble inside the material if the local hydrostatic pressure was sufficient to overcome the capillary pressure. Being able to accumulate in liquid phase the radiolytic yield becomes dependent of the sample size and diffusive properties.

2. Model and Experimental Results – Irradiation of geopolymers

Under ^{60}Co irradiation, the hydrogen production yield was measured for water saturated geopolymer of different size to increase the diffusion length for the gas (Figure 1). From powder to 40 cm high cylinders a strong decrease of the hydrogen yield was measured, even after the hydrogen trapped inside the sample was allowed to diffuse out of the matrix. With f a function representing the hydrogen concentration, it was found that approximation of the solution of equation 1 allows to predict the hydrogen of all samples with a reaction constant of $6.10^{-4}\ s^{-1}$, all other parameters (P and D) fixed on literature values. However, if these equation allows to predict accurately the hydrogen production after experimental irradiation the recombination should be indubitably observable during the irradiation using *in situ* gas measurements.

$$\frac{\partial f}{\partial t} = P - kf + D\frac{\partial^2 f}{\partial x^2} \quad (1)$$

3. Conclusions

When the sample is large, the H_2 accumulates in the sample because of its low diffusion constant and is available for recombination reactions, making the global yield a lot lower than powdered samples. In this presentation, these results will be presented alongside with other literature result that could be explained by similar mechanism. Finally, the plan to investigate further the recombination with *in situ* measurements throughout a collaboration with French CEA will be developed

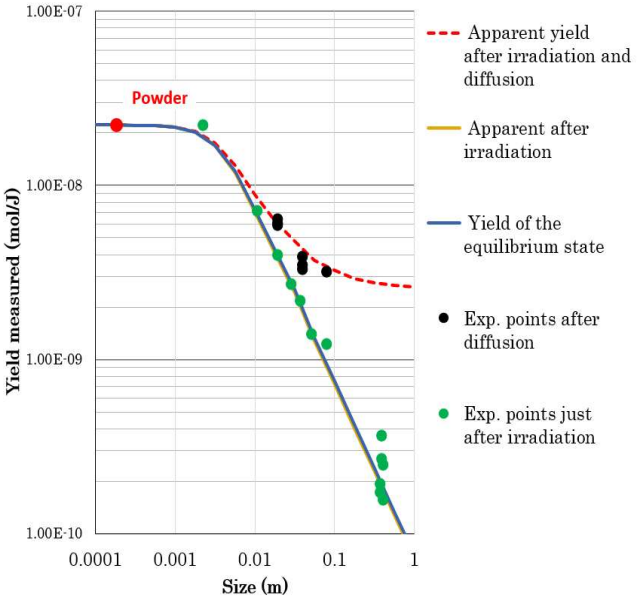


Figure 1 : Hydrogen production of geopolymers samples of different sizes and model predictions

References

[1] Cantarel, V.; Arisaka, M.; Yamagishi, I. *On the hydrogen production of geopolymer wasteforms under irradiation* J. Am. Ceram. Soc. 2019 00:1–11. https ://doi.org/10.1111/jace.16642

[2] Cantarel, V.; Motooka, T.; Yamagishi, I. *Geopolymers and their potential applications in the nuclear waste management field; A Bibliographical study*- JAEA-Review 2017-014

Hardness in Electron Irradiated Metakaolin Based Geopolymer

*Thi-Chau-Duyen Le[1], Hisayuki Suematsu[1], Isamu Kudo[2,3], Thi-Mai-Dung Do[1], Tadachika Nakayama[1], and Koichi Niihara[1]

[1]*Extreme Energy and Density Research Institute, Nagaoka University of Technology*

[2]*ADVAN ENG. co.,ltd* [3]*Technology Development Center, Nagaoka University of Technology*

Abstract

Metakaolin based geopolymer was irradiated at room temperature by a DC electron accelerator. Up to 1 MGy, the hardness was not changed remarkably. The present results indicate the stability of metakaolin based geopolymer for applications in hydrogen recombination catalyst supports.

Keywords: geopolymer, irradiation, hardness.

1. Introduction

After the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, the radioactive slurry is generated and will be stored in containers. In a stable storage of the radioactive slurry, the radiolysis may cause a hydrogen explosion. In aims to control the generated hydrogen, a recombination catalyst which should be developed at low cost and stable over a long period of time is required. To meet this demand, novel hydrogen catalysts with known convection properties are being developed [1]. One of candidate supports for the catalyst is geopolymer, which has been developed for nuclear waste containment applications [2]. In this work, crack-free geopolymer samples were synthesized successfully and irradiated by the continuous electron beam accelerator to investigate the effect of irradiation on the hardness of samples.

2. Experimental

Metakaolin and potassium based geopolymers with molar ratio Al:Si:K:H_2O= 1:2:1:8 were fabricated. At first, potassium silicate solution, deionized water, and potassium hydroxide were mixed. Then, metakaolin and micro silica powders were mixed with the above solution for 4 minutes. The slurry was poured into a polypropylene cylindrical cup. The geopolymers were cured at 40^0C with a cap for 5 days, demolded on the 7^{th} day and put in the ambient atmosphere until the 28^{th} day.

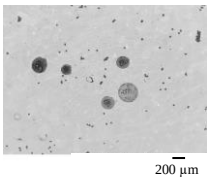
The hardness of geopolymer samples was measured after ground and polished by a diamond paste to become mirrors. Vickers indenter was loaded at 1 kgf for 15 s with 12 measurements for every sample.

Irradiation test by the continuous electron beam accelerator at Takasaki, JAEA with an energy of 2 MeV and a current of 0.2 mA.

3. Results and Discussion



(a)



(b)

Fig. 1. Body (a) and SEM (b) photograph of samples.

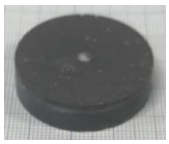


Fig. 2. Cut sample after polishing.

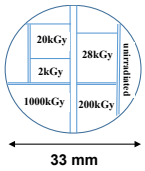


Fig. 3. Cutting sample into 6 parts.

Table 1. Relation of the irradiation time and absorption dose.

Dose (kGy)	2	20	28	200	1000
Time (s)	7	70	98	699	3497

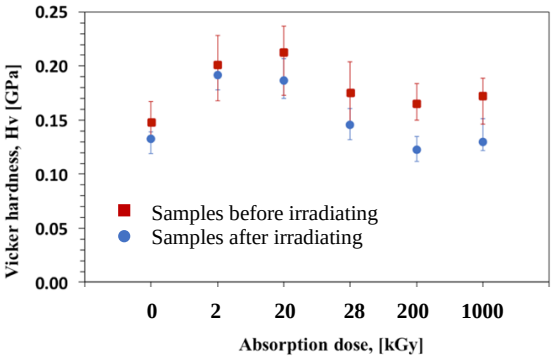


Fig. 4. Vickers hardness before and after irradiating.

It is observed from Fig. 1 that there was no crack on the geopolymer sample with a composition of 1:2:1:8. This best sample was cut into a thickness of 10 mm from the bottom and polished (Fig. 2). After that, it was cut into 6 parts for irradiation (Fig.3). Table 1 shows the irradiation time of every absorption dose from 2 to 1000 kGy.

Figure 4 reveals the Vickers hardness of samples before and after the irradiating. As can be seen from the graph the cut samples before irradiating have different hardness values. The hardness of all samples decreased slightly after irradiation, but within the error bars except for 200 kGy. Therefore, the continuous beams did not affect significantly on the hardness of these geopolymer samples.

4. Conclusions

In this study, the crack free geopolymer samples with molar ratio Al:Si:K:H_2O= 1:2:1:8 were irradiated with a continuous electron beam to investigate the effect of irradiation on the hardness of geopolymer samples. The hardness of samples was changed negligibly. The pulsed electron beams with various absorption doses will be applied on the same molar ratio samples to compare with the result of the continuous electron beam.

References

[1] K. Takase, et al. Atomic Energy Society of Japan; 2018 (AESJ-Conf 2018 - Annual Meeting).

[2]V. Cantarel, T. Motooka, I. Yamagishi. JAEA Review 2017-014.

ジオポリマーを用いた汚染水処理二次廃棄物の固化に関する研究

Study on Solidification of Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment by Geopolymer

*谷澤 圭佐[1]、工藤 勇[1]、丸山 隼人[1]、末松 久幸[2]
[1]アドバンエンジ、[2]長岡技科大

福島第一原子力発電所の汚染水処理に伴い発生する高線量の二次廃棄物に対する安定化処理を目的とした、ジオポリマーによる固化技術の実用化に向けた検討を行った。模擬廃棄物として鉄共沈スラリーと炭酸塩スラリーを作製し、ジオポリマーとの混練によって得られた固化体物性の評価結果について報告する。

キーワード：ジオポリマー、固化、汚染水処理二次廃棄物、鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー

1. 緒言

汚染水処理設備から二次廃棄物として発生する鉄共沈スラリー（IS）や炭酸塩スラリー（CS）は、高線量で水分を多く含むことから、長期保管時の漏洩リスクが高く、水の放射線分解による多量の水素発生が懸念される。無機の高分子材料であるジオポリマーは、一般的に放射性廃棄物の安定化処理に用いられるセメントに比べて耐熱性が高く、構造中に水を含まないため、ジオポリマーを固化材として使用することで保管時の安全性向上が期待される。そこで本研究では、固化材として適するジオポリマーの組成を検討し、固化対象を模擬したスラリーを作製し、固化体の作製・評価を行った。

2. 実験

基材のシリカフューム、メタカオリンにケイ酸カリウム水溶液及び水酸化カリウムを混合し、ジオポリマーを作製した。原料組成を変えて作製した複数のジオポリマー試料に対し、一軸圧縮強度試験及びANSI/ANS-16.1 に基づく元素浸出試験を行い、固化材料として最適な組成を選定した。固化対象物として試薬から模擬 IS 及び模擬 CS を作製し[1]、ジオポリマーに添加した固化体を作製した。得られた固化体の14 日養生後の一軸圧縮強度と Sr の溶出性を評価した。

3. 結果

図 1 に模擬 IS と模擬 CS を固化したジオポリマー固化体の外観を示す。図 2 に示す圧縮強度試験の結果より、模擬廃棄物添加のないジオポリマーでは 34.7MPa を示し、固化体においては模擬 IS、CS 共にスラリー添加率 10wt%で 15MPa 以上の強度が得られた。浸出試験後の ICP-MS 測定により算出した Sr の浸出率は Leachability Index (ANSI/ANS-16.1 における浸出性係数)で 15 以上であった。

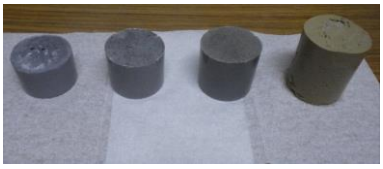


図 1.固化体試料外観

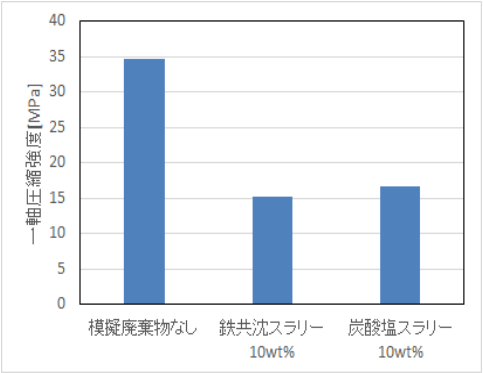


図 2. ジオポリマー及び固化体の強度

4. 結論

模擬廃棄物スラリーのジオポリマー固化体を作製し、その性能を評価した。15MPa 以上の強度を示し、耐浸出性に優れる固化体が得られた。今後、固化体中の廃棄物添加率の増加及び固化後に残留する水分の乾燥方法について開発を進める。またパイロットサイズの試験装置による固化体の作製と評価を行う。

本研究の一部は新潟市産業振興財団の補助を受けて実施した。

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構 平成 27 年度「汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮廃液の安全な長期貯蔵・処理・処分のための脱水固定化技術の開発」成果報告書

---

*Keisuke Tanizawa[1], Isamu Kudo[1], Hayato Maruyama[1], Hisayuki Suematsu[2]
[1]ADVAN ENG, [2]Nagaoka University of Technology

セシウム吸着ゼオライトのセメント固化におけるゼオライト混合比の検討

Study of Zeolite Mixing Ratio on Cement Solidification of Cesium-Adsorbed Zeolite

*庭瀬 一仁[1]，今淵 敦史[1]，酒井 大誠[1]

[1]八戸工業高等専門学校

福島第一原子力発電所の放射性汚染水処理の二次廃棄物として発生するセシウム吸着ゼオライトの処分方法の確立を目的に、ゼオライトを混合したセメント固化体の減容効率と強度特性について検討を行った。結果、セメント固化体は、ゼオライトが固化体の体積の 3/4 を占めるの配合でも、低レベル放射性廃棄物の廃棄体に要求される圧縮強度が得られることを確認できた。

キーワード：セシウム吸着ゼオライト，セメント固化，放射性廃棄物処分，フライアッシュ，圧縮強度

1. 緒言

本研究では、セメント固化技術の実現性検討に向け、ゼオライトを混合したセメント固化体のゼオライト混合比について検討した。実施した試験は、ゼオライト混合率の最大化を目的とし、セメントペーストとの体積比率を 50~150%（混和剤無）と 150~300%（混和剤有）となるようにゼオライト混合比を設定し、フロー試験と圧縮強度試験を行った。使用材料は、普通ポルトランドとフライアッシュを併用し、3 種類の化学混和剤（MG,ME（高性能 AE 減水剤），MXS（硬化促進剤））を用いた。供試体の作製は、模擬ドラム缶内で直接ミキシングするインドラム方式で作製した。

2. 実験結果

2-1. フロー試験

フロー試験結果を図-1 に示す。ゼオライト混合率（セメントペーストに対する体積比）は、大きくなるほどフレッシュ性状が損なわれ、フロー値 150 mm を満足する 200%が確実な充填性を得られる最大値と考えられる。

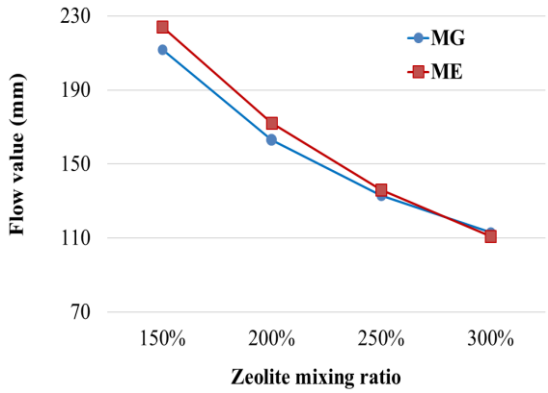


図-1　フロー試験結果（混和剤有）

2-2. 圧縮強度試験

圧縮強度試験の結果を図-2 に示す。圧縮強度は、ゼオライト混合率 300%までの全ての配合において、3 日材齢時点で 1.5 N/mm^2 を確保した。しかし、圧縮試験後の破壊面を観察すると、ゼオライト混合率 250%および 300%の供試体には、粗大な気泡が複数存在した。

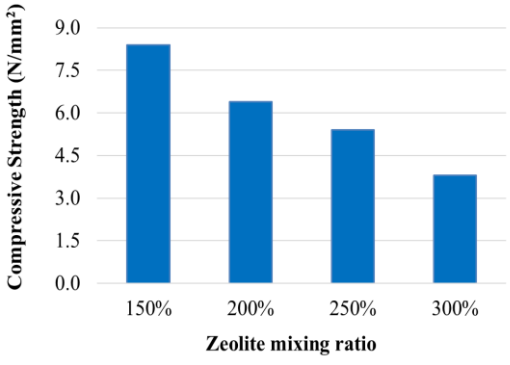


図-2　圧縮強度試験結果（混和剤有）

3. 結論

ゼオライトを混入したセメント固化体は、十分な強度を有し、フレッシュ性状も良好であった。

謝辞：本研究の一部は，科学研究費（基礎研究(C)(17K07015)）を受けて行ったものである。

参考文献：馬渡大壮、庭瀬一仁、佐藤正知：セシウム吸着ゼオライトのセメント固化技術における早強セメントとフライアッシュ併用系充填材の物性評価、セメント・コンクリート論文集、Vol. 71, Mar. 2018

* Kazuhito Niwase[1], Atsushi Imabuchi[1] and Taisei Sakai[1]

[1] National Institute of Technology, Hachinohe College

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

[1B08-10] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 3

Chair:Tsuyoshi Arai(Shibaura Inst. of Tech.)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B08] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Jun KATO[1,2], Takumi TANIGUCHI[1,2], Masahiro NAMIKI[1,2], Ken IMAIZUMI[1,2], Toshiharu TERASAWA[1,2], Takeshi OSUGI[1,2], Tomoyuki SONE[1,2], Osamu NAKAZAWA[1,2], Ryoichiro KUROKI[1,2], Yoshikazu KOMA[1,2] （1. JAEA, 2. IRID）

2:45 PM - 3:00 PM

[1B09] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Tadafumi Koyama[1], Shizue Furukawa[1], Michio Kikuchi[1], Otsuka Taku[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[2], Osamu Nakazawa[2], Ryoichiro Kuroki[2] （1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[1B10] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Yoshihisa Kaneda[2], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Takumi Taniguchi[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] （1. CRIEPI, 2. Taiheiyo Consultant, 3. JAEA, 4. IRID）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （1）処理に係る課題の検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(1)Examination of Task on processing

*加藤　潤[1,2]，谷口　拓海[1,2]，並木　仁宏[1,2]，今泉　憲[1,2]，寺澤　俊春[1,2]，大杉　武史[1,2]，曽根　智之[1,2]，中澤　修[1,2]，黒木　亮一郎[1,2]，駒　義和[1,2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]国際廃炉研究開発機構

汚染水処理二次廃棄物に対して工学規模で適用性のある処理技術を先行的に明らかにするための取り組みとして、候補技術の絞り込みを実施してきた。本発表では、絞り込んだ候補技術の適用性を評価するために抽出した課題の検討について報告する。
キーワード：福島第一原子力発電所，先行的処理，汚染水処理二次廃棄物、高温処理、低温処理

1. 背景と目的

東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した汚染水処理二次廃棄物は、多種多様かつこれまでに処理実績のない性状を持つ。これらの処理には廃棄体化の実現のみならず、保管管理リスクの低減も求められる。汚染水処理二次廃棄物への適用性を検討する候補技術は、これまでに実施した調査及び試験による技術絞り込みにより、高温処理（ガラス固化及び溶融固化）と低温処理（セメント固化及びAAM（アルカリ活性化材料）固化）とした。これらの技術を対象に廃棄体化を達成するために必要な情報を調査し、適用性評価に向けた技術課題を抽出した。本研究の目的は、抽出した課題の解決手段を検討するために必要なデータを調査及び試験により整備することである。

2. 適用性評価のための課題抽出

適用性評価を実施するために必要なデータである①母材反応性、②熱特性、③ガス発生特性について、各候補技術の既往情報を調査し整理した。その結果、高温処理に関しては、廃棄物混合時の溶融生成物に関する特性情報が不足しており、その取得が必要である。低温処理に関しては、セメント固化について、廃棄物混合時の特性データが、AAM 固化について、固型化材及び廃棄物混合時の特性データがそれぞれ不足しており、その取得が必要である。また、各候補技術に共通して、適用性に関する評価項目の抽出と比較手法の整備等を行う必要がある。抽出された課題についてまとめた結果を表 1 に示す。

3. 抽出した課題の検討結果

表１の共通課題の検討として、各候補技術の基本的な技術情報を調査し、そこから経済性、運転安全性を含む異なる技術間で比較可能な項目を選定し、候補技術に対して比較可能な形に整理した。低温処理の課題のうち、「固型化材自体の基本特性、メカニズム等把握」の検討として、セメント及びAAM を対象に工学的規模での運用を想定した特性（流動性、硬化性、圧縮強度、溶出性、γ線照射による水素発生量、放射線耐性、及び規格性）評価試験並びにシミュレーションによる放射性物質含有廃棄体の温度解析を実施し、不足データを取得した。これらの詳細な検討結果は以降の発表にて報告する。

表１　候補技術の適用性評価に向けて抽出された課題

高温処理（ガラス固化・溶融固化）	低温処理（セメント固化・AAM 固化）	共通
• 廃棄物混合時のガラス特性が維持可能な範囲の特定（ガラス固化） • ガラス特性と同等となる廃棄物混合割合、助剤添加率等の把握（溶融固化）	• 固型化材自体のデータ取得と特性、メカニズム等の把握 • 廃棄物混合時のデータ取得と特性・メカニズムの検証	• 異なる技術を比較評価する項目の抽出と比較手法の整備 • 経済性、運転安定性等異なる技術間で比較可能なデータの取得

本報告には、「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）」として実施した成果の一部を含む。

*Jun Kato[1,2], Takumi Taniguchi[1,2], Masahiro Namiki[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Toshiharu Terasawa[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Tomoyuki Sone[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2], Yoshikazu Koma[1,2],
[1]JAEA, [2]IRID.

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（2）廃棄物固化処理技術抽出のためのアプローチの検討

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

(2) Investigation of approach for selecting solidification techniques applied to contaminated water management waste

古川 静枝[1]，*小山 正史[1]，菊地 道生[1]，大塚 拓[1]，山本 武志[1]，
今泉 憲[2,3]，大杉 武史[2,3]，中澤 修[2,3]，黒木 亮一郎[2,3]
[1]電力中央研究所，[2]国際廃炉研究開発機構，[3]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所において発生する水処理二次廃棄物の処理への適合性等の観点から，実用規模の処理に適用できる見通しを評価する目的で，固化処理技術の評価のアプローチに係わる調査研究を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所，水処理二次廃棄物，固化処理技術，評価アプローチ

1. 緒言

「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(2017)」では，福島第一原子力発電所で発生する水処理二次廃棄物に関して，「2021 年度頃までを目処に，処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得る」としている。このため，放射性廃棄物への適用実績があるガラス固化，溶融固化，セメント固化，AAM(アルカリ活性材料)固化の 4 種の技術を対象に，実用規模レベルの処理に適用できる見通しを評価することを目的とし，評価のアプローチに係わる調査研究を行った。

2. 調査の概要

水処理二次廃棄物として，フェロシアンスラッジ，炭酸塩スラリー，鉄共沈スラリー，ゼオライト類，珪チタン酸塩類等を想定し，ガラス固化，溶融固化，セメント固化，AAM 固化について，既存技術の実績，水処理二次廃棄物への適応性評価，工学的適用性の評価を固化処理技術の型式ごとに行った。表 1 に今回実施した検討の対象技術と調査項目を示す（✔の項目）。工学的適用性については，HIC スラリーを対象とした固化処理プロセス，マテリアルハンドリングなどを具体的に検討し評価した。今後は，表 1 の空欄の技術について検討を広げる予定である。

表 1 本事業におけるアプローチ検討（2018 年度に検討した項目）

分類		固化処理技術型式		調査項目			備考
				既存技術実績	適用性評価	工学評価	
高温処理技術	ガラス固化	流下式	ジュール加熱（LFCM）				
			誘導加熱（AVM, AVH）				
			誘導加熱（CCIM）	－	－	－	別事業
		InCan 式	ジュール加熱（ICV）	✔	✔	✔	
			外部加熱（Dem&Melt）	－	－	－	別事業
	溶融固化	流下式	誘導加熱				
			プラズマ加熱				
		InCan 式	誘導加熱	✔	✔	✔	
低温処理技術	セメント固化	アウトドラム式		✔	✔	✔	
		インドラム式		✔	✔	✔	
	AAM 固化	アウトドラム式		×	×	×	実績なし
		インドラム式		✔	✔	✔	

※本研究は，平成 29,30 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）」によって実施したものです。

Shizue Furukawa[1], *Tadafumi Koyama[1], Michio Kikuchi[1], Taku Otsuka[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[2], Osamu Nakazawa[2] and Ryoichiro Kuroki[2]
[1]CRIEPI, [2]IRID/JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（3）低温固化処理材料に関する特性評価研究の概要

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

(3) Outline of characteristics evaluation study on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*菊地 道生[1]，山本 武志[1]，大塚 拓[1]，川戸 陸也[1]，金田 由久[2]，柴田 真仁[2]，芳賀 和子[2]，谷口 拓海[3,4]，大杉 武史[3,4]，黒木 亮一郎[3,4]

[1]電力中央研究所，[2]太平洋コンサルタント，[3]日本原子力研究開発機構，[4]国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理により生じる廃棄物に対する、低温固化処理技術の適用性評価に利用するデータの取得を目的として実施した、セメント固化体および AAM（アルカリ活性化材料）固化体の特性評価研究の概要を紹介する。

キーワード：セメント固化，AAM 固化，ジオポリマー

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故で発生する水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用できる処理技術を抽出する手法の構築に資するため、国内外において放射性廃棄物への適用実績がある高温系・低温系固化処理技術について、各種廃棄物への適用性評価に必要なデータの取得・評価が必要である。そこで、低温系固化処理材料であるセメント固化体および、AAM 固化体の基本特性データの取得を目的とし試験を行った。

2. 試験概要

セメント固化体は、研究用普通ポルトランドセメントと純水を用い、水セメント比 45%とし製造した。AAM 固化体は、メタカオリンと高炉スラグ微粉末の混合割合（質量比）を、10：0、8：2、6：4 とした 3 種類の粉体および，水ガラスと NaOH を純水に溶解し調整したアルカリ水溶液を使用し、計 3 種類製造した。配合に関して、粉体配合 3 種類毎に、固化体中 Si/Al モル比が 1.8(mol/mol)となるよう水ガラス添加率を設定し、セメント固化体と同等の流動性および凝結性状となるよう水粉体比と NaOH 添加率を設定した。主な評価特性は、混練後の流動性と凝結性状、固化後の圧縮強度、細孔径分布、構成相、溶解挙動である。

3. 結果概要

結果の一例として、各種固化体における圧縮強度の経時変化を図 1 に示す。図より、AAM 固化体は、セメント固化体に比べ初期強度発現性に優れることを確認した。今後は模擬廃棄物を混合した試験体を作製し、同様のデータを取得・評価する予定である。

※本研究は、平成 29,30 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）」によって実施したものです。

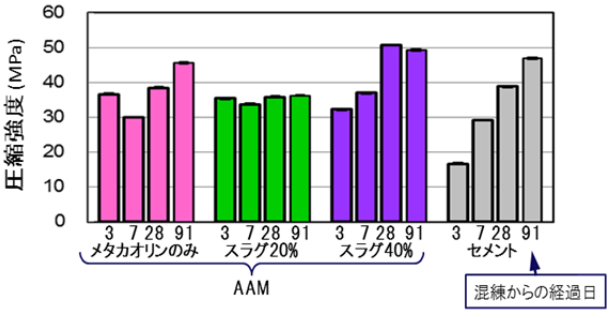


図 1　各種固化体における圧縮強度の経時変化

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Yoshihisa Kaneda[2], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Takumi Taniguchi[3,4], Takeshi Osugi[3,4] and Ryoichiro Kuroki[3,4]

[1]CRIEPI, [2]Taiheiyo Consultant, [3]JAEA, [4]IRID.

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

[1B11-13] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 4

Chair:Takatoshi Hijikata(CRIEPI)

Wed. Sep 11, 2019 3:35 PM - 4:25 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B11] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Hagag[1], Masahito Shibata[1], Mebae Kuranaga[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Jun Kato[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2. CRIEPI, 3. JAEA, 4. IRID)

3:35 PM - 3:50 PM

[1B12] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Takumi Taniguchi[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Masahiro Namiki[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Yoshihisa Kaneda[4], Kazuko Haga[4] (1. JAEA, 2. IRID, 3. CRIEPI, 4. Taiheiyo Consultant)

3:50 PM - 4:05 PM

[1B13] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshihisa Hiraki[1,2], Toshiharu Terasawa[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Takumi Taniguchi[1,2], Jun Kato[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Tomoyuki Sone[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

4:05 PM - 4:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（4）低温処理材料の溶解挙動の評価

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

(4) Evaluation of dissolution behavior on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*金田 由久[1]，芳賀 和子[1]，柴田 真仁[1]，藏永 萌[1]，菊池 道生[2]，山本 武志[2]，
加藤 潤[3,4]，大杉 武史[3,4]，黒木 亮一郎[3,4]
[1]太平洋コンサルタント，[2]電力中央研究所，[3]日本原子力研究開発機構，[4]国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物をセメント等で低温固化処理する場合の基礎データを取得する目的で、セメント及びAAM（アルカリ活性化材料）の試験体を作製し、溶出試験を行った。
キーワード：セメント固化，AAM固化，平衡溶解試験，非平衡溶解試験，固体NMR

1. 緒言　福島第一原子力発電所から発生する廃棄物の処理対策では、その性状を踏まえて安全かつ合理的な保管・管理及び先行的に処理方法を選定することになっている。これを目標として通常の原子炉施設の運転廃棄物等の処理で実績がある固化処理技術の適用性の見通しを得るため、セメント材料と海外で実績のあるAAMの基礎データを取得する試験を行った。本報告では、水と接触する環境下における固化体の長期変質を評価する目的で、セメントとAAM固化体の溶解試験を実施した結果の一部を紹介する。

2. 実験　普通ポルトランドセメント(OPC）固化体（水セメント比0.45)1種類、メタカオリン（MK）と高炉スラグ（BFS）に水ガラス、水酸化ナトリウム、水を加えてAAM固化体（MK：BFS混合比100：0、80：20、60：40、それぞれM、MB20、MB40とする）を3種類作製した。養生は20℃封緘環境で28日間とした。溶解試験は、100μm以下に調製した粉末試料を純水に浸漬した平衡溶解試験（浸漬期間28日、液固比＝10～2000）と20×20×40 ㎜のバルク試料（20×20 ㎜の1面開放）を純水に浸漬した非平衡溶解試験（週1回溶液交換で最長26週間、500ml/1試料）を実施した。所定期間経過後、液相のpH、化学組成を分析し、固相はX線回折試験、固体NMR、バルク試料では空隙率、EPMAの測定を実施した。

3. 結果　平衡溶解試験後試料の固相組成を図-1に示す。OPCの溶解は従来の知見[1]と同様にCaが主な溶解成分であり、Si等の溶解は限定的だった。一方、AAM（M）固化体からは、Naのほかに骨格であるSiとAlも溶解していた。液固比100～2000の溶解試験後固相のNa/Alモル比は1.1、Si/Alモル比は1.75程度と、液固比による変化はなく、OPCとは異なりAAM(M)固化体は調和的に溶解していると考えた。これまでAAM固化体の溶解に関する知見は殆どなく、本研究で得られた結果は固化処理技術の適用性を見通すための重要なデータだと考えている。

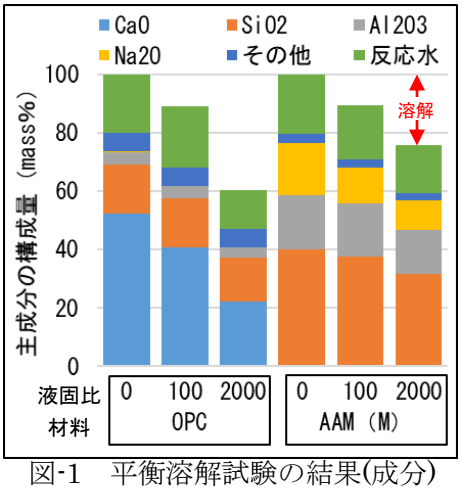


図-1　平衡溶解試験の結果(成分)

本研究は、平成29,30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）」によって実施したものです。

参考文献　[1] U.R.Berner:Modelling the incongruent dissolution of hydrated cement minerals., Radiochemica Acta, 1988, 44/35,

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Haga[1], Masahito Shibata[1], Mebae Kuranaga[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2],
Jun Kato[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4],
[1]Taiheiyo Consultant, [2]CRIEPI, [3]JAEA, [4]IRID

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（5）低温処理材料の照射試験

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

(5) Gamma-ray irradiation test on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*谷口 拓海[1,2]、今泉 憲[1,2]、並木 仁宏[1,2]、大杉 武史[1,2]、黒木 亮一郎[1,2]、
菊地 道生[3]、山本 武志[3]、金田 由久[4]、芳賀 和子[4]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 国際廃炉研究開発機構、[3] 電力中央研究所、[4] 太平洋コンサルタント

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物をセメント等で低温固化処理する場合の基礎データを取得する目的で、セメント及び AAM（アルカリ活性化材料）の試験体を作製し、照射試験を行った。試験概要及び得られた結果の一部を紹介する。

キーワード： γ線照射試験，G 値，セメント固化，AAM 固化，水素発生

1. 緒言

セメント固化は、経済性に優れ、低レベル放射性廃棄物に対して多くの処理実績を有するが、福島第一事故廃棄物の中にはセメント固化に不適な性質を有するものも多いと見込まれている。Si-Al 系粉体とアルカリ水溶液の反応により固化組織を形成する AAM を用いた固化は、セメント固化と同様に低温固化技術であることから、溶融固化等高温処理技術に比べ経済性に優れ、さらにセメント固化体とは異なる物理化学的特性を有することが報告されている[1]。このため、セメント固化が不適な廃棄物に対して適用可能な固化技術として、期待が持たれる。しかし、材料・配合が AAM 固化体の特性に及ぼす影響について未だ不明な点が多いため、本研究では AAM 固化体自体の特性把握のため、廃棄物を混合せず、各種材料・配合条件で作製したセメント及び AAM 固化体を対象とし、γ線照射試験を行った。

2. 実験

施工性が確保可能な材料・配合範囲でメタカオリンと高炉スラグの混合割合を変化させ、AAM 固化体（M、MB20、MB40）および、比較用のセメント固化体（OPC）を作製した。それらを密閉可能な SUS 製容器に入れ、γ線照射試験を行った。

3. 結果

水素ガスの発生量は図 1 に示す通り、積算線量の増加に従い、増加する傾向がみられた。G 値と自由水量が比例するという報告例もあるが、本試験においては明確な関係は見いだせず、0.02～0.37 の間でばらついた値となった。一部の AAM 固化体では、OPC と比較して自由水量が多いながらも、小さい G 値となるものもあった。

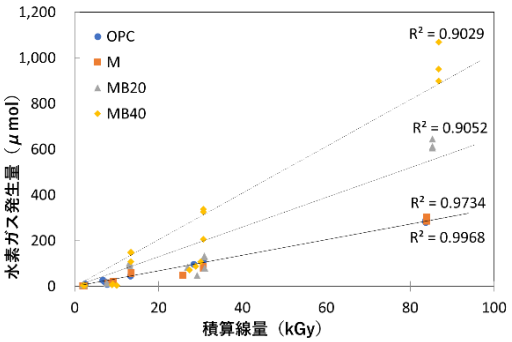


図 1. 積算線量に対する水素ガス発生量

参考文献

[1] Provis, L.J. (2014) Alkali-activated materials. Vol.1

本研究は、平成 29 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）」によって実施したものである。

---

*Takumi Taniguchi[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Masahiro Namiki[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Yoshihisa Kaneda[4] and Kazuko Haga[4]

[1] JAEA, [2]IRID, [3]CRIEPI, [4]Taiheiyo Consultant.

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（6）シミュレーションによる廃棄物中核種インベントリと廃棄体温度の解析

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

(6) Numerical simulation analysis of relationships between nuclide inventory and solidified body temperature

*平木 義久[1,2]，寺澤 俊春[1,2]，今泉 憲[1,2]，谷口 拓海[1,2]，加藤 潤[1,2]，大杉 武史[1,2]，
曽根 智之[1,2]，中澤 修[1,2]，黒木 亮一郎[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所(1F)の汚染水処理から発生する廃棄物を、セメント等で固化処理する場合の放射性核種濃度による上限値を評価する目的で、固化する放射性核種量と廃棄体温度の関係について、放射線輸送コード及び熱解析コードを用いた解析を行った。試験概要及び得られた結果の一部を紹介する。

キーワード：シミュレーション，インベントリ，セメント固化，AAM 固化，温度制限値

1. 緒言

1F の廃炉作業では、多種多様な性状を有した固体廃棄物が大量に発生し、その処理処分が課題である。廃棄物の安定保管と廃棄体化の実現の両方を兼ねた処理に適用可能な技術の抽出を行う上で、廃棄体仕様の設定に必要なデータの取得が求められている。本研究では、廃棄体の発熱影響に着目し、廃棄体に含有させる放射能の上限値を明らかにする。放射線輸送は PHITS コードを、熱伝搬は COMSOL コードを用いて計算した。このコードを組み合わせて、廃棄物に含まれる放射能による廃棄体の発熱量を計算し、廃棄体中の放射能量と廃棄体温度の関係を評価した。

2. 解析概要

解析条件は、廃棄物保管容器として 200L 鋼製オープンヘッドドラム缶を、固形化材料として普通ポルトランドセメントを設定した。解析対象の放射性核種は、1F の汚染水処理二次廃棄物である炭酸塩スラリーに含まれる主要な核種の Cs-137、Sr-90、Co-60 とした。放射能量の解析範囲は、1.0×10^{11} から 1.0×10^{17} とした。

3. 解析結果

単核種(Cs-137、Sr-90、Co-60)の放射能量による廃棄体中の温度変化は、図 1 に示すようになった。温度制限値は、熱変質によりセメント系材料の放射性核種の収着性が低下するとされる 65℃とした。この温度を超える放射能量(Bq/本)は、Cs-137 で 1.0×10^{14} オーダー以上、Sr-90 で 1.0×10^{15} オーダー以上、Co-60 で 1.0×10^{13} オーダー以上となった。この結果から、炭酸塩スラリーの実測値[1]を基に、50wt%添加した場合に相当する放射能が廃棄体に含有されていると想定したときのインベントリは、Cs-137 は 4.1×10^{8}Bq/本、Sr-90 は 1.9×10^{12}Bq/本となり、これを図 1 に当てはめると温度上昇はないことが確認された。

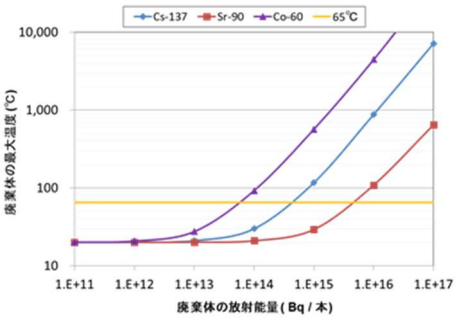


図 1　放射能量による廃棄体温度の変化

参考文献

[1] 浅見ら (2017)：東京電力福島第一原子力発電所において採取された汚染水および瓦礫等の分析データ集、DOI:10.11484/jaea-data-code-2017-001

本研究は、平成 29 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）」によって実施したものです。

*Yoshihisa Hiraki[1,2], Toshiharu Terasawa[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Takumi Taniguchi[1,2], Jun Kato[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Tomoyuki Sone[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2]
[1]JAEA, [2]IRID

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

[1B14-16] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 5

Chair:Jun KATO(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 5:10 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B14] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

*Tsuyoshi Arai[1], Fumihiro Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Ohnishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. Shibaura Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Union Showa K.K.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1B15] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

*Fumihiro Kato[1], Tsuyoshi Arai[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Ohnishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA, 3. UNION SHOWA)

4:40 PM - 4:55 PM

[1B16] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

*Akane Usui[1], Kosuke Tanaka[1], Takashi Onisi[1], Tsuyoshi Arai[2], Fumihiro Kato[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech, 3. UNION SHOWA)

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発 （2）研究概要

Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization
(2) General description of the research

*新井 剛[1]，加藤 史大[1]，薄井 茜[2]，大西 貴士[2]，田中 康介[2]，松倉 実[3]，三村 均[3]
[1]芝浦工業大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]ユニオン昭和株式会社

福島第一原子力発電所の汚染水処理で排出されるCsを吸着した使用済みゼオライトの無加圧・無圧縮による焼結固化法の研究概要，これまでに得られた研究成果の概略，今後の研究課題等について報告する．

キーワード：焼結固化，使用済みゼオライト，ポルサイト，汚染水処理，福島第一原子力発電所

1. 緒言

筆者らは福島第一原子力発電所（1F）の循環注水冷却で使用されたCs等の放射性核種を吸着したゼオライト（使用済みゼオライト）のガラスマトリックスをバインダーとして用いた無加圧・無圧縮による焼結固化技術（以降，焼結固化技術）を提案した[1]．これまでに焼結固化技術開発の基礎試験として，バインダーであるガラスマトリックス選定のための基礎試験，焼結固化体の最適な焼結条件を決定するための基礎試験を実施した．ガラスマトリックス選定のための基礎試験では，代表的なガラスマトリックスを選定し，ガラスマトリックスの熱重量分析，Csを飽和吸着したIE-96（IE-96Cs）と溶融したガラスとの親和性等について検討した．また，焼結固化体の最適な焼結条件を決定するための基礎試験では，焼結温度，Cs吸着量，加熱雰囲気等が化学的安定性に優れたポルサイト（$CsAlSi_2O_6$）の形成に及ぼす影響について基礎的に検討を加えた．本会ではこれまでに得られた研究成果の概略及び今後の研究計画等について報告する．

2. 研究成果の概略

ガラスマトリックス選定のための基礎試験では，代表的なガラスマトリックスとしてケイ酸（SiO_2 -Na_2O-Al_2O_3 系）ガラス，ホウ酸（B_2O_3-Na_2O-Al_2O_3 系）ガラス及びリン酸（P_2O_5-Na_2O-Al_2O_3 系）ガラスを選定し，イメージ炉装置を用いたガラスマトリックスとIE-96Csとの親和性等について検討した．イメージ炉装置では，加熱中の試料をCCDカメラユニットで観察することで，主にガラスの溶融に伴うIE-96Csの形態変化に着目した．一連の試験結果から，イメージ炉装置は高温におけるガラスマトリックスとIE-96Csとの相互作用のその場観察として有効な手段であることが示された．最適な焼結条件を決定するための基礎試験として，IE-96Cs単体を様々な温度条件で加熱し，XRD，組織観察等により相状態を評価した．その結果，化学的に安定なポルサイトの発現条件を明らかにした．本会では，これまでに得られた成果の概略及びこれら研究成果を踏まえた今後の研究計画について報告する．

謝辞

本報告は，日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－共通基盤型原子力研究プログラム－」により実施された平成３０年度「放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発」の成果の一部です．

参考文献

[1] 新井　他：日本原子力学会「2019年春の年会」2B12

*Tsuyoshi Arai[1], Fumihiro Kato[1], Akane Usui[2], Takashi Ohnishi[2], Kosuke Tanaka[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3]
[1]Shibaraura Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Union Showa K.K.

放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発 （3）Cs 飽和吸着ゼオライト及びバインダーガラスの熱処理における形態変化

Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization
(3) Morphological change in the heat treatment of Cs saturated adsorption zeolite and binder glass

*加藤 史大[1]，新井 剛[1]，田中 康介[2]，大西 貴士[2]，薄井 茜[2]，松倉 実[3]，三村 均[3]
[1]芝浦工業大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]ユニオン昭和株式会社

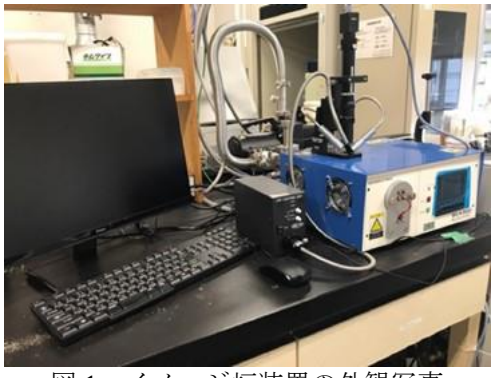
使用済みゼオライト焼結固化技術の開発に資する基礎データ取得の一環として，焼結固化で想定される熱処理中の Cs 飽和吸着ゼオライトとバインダーガラスの形状及び形態の変化をイメージ炉装置で観察した．
キーワード：福島第一原子力発電所，ゼオライト，セシウム，焼結，固化処理

1. 緒言

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）から発生する Cs 等を吸着したゼオライト（使用済みゼオライト）に対して様々な固化処理方法が検討されている．筆者らは，焼成固化法の優れた化学的安定性や減容性，ガラス固化法のゼオライト構成元素とガラスマトリックスの相溶性の利点を融合した焼結固化技術の開発を進めている[1]．焼結固化は使用済みゼオライトにバインダーガラスを添加し熱処理することで Cs を化学的安定性に優れたポルサイト（$CsAlSi_2O_6$）相として固定化した高密度焼結体を得るものである．熱処理中は，使用済みゼオライト及びバインダーガラスの形状が変化するとともに，これらが相互に作用することで形態が変化することが想定される．これらの形態変化の把握は，焼結固化の技術開発に必要不可欠であるが，基礎的知見や実験データが十分に得られていないのが現状である．そこで，焼結固化で想定される熱処理における Cs 飽和吸着ゼオライト（IE-96Cs）及びバインダーガラスの形状及び形態の変化を観察した．

2. 研究成果の概略

バインダーとして，代表的な網目形成酸化物である SiO_2, B_2O_3 及び P_2O_5 を主成分とするガラス（SiO_2-Na_2O-Al_2O_3 系，B_2O_3-Na_2O-Al_2O_3 系及び P_2O_5-Na_2O-Al_2O_3 系）試料を調製し，TG-DTA による熱分析を実施することで熱的安定性に係るデータを取得した．また，これらのガラス試料及び IE-96Cs をイメージ炉装置で加熱し，CCD カメラユニットによるその場観察に供した．ガラス試料単体，IE-96Cs 単体及びこれらの混在試料の加熱試験結果から，イメージ炉装置がバインダーガラスと IE-96Cs との相互作用のその場観察手法として有効であることを確認した．さらに，外観観察及び SEM 観察を実施することで，加熱前後の試料形態の変化を把握した．当日は，これらの基礎データについて紹介する．


図 1　イメージ炉装置の外観写真

謝辞

本報告は，日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－共通基盤型原子力研究プログラム－」により実施された平成３０年度「放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発」の成果の一部です．

参考文献

[1]　新井　他：日本原子力学会「2019 年春の年会」2B12

*Fumihiro Kato[1], Tsuyoshi Arai[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Onishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3] and Hitoshi Mimura[3]
[1]Shibaraura Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Union Showa K.K.

放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発
（4）Cs 飽和吸着ゼオライトの熱処理における相状態変化

Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization
(4) Phase relation in heat treatment of Cs saturated adsorption zeolite

*薄井 茜[1]，田中 康介[1]，大西 貴士[1]，新井 剛[2]，加藤 史大[2]，松倉 実[3]，三村 均[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]芝浦工業大学，[3]ユニオン昭和株式会社

使用済みゼオライト焼結固化技術の開発に資する基礎データ取得の一環として、Cs 飽和吸着ゼオライトの熱処理に伴うポルサイトの発現条件を調査した。

キーワード：福島第一原子力発電所，ゼオライト，セシウム，焼結，固化処理

1. 緒言

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）から発生する Cs 等を吸着したゼオライト（使用済みゼオライト）に対して様々な固化処理方法が検討されている。筆者らは、焼成固化[1]の化学的安定性とガラス固化の操作性を活かし、少量のガラスをバインダーとして添加する使用済みゼオライトの焼結固化技術の開発を進めている[2]。焼成固化の優れた化学的安定性は、ポルサイト（$CsAlSi_2O_6$）の形成に起因する[1]が、その形成挙動には不明な点が多い。そこで、ポルサイトの発現条件を把握するための基礎データ取得の一環として、Cs を飽和吸着させたゼオライトの熱処理における相状態の変化を調査した。

2. 実験方法

実験に供したゼオライトは 1F で使用している IE-96 である。Cs を飽和吸着させた IE-96（IE-96Cs）を調製し、水平差動型示差熱天秤により空気中において所定温度（500、1000、1100、1200 ℃）まで 10 ℃/min で昇温後、炉冷する熱処理を行った。熱処理後の IE-96Cs を粉砕し、X 線回析（XRD）装置により化合物を同定した。また、熱処理した IE-96Cs の一部をステンレス製のマウントへエポキシ樹脂で固定したのちに鏡面研磨し、光学顕微鏡及び SEM による組織観察並びに EPMA による元素分析に供した。

3. 結果

XRD 結果を図 1 に示す。室温から 500 ℃までは IE-96Cs 由来の回折ピークが確認されたが、1000 ℃まで加熱すると回折ピークが消失した。その後、1100 ℃付近から IE-96Cs とは異なる回折ピークが現れ始め、1200 ℃ではポルサイトの由来の回折パターンが明確に確認された。このことから、IE-96Cs の熱処理においては、1100 ℃付近からポルサイトが発現することがわかった。

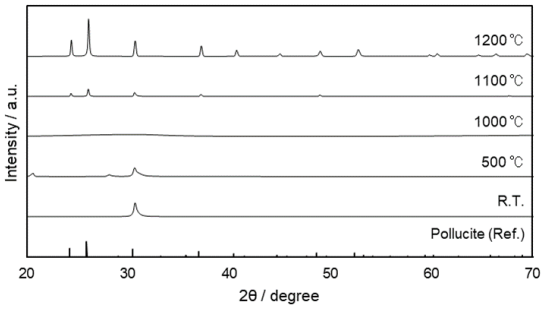


図 1　熱処理後における IE-96Cs の XRD 結果

謝辞

本報告は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－共通基盤型原子力研究プログラム－」により実施された平成３０年度「放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発」の成果の一部です。

参考文献

[1]　菅野　他：日本原子力学会誌 19（1977）113、[2]　新井　他：日本原子力学会「2019 年春の年会」2B12

---

*Akane Usui[1], Kosuke Tanaka[1] Takashi Onishi[1], Tsuyoshi Arai[2], Fumihiro Kato[2], Minoru Matsukura[3] and Hitoshi Mimura[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shibaraura Institute of Technology, [3]Union Showa K.K.

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

[1B17-19] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 6

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 5:10 PM - 6:00 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B17] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

*Ryo Koga[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemittsu[1], Toshiro Oniki[2], Yasutomo Tajiri[2] （1. Kyushu Univ., 2. IHI ）

5:10 PM - 5:25 PM

[1B18] Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)

*Tomoe Takahashi[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1] （1. IHI）

5:25 PM - 5:40 PM

[1B19] Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)

*Ryosuke Ito[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1] （1. IHI）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島汚染水処理で発生する Cs 吸着ゼオライト廃棄物の溶融ガラス固化
(1) 溶融時の Cs 揮発挙動

Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP
(1) Cs volatilization at vitrification process

*古賀 遼[1], 稲垣 八穂広[1], 有馬 立身[1], 出光 一哉[1], 鬼木 俊郎[2], 田尻 康智[2]
[1]九大, [2]IHI

東京電力福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生している Cs 吸着ゼオライト廃棄物の合理的な処理方法として溶融ガラス固化が挙げられる。本研究ではガラス融剤の種類/添加量、溶融時間等の固化条件をパラメータとして Cs 吸着ゼオライトをガラス固化し、ガラス溶融時の Cs 揮発挙動を速度論的に評価した。

キーワード：セシウム吸着ゼオライト廃棄物、溶融ガラス固化、セシウム揮発

1.緒言

東京電力福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生した Cs 吸着ゼオライト廃棄物の合理的な処理方法の一つとして、溶融ガラス固化が検討されている。溶融ガラス固化では、ガラス融剤の種類／添加量や溶融温度／時間、ガラスサイズ（表面積／重量比）などの固化条件が、Cs 揮発挙動に影響する。本研究では、ガラス融剤の種類／添加量、溶融時間、ガラスサイズをパラメータとして Cs 吸着ゼオライトをガラス固化し、Cs 揮発率の測定・評価からガラス溶融時の Cs 揮発メカニズムについて検討した。

2.実験

Cs（コールド）を 1 wt%吸着させたゼオライト（合成チャバサイト IE96）にガラス融剤として $Na_2B_4O_7$：30 wt%と、Li_2O（または Na_2O, K_2O, CaO ）を数 wt%加え、1025℃で 3 h 溶融し、急冷、アニール、徐冷によりガラス固化体を作製した。作製したガラス固化体の均質性を評価した後、固化体中の Cs 含有量を XRF を用いて測定し、Cs 揮発率（溶融時の Cs 揮発量／ガラス固化前のゼオライトの Cs 吸着量）を評価した。また、Cs 揮発の速度論的評価として、添加融剤 $Na_2B_4O_7$：30 wt%＋ Li_2O：5 wt%、溶融温度 1025℃の固化条件において、溶融時間とガラスサイズをパラメータとしてガラス固化体を作製し、固化体中の Cs 含有量測定から Cs 揮発率の溶融時間及びガラスサイズ依存性を評価した。

3.結果・考察

実験結果の一例として、添加融剤 $Na_2B_4O_7$：30 wt%＋ Li_2O：5 wt%の場合の Cs 揮発率のガラスサイズ（重量）／溶融時間依存性の結果を図 1 に示す。Cs 揮発率は溶融時間に対してほぼ直線的に増加することより、Cs は一定速度で揮発することが分かった。また、この時の Cs 揮発速度（Cs 揮発率-溶融時間直線の傾き）はガラスサイズ（重量）の 3 乗根にほぼ反比例し、球形試料を仮定するとガラス表面積当りの Cs 揮発速度を一定とみなせることより、Cs 揮発の律速過程は溶融ガラス表面からの Cs 揮発プロセスであることが示唆された。

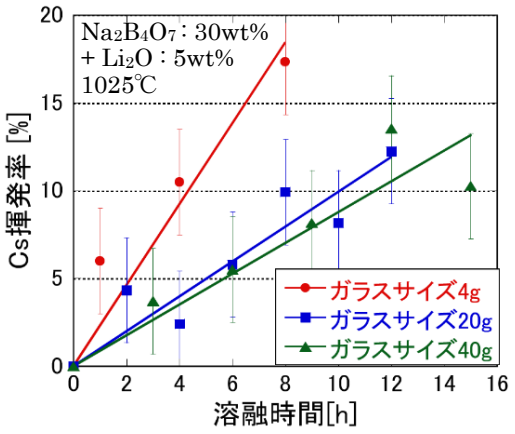


図 1　Cs 揮発率：ガラスサイズ／溶融時間依存

*Ryo Koga[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Toshiro Oniki[2], Yasutomo Tajiri[2]
：[1] Kyushu Univ. , [2] IHI

注：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 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（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発））」の一部としてなされたものである。

コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）を用いた溶融ガラス化システムの適用性検討 （1）ガラス組成開発

Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter (CCIM)
(1) Glass formulation study

*髙橋 友恵[1]、福井 寿樹[1]、鬼木 俊郎[1]、田尻 康智[1]
[1]株式会社 IHI

東京電力福島第一原子力発電所内で発生する汚染水処理二次廃棄物を、コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）を用いて、安定性・減容性に優れた廃棄体とすることを目的として、ガラス組成開発を実施した。ガラス化状態及び物性・特性を評価し、CCIM へ適用可能なガラス組成を選定した。

キーワード：コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）、低レベル放射性廃棄物、溶融ガラス化

1. 緒言

CCIM は多種多様な廃棄物への適用性が高く、減容性及び安定性の高い廃棄体を作製可能であるため、東京電力福島第一原子力発電所内の汚染水処理により発生する固体廃棄物の処理に適していると考えられる。本研究では、当該固体廃棄物を対象としたガラス組成を検討し、るつぼ試験を実施した。減容性・操業性・安定性の観点から、ガラス化状態及びガラス物性・特性を評価し、CCIM へ適用可能なガラス組成を選定した。

2. 実施方法

汚染水処理二次廃棄物の内、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、フェロシアン化物スラッジ、ゼオライト及びケイチタン酸塩の 5 種類の廃棄物を対象として、ガラス組成開発を行った。開発フローとしては、ガラス組成を設定してガラス試料を作製し、ガラス化状態の確認、ガラス物性（高温粘度、電気伝導度）の評価を行い、評価基準を満足するガラス組成に対して、ガラス特性（規格化浸出量）の評価を行った。ガラス試料は、模擬廃棄物と添加剤を 100ml 規模のるつぼに入れ、電気炉にて所定の溶融温度で加熱・溶融し、急冷することで作製した。ガラス化状態の確認については、作製したガラスの上面及び断面における未溶融物の有無を、目視観察により確認し評価した。ガラス特性としては、PCT-A 試験を行い、B、Li、Na、及び Si の規格化浸出量を取得した。

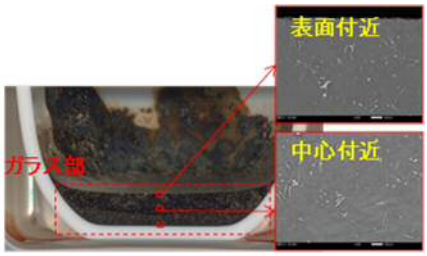


図 1 ガラス化試験結果
（鉄共沈スラリー）

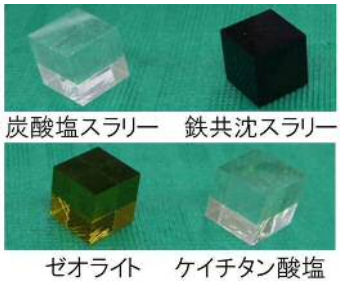


図 2 各廃棄物のガラス化状態例

3. 結果

炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、ゼオライト、ケイチタン酸塩、フェロシアン化物スラッジについて、廃棄物に応じたガラス組成を設定し、ガラス化状態が良好であることを確認した。フェロシアン化物スラッジを除く 4 種類のガラス組成について、物性が基準値を満足することを確認した。フェロシアン化物スラッジについては、物性に課題があることから、今後もガラス組成の調整を継続する。

*Tomoe Takahashi[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1] and Yasutomo Tajiri[1]
[1] IHI Corporation

注：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 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（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発））」の一部としてなされたものである。

コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）を用いた溶融ガラス化システムの適用性検討 （2）実用規模での CCIM 運転性確認

Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)
(2)Evaluation of CCIM operability by full scale mock-up test

*伊藤 亮輔[1]，福井 寿樹[1]，鬼木 俊郎[1]，田尻 康智[1]
[1]株式会社 IHI

実用規模のコールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）試験装置を用いた溶融ガラス化試験を実施し，東京電力福島第一原子力発電所内の汚染水処理により発生する固体廃棄物の模擬物（模擬廃棄物）に対して，安定した継続運転が可能であることを確認し，運転上の課題を抽出した。

キーワード：コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM），低レベル放射性廃棄物，溶融ガラス化

1. 緒言

コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）は高周波誘導加熱により廃棄物を溶融ガラス化させる装置であり，炉壁を水冷することで炉壁内側にスカル層を形成しガラスによる炉壁の腐食を低減できるため，腐食性の高いガラスにも適用可能である。なお，炉のスタートアップやシャットダウンに要する時間が短いため容易に処理する廃棄物の変更も可能である。このことから，CCIM は多種多様な廃棄物への適用性が高く，かつ減容性及び安定性の高い廃棄体を作製可能であるため，福島第一原子力発電所内の汚染水処理により発生する様々な固体廃棄物の処理に適していると考えられる。当該固体廃棄物を対象とした場合の CCIM の運転性を確認することを目的として，CCIM 実用規模炉を用いた溶融ガラス化試験を実施した。

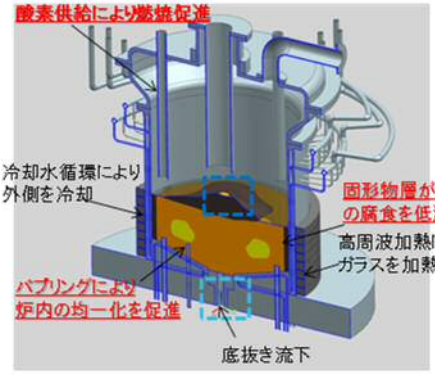


図 1　CCIM 概要

2. 試験

本試験は韓国 KHNP（韓国水力原子力発電）が保有する CCIM 実規模炉を用いて行った。福島第一原子力発電所から発生する固体廃棄物のうち炭酸塩スラリー模擬物を対象として，模擬廃棄物の処理速度を 40 l/hr，60 l/hr，80 l/hr として溶融ガラス化試験を実施した。溶融ガラス化試験はスタートアップ，約 3.5 時間の模擬廃棄物及び添加物の供給，流下の流れで実施した。一連の運転において，ガラス温度は 1200℃以下とし，炉内をバブリングにて撹拌しながら運転を行った。

以上の試験により CCIM 実用規模炉における炭酸塩スラリー模擬物に対する処理速度，運転状態，ガラスの流下性，Sr の移行挙動等の運転に係る項目を確認し，運転上の課題を抽出した。また，作製したガラスの均質性及び結晶化の状態，化学的安定性，圧縮強度について評価を実施した。

3. 結果・考察

CCIM 実規模炉を用いて，炭酸塩スラリー模擬物を供給速度 40～80 l/hr において，仮焼層を安定した状態で形成し，継続運転が可能であることを確認した。Sr の移行率がやや高い傾向を示す等の課題を抽出したため，運転条件の調整により更なる移行率の低減を検討予定である。また，製作されたガラスは結晶物や第二相の析出が無く均質であることが確認できた。

---

*Ryosuke Ito[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1] and Yasutomo Tajiri[1]
[1]IHI Corporation.

注：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 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（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発））」の一部としてなされたものである。

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

[1C01-07] Waste

Chair:Keiichiro WAKASUGI(Tokai Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:55 AM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[1C01] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

*Tomofumi Sakuragi[1], Hiroyoshi Ueda[1], Yu Yamashita[2], Masashi Ichikawa[3] (1. RWMC, 2. TOSHIBA ESS, 3. NFD)

10:00 AM - 10:15 AM

[1C02] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Yu Yamashita[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hiroyoshi Ueda[2], Masashi Ichikawa[3] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Nippon Nuclear Fuel Development Co.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1C03] Evaluation of HLW glass dissolution rate as a function of dissolved silica concentration using Si isotopes

*Ryosuke Kato[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Keita Mutou[1], Sanae Shibutani[2] (1. Kyushu Univ., 2. NUMO)

10:30 AM - 10:45 AM

[1C04] Study of Method to Improve Site Disposal Efficiency by High Waste Content Glass

*Junichi Yamashita[1], Tetsuo Fukasawa[2], Akihiro Suzuki[3] (1. TAIEI , 2. HGNE, 3. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM

[1C05] Analysis of neutron field on geological repository of various high-level radioactive waste

Daiki Maeda[1], *Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1C06] The effect of carbonate ion on the dissolution of UO_2

*Yuriko Moroi[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kitamura[2], Shingo Kimuro[2] (1. Tohoku university, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1C07] Effect of Partitioning and Transmutation of Minor Actinoids on Long-Term Safety Assessment of High-Level Radioactive Waste Repository

*Takumi Ojima[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

地層処分における照射済みエンドピースからの核種放出挙動評価
ー(1) 安全評価における課題と試験計画の概要ー

Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition
– (1) Objectives and overview of the research program –

*桜木 智史[1]，植田 浩義[1]，山下 雄生[2]，市川 真史[3]
[1]（公財）原環センター，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[3]日本核燃料開発株式会社

エンドピースからの炭素 14 の放出等、処分の安全評価に資するため、既存の評価モデルやパラメータ、CAST プロジェクト等の海外知見や課題を整理し、必要な分析等、今後の試験計画を策定した。また、分析等に供する照射済みエンドピースを選定し、基本的な材料特性や照射条件を把握した。

キーワード：TRU 廃棄物、地層処分、ハル・エンドピース、炭素 14、CAST プロジェクト

1. 緒言

使用済み燃料の再処理で発生する燃料集合体の金属廃材（ハル・エンドピース）は TRU 廃棄物として地層処分される予定である[1]。ハル・エンドピースに含まれる炭素 14 は、処分の安全評価における重要核種であり、そのうちの約 3 割がエンドピース（燃料集合体のタイプレートやノズルでステンレス鋼製）に含まれると計算評価されているが[2]、これまで国内で実廃棄物としてのエンドピースを分析評価した例は見あたらない。一方、欧州では炭素 14 の課題全体に対応した共同研究（CAST プロジェクト）によって、放射化ステンレス鋼の分析等による評価や課題が取りまとめられている[3]。原環センターでは、国内の照射済みエンドピースを対象とし、核種放出等の安全評価パラメータのデータ取得や評価モデルの向上を目指した試験を開始した。

2. 地層処分の安全評価における評価モデルと課題

我が国の最新の安全評価[1]によると、ハル・エンドピースからの核種は、金属材料の腐食速度に従って調和的に放出し、その腐食速度は 0.02 μm/y、放出期間は 8,500 年とされている。すなわち、評価モデルにおいてエンドピースは板厚 0.34 mm の箔状で、核種の分布は均一とされている。ステンレス鋼の腐食速度はきわめて遅いという実験データが示されているが[4]、燃料端部での中性子照射量は不均一であり、放出モデルの妥当性について検証する必要がある。また、腐食と核種放出の調和性について、CAST プロジェクトの総括[3]でも非常に不確実性の高い課題として位置づけられており、実際に浸漬試験で検証する必要がある。炭素 14 は放出する化学形態が移行シナリオ等の観点から重要であるが、きわめて低濃度であるため分析方法を構築する必要がある。

3. 分析対象試料と試験計画

分析対象として、比較的使用量の多い BWR 燃料集合体（STEP III 燃料、集合体平均燃焼度 35.0 GWd/t）の下部タイプレートを選定した（図 1）。試験は 5 カ年を目処として計画した。前半で核種組成やインベントリ、分布に注力した分析・解析を実施する。その情報に基づいて、浸漬試験の手法（エンドピースからの試料採取位置、ガス成分核種のサンプリングや分析方法、容器等）を検討し、計画後半から浸漬試験を開始する。なお、浸漬は 5 カ年以降の長期も見据えて計画し、実廃棄物の特性評価に基づいた、エンドピースの処分に関する評価パラメータ・モデルの整備に資する予定である。

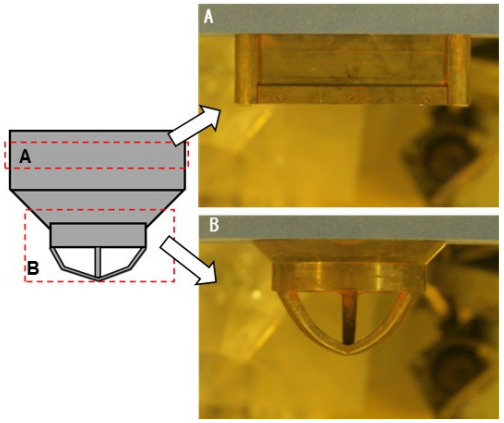


図 1　分析対象とした照射済みエンドピース（下部タイプレート）の外観

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「平成 30 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(TRU 廃棄物処理･処分に関する技術開発)」の成果の一部である。

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構，包括的技術報告書レビュー版 2018；第 6 章 [2] Sakuragi et al., Proceedings of ICEM2013, 2013. [3] Mibus et al., Final synthesis report on results from WP2, CAST Report D2.18, 2018. [4] Sakuragi et al., Progress in Nuclear Energy 2016; 87: 26-31.

*Tomofumi Sakuragi[1], Hiroyoshi Ueda[1], Yu Yamashita[2] and Masashi Ichikawa[3]
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3] Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

地層処分における照射済みエンドピースからの核種放出挙動評価
ー(2) 照射済みエンドピースの核種インベントリ評価ー

Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition
– (2) Estimation of a radioactive inventory in an endpiece sample –

*杉田　宰[1]，吉岡研一[1]、山下 雄生[1]，桜木 智史[2]，植田 浩義[2]，市川 真史[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]（公財）原環センター，[3]日本核燃料開発株式会社

ハル・エンドピース等の廃棄体からの核種溶出モデル高度化のために、照射済みエンドピース中の核種インベントリ評価手法の開発を進めている。照射によるエンドピース中の核種生成量の分布を評価するために、簡略化したエンドピースのモデルを用いた中性子照射および放射化量の解析および照射済みサンプルの放射能測定を実施し、解析結果と測定結果を比較する事でインベントリ解析精度の評価を実施した。

キーワード：TRU 廃棄物、地層処分、ハル・エンドピース、炭素 14、CAST プロジェクト

1. 緒言

使用済み燃料の長期安全評価において、燃料集合体の金属廃材中に含まれる炭素 14 等の核種インベントリを把握することが重要である。特にステンレス鋼製のエンドピースには比較的高い割合で放射性核種が含まれると評価されているため、解析手法の確立が求められている。原子炉中の中性子フラックスおよびスペクトルは空間的分布により異なるため、同一の構造であっても核種生成量は位置により異なる。この位置依存性を考慮した核種インベントリの評価を行うために、照射済みのエンドピースサンプルの一部の放射能測定およびモンテカルロ燃焼解析コードを利用した三次元的な放射化解析を行い、両者の結果を比較することで照射済みエンドピース中の核種インベントリ評価手法の検討および精度の評価を行った。

2.サンプルの放射能測定

放射化量の実測を行うサンプルとして、照射終了から約 20 年が経過した BWR 燃料集合体（STEP III 燃料、集合体平均燃焼度 35GWd/t）の下部タイプレートを選定した。下部タイプレートの上端から約 30mm の部位から約 0.07g の測定用試料を抽出し、Ge 検出器を用いてガンマ線スペクトル測定を行った結果、測定位置でのコバルト 60 の比放射能量は 1.79×10^{7} Bq/g となった。

3. モンテカルロ燃焼計算による核種インベントリ分布解析

廃棄体のインベントリ評価には、三次元モンテカルロ輸送計算コード(MCNP)と燃焼計算コード(ORIGEN2)を組み合わせたモンテカルロ燃焼計算コード MCNP-BURN2 を使用した。エンドピース中の中性子照射量を評価するために、エンドピースの構造を角筒体系に簡略化したモデルを作成した。中性子は燃料の下端の高さから発生させ、照射量の合計が燃焼度の 35GWd/t に対応するようにフラックスを設定し、スペクトルは代表的な核分裂スペクトルを再現する Watt Fission Spectrum を使用した。以上の条件においてエンドピース中の炭素 14 分布およびコバルト 60 分布を解析した。図 1 に高さ方向のコバルト 60 量の解析結果と、Ge 検出器によるサンプルの実測結果を示す。実測したサンプルは取り出しから約 20 年が経過しているため、解析結果も同様に 20 年間の冷却を考慮した。放射化によるインベントリ生成量は高さ方向の依存性を持つ。また、実測値と比較した結果、試料抽出位置におけるコバルト 60 の比放射能と解析値は約 1 桁の精度で予測できることが分かった。今後、より精度の高い解析を行うために、燃料からの中性子スペクトルの詳細化および、エンドピース構造の詳細化を行う予定である。

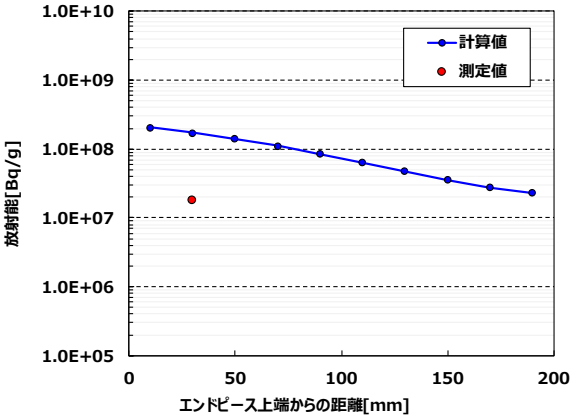


図 1 コバルト 60 放射能解析結果と測定結果

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「平成 30 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（TRU 廃棄物処理・処分に関する技術開発）」の成果の一部である。
※本資料に掲載の商品名・サービス名は、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。

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Yu Yamashita[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hiroyoshi Ueda[2], Masashi Ichikawa[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [3]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

Si 同位体を用いた試験によるガラス固化体溶解速度の溶存シリカ濃度依存性評価

Experimental evaluation of HLW glass dissolution rate as a function of dissolved silica concentration by using Si isotopes

*嘉藤 良介[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]，出光 一哉[1]，武藤 圭太[1]，澁谷 早苗[2]
[1]九州大学工学研究院，[2]NUMO

ガラス固化体の溶解挙動はガラス組成に加え、環境条件（温度, pH, 地下水組成, 反応時間等）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てマイクロチャネル流水試験を行い、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：高レベル放射性廃棄物ガラス固化体、溶解速度、Si 同位体、マイクロチャネル流水試験法

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・変質により放射性核種をゆっくりと放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, 反応時間等）によって複雑に変化するため、その溶解メカニズムにはまだ不明な点が多く、更なる理解が必要である。本研究では、ISG ガラス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・評価した。

2.実験

ガラス試料はクーポン状の ISG ガラス、反応溶液は溶存 Si 濃度を調整した 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条件一定でガラス試料と反応溶液を接触させた。溶液 pH は 4, 7, 9 に、溶存 Si 濃度は各 pH における飽和濃度を基に 0 - 120ppm の範囲に設定した。反応後溶液を適時サンプリングし、ガラスから溶出した元素濃度（Si-28）の ICP–MS 測定よりガラス溶解速度を算出した。

3.結果・まとめ

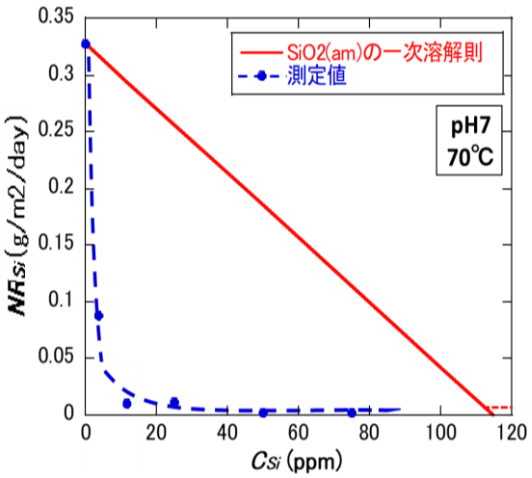
測定結果の一例として pH7 におけるガラス溶解速度（Si 溶解速度）の溶存 Si 濃度依存性を右図に示す。図より pH7 におけるガラス溶解速度は溶存 Si が飽和濃度に達するより前に急激に小さくなることから、現在考えられている SiO_2(am)の一次溶解則を基にした以下の単純な速度式には従わないことが分かった。

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

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

また、pH4, pH9 いずれの場合もガラス溶解速度は上記の速度式には従わず、加えて pH7 とは異なる溶解挙動を示した。



ガラス溶解速度の溶存シリカ濃度依存性

これらの結果から、ガラス溶解速度は SiO_2(am)の単純な溶解・析出反応に支配されていないことが分かる。ここで、ガラスからの Al の溶解速度が他元素に比べて明らかに小さかったことから、ガラスから溶解した Si の一部がアルミノ珪酸塩として析出し、これがガラス表面層を形成して保護膜となりガラス溶解反応を抑制するメカニズムが推察される。また、形成されるガラス表面層の性状が pH により変化し、ガラス溶解反応抑制効果も変化することが推測される。

---

*Ryosuke Kato[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1],Keita Muto[1], Sanae Shibutani[2]
：[1]Kyushu University, [2]NUMO

高充填ガラス固化体による地層処分効率向上法の検討

Study of Method to Improve Site Disposal Efficiency by High Waste Content Glass

*山下淳一[1]，深澤哲生[2]，鈴木晶大[3]
[1]泰榮エンジ，[2]日立 GE，[3]NFD

高レベル廃棄物の含有率を高めた高充填ガラス固化体は地層処分効率の向上に有効であるが発熱密度が増大するため対策が必要である。本研究は現在開発が進められている高充填ガラス固化体[1]が実用化された場合の処分場面積及び経済性に及ぼす効果を評価し、発熱対策の在り方を提案する。

キーワード：高充填ガラス固化体、高レベル廃棄物、再処理前冷却期間、処分場面積、経済性評価

1. 研究目的

既存の軽水炉使用済燃料の再処理前冷却期間は 5～40 年に広く分布しており、発熱性の核分裂生成物（^{90}Sr，^{137}Cs）やマイナーアクチニド（^{241}Am 他）は多様な濃度分布となっている。このため高充填ガラス固化体の発熱対策効果は再処理前冷却期間により異なり、コスト上昇を伴うため最適な組合せが重要である。本研究は、高充填ガラス固化体の地層処分効率を一層向上するための発熱対策の在り方を検討した。

2. 高充填ガラス固化体有効性評価条件

ガラス固化体の廃棄物含有率を現行の 30%増大した高充填ガラス固化体の地層処分場所要面積及び廃棄物処理処分に係わる経済性を評価した。再処理前冷却期間は長期間の代表として 30 年を、短期間の代表点として 10 年を選定した。高充填化に伴う発熱増加の抜本的対策として MA 分離変換効果を評価した。MA 非分離の場合の発熱対策としては処分孔間隔の増加と地層処分前貯蔵期間の延長があるが、前者は処分場面積を増大させるため採用せず、現行ガラス固化体と同等(6d)以下とした。また、地層処分前貯蔵期間の延長期間をパラメータに発熱低減効果を評価した。処分場面積は各ケースの発熱対策を基にガラス固化体発熱量の時間変化を入力データとして処分場３次元熱伝導解析により緩衝材最高温度を現行ガラス固化体と同等とする条件で評価した。地層処分は硬岩盤、横置方式とした。経済性は既存再処理設備のコスト見積及び公開データ[2]を用いてガラス固化体数、貯蔵期間等を考慮して評価した。

3. 地層処分効率評価結果

表１に高充填ガラス固化体の地層処分効率評価結果まとめを示す。表１より再処理前冷却期間が 30 年で MA 非分離の場合(①)は処分貯蔵期間を 200 年程度必要であり貯蔵コストが増加する。これに対し、MA 分離の場合(②)は熱的余裕が大きいためガラス固化体充填率を 20%高め、処分孔間隔も 20%削減可能であり処分場面積は 40%低減し、経済性も向上する。これは、長半減期（約 432 年）の ^{241}Am 蓄積量が多いため、地層処分前貯蔵期間延長による発熱量低減効果は小さいのに対し、MA 分離の効果が大きいためである。

一方、再処理前冷却期間が 10 年の場合、MA 非分離(③)は MA 分離(④)に比べ処分場面積は同等であるがコスト低減効果が大きい。これは FP 発熱が支配的で処分前貯蔵延長が有効に効くためである。

以上より、高充填ガラス固化体の MA 分離は ^{241}Am 蓄積量に応じ最適組合せとすることが望ましいことが明らかになった。

表１　高充填ガラス固化体の地層処分効率評価結果　　d: 処分孔径

No	項　目	現行ｶﾞﾗｽ固化体	高充填ガラス固化体			
			①	②	③	④
1	再処理前冷却期間	30年/10年	30年	30年	10年	10年
2	廃棄物充填率（Na_2O 10%含）	22%	30%	36%	30%	30%
3	発熱対策 MA分離	非分離	非分離	分離	非分離	分離
4	発熱対策 処分孔間隔（d=2.2m）	6d	6d	5d	6d	6d
5	発熱対策 処分前貯蔵期間	50年	~200年	50年	~70年	55年
⑥	処分場面積	ベース	-30%	-50%	-30%	-30%
⑦	コスト減(★;~3k億円)	ベース	★	★★	★★★	★
8	課題（▲:困難 △:ﾘｽｸ有）	―	社会的受容性（▲）	MA核変換（△）	―	MA核変換（△）

参考文献　[1]資源エネ庁他，次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業中間評価検討会資料 5-1(平成 28 年 11 月)
[2]電気事業連合会，原子燃料サイクルのバックエンド事業コストの見積について(平成 16 年 1 月)

* Junichi Yamashita[1], Tetsuo Fukasawa[2], Akihiro Suzuki[3] ([1] Taiei-Eng., [2]Hitachi-GE, [3]NFD)

多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析 (2)処分場γ線場解析機能の開発

Analysis of neutron field on geological repository of various high-level radioactive waste
(2) Development of gamma-ray field analysis module

*前田 大輝[1]，相澤 直人[1]，岩崎 智彦[1]
[1]東北大学

地層処分場における高レベル廃棄物からの放射線による影響を解析することを目的として、多様な高レベル放射性廃棄物の廃棄体組成、放出γ線スペクトルを詳細に考慮した処分場γ線場解析機能の開発を行った。

キーワード：地層処分，高レベル放射性廃棄物，放射線場，γ線

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の処分において、廃棄体から放出される放射線による人工バリアの照射損傷や地下水の放射線分解などが懸念される。東北大学では、多様な高レベル放射性廃棄物からの放射線場を詳細に解析できるコードシステムの開発をおこなっている[1]。本研究では、廃棄物組成に応じたγ線放出量、スペクトルを考慮したγ線場解析機能の開発を行い、開発したコードシステムによる多様な廃棄体の処分におけるγ線場およびγ線フルエンスの詳細な解析を行った。

2. 処分場γ線場解析機能の開発

既存の解析システムの中性子場解析機能では、与えられた燃焼条件、冷却条件から燃焼計算コード HIDEC により廃棄体組成を計算し、廃棄体組成をもとに中性子源解析コード SOURCES-4C[2]を用いて放出中性子量をよびスペクトルを導出し、廃棄体組成と線源情報をもとに輸送計算コード PHITS[3]を用いて中性子場を解析していた。本研究では HIDEC 内の燃焼計算部として採用されている ORIGEN によりγ線放出量およびγ線スペクトルを導出し、PHITS のインプットとして設定するモジュールを追加することでγ線場解析機能の開発を行った。

3. 解析条件および結果

PWR の 45GWd/t の UOX 燃料を基本的な条件とし、MOX 燃料と 70GWd/t の高燃焼度燃料について解析を行った。再処理後 1000 年間のγ線の時間変化を図に示す。再処理直後では高燃焼度化で 1.50 倍、MOX 化で 1.02 倍となり Cs-137 が最も支配的であった。再処理後 1000 年時点では高燃焼度化で 1.64 倍、MOX 化で 12.9 倍となり Am-241 が最も支配的であった。

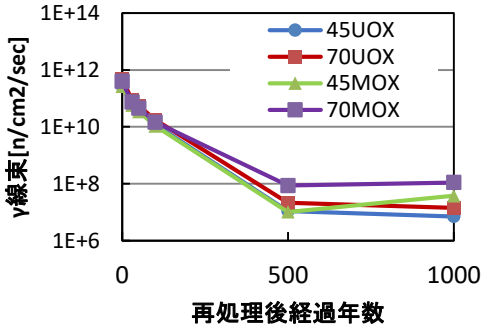


Fig. γ線束の時間変化

参考文献

[1] 前田大輝、相澤直人、岩崎智彦、「多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析 (1)高レベル放射性廃棄物周辺における中性子場の詳細解析」、2017 春の年会、2017/3/28、H 会場

[2] "SOURCES 4C: A Code for Calculating (alpha,n), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources andSpectra"、LA-UR-02-1839 (2002)

[3] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, et.al. Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

---

*Daiki Maeda[1], Naoto Aizawa[1] and Tomohiko Iwasaki[1]

[1]Tohoku Univ.

二酸化ウランの溶解におよぼす炭酸イオンの影響評価

The effect of carbonate ion on the dissolution of UO_2

*諸井 悠里子[1], 桐島 陽[1], 秋山 大輔[1], 佐藤 修彰[1], 北村 暁[2], 紀室 辰伍[2]

[1]東北大学, [2]JAEA

使用済燃料直接処分の安全評価には燃料成分の溶解挙動が重要となるため、高濃度の炭酸イオンを含む模擬地下水における UO_2 の溶解挙動を調査した。還元雰囲気での浸漬試験より、溶液中の炭酸イオン濃度が高いと U の溶出が促進されることを明らかにした。

キーワード：直接処分，UO_2，炭酸イオン，還元雰囲気，溶解速度

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の代替処分オプションの一つとして、使用済燃料の直接処分が検討されている。この際、燃料マトリクス中に取り込まれた放射性核種は燃料成分の溶解とともに放出されるため、燃料溶解速度が直接処分の安全評価における重要なパラメータの一つとなる。わが国で想定されている緩衝材間隙水中には、諸外国と比較して炭酸イオンが多く含まれることがモデル計算から推定されている[1]。諸外国の先行研究では、燃料溶解速度に対する炭酸イオン濃度の影響については評価されている濃度範囲が狭く、わが国の地下水には既往研究の範囲を外れるものもある。そこで本研究では、高濃度の炭酸イオンを含む模擬地下水中での UO_2 の溶解速度を評価することを目的とする。

2. 実験

溶存炭酸イオンの UO_2 の溶解におよぼす影響を検討するため、模擬地下水の炭酸イオン濃度を 0, 1, 5, 10, 50 mM と設定し、$NaHCO_3$ を溶解して浸漬液を調整した。地下の還元雰囲気を模擬するために、還元剤である $Na_2S_2O_4$ と Ar 雰囲気のグローブボックスを用いた。調製した模擬地下水に成型した UO_2 ペレットを浸漬し、これをグローブボックス内に静置し、所定時間ごとにサンプリングした。サンプリングした液相の pH、Eh(SHE)、および炭酸イオン濃度をガラス複合電極、ORP 電極、炭酸電極をそれぞれ用いて測定した。また、U 溶解におよぼすコロイドの影響を評価するために、サンプリングした溶液を 0.45 μm もしくは 10 kDa のメンブレンフィルターろ過したのち 5 % HNO_3 で希釈し、ICP-MS で溶存ウラン濃度を測定した。

3. 結果・考察

$[Na_2S_2O_4]$ = 5 mM, 浸漬期間 5, 12, 25 日について溶解速度を求めた。本研究では溶解速度は次式で定義した。

$$D_R\left[\frac{mg}{m^2 \cdot d}\right] = \frac{C*V*M}{A*t} * 10^3$$

ただし、C : 溶解した U 濃度[mol/L], V : 溶液体積[L], M : ^{238}U 質量数[g/mol]、A : UO_2 幾何学的表面積（ペレットの直径および高さより算出）[m²], t : 浸漬時間[day] とする。得られた溶解速度と炭酸水素イオン濃度との関係から、

$$\log D_R = (1.0 \pm 0.5) \log[HCO_3^-] + b$$

という相関式が各浸漬日数の結果に対して得られた。得られた相関式を用いて、低炭酸イオン条件および高炭酸イオン条件として$[HCO_3^-]$ = 1, 50 mM を設定して、各浸漬日数ごとの U の溶解速度を算出すると図 1 の通りとなった。一般的な物質の溶解同様、U の初期溶解速度が大きく、時間経過につれて速度は小さくなっている。しかしながら、いずれの浸漬日数においても U 溶解速度は炭酸水素イオン濃度に依存して大きくなり、炭酸イオン濃度が重要な評価項目であることが分かった。講演では諸外国の先行研究で得られた燃料溶解速度との比較についても報告する。

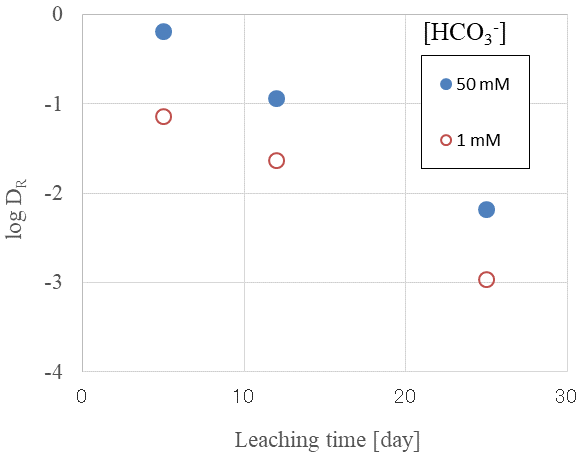


図 1　U の浸漬期間に対する溶解速度評価

参考文献

[1] A. Kirishima, A. Kuno, H. Amamiya, T. Kubota, S. Kimuro, Y. Amano, K. Miyakawa, T. Iwatsuk, T. Mizuno,T. Sasaki, N. Sato. Interaction of rare earth elements and components of Horonobe deep groundwater. Chemosphere 167(2017)798-806

謝辞

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁の受託事業「平成 30 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(直接処分等代替処分技術高度化開発)」の成果の一部である。

*Yuriko Moroi[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kitamura[2], Shingo Kimuro[2]

[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

高レベル放射性廃棄物処分場の閉鎖後長期安全評価に及ぼす MA 分離変換技術の影響

Effect of Partitioning and Transmutation of Minor Actinoids on Long-Term Safety Assessment of High-Level Radioactive Waste Repository

*小嶋拓実[1]，川崎大介[1]，柳原敏[1]
[1]福井大学

マイナーアクチノイドの分離変換技術の導入が処分の安全評価に及ぼす影響を明らかにするために、従来の高レベル放射性廃棄物の処分概念においてマイナーアクチノイドによる被ばく線量が目安値を上回るようなサイト環境条件を抽出し、分離変換により初期インベントリが削減された場合の被ばく線量への影響を評価した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物処分，マイナーアクチノイド，分離変換，閉鎖後長期安全評価

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物処分の負担を低減するためにマイナーアクチノイド（MA）の分離変換技術の研究が進められている[1]。しかし、分離変換技術を導入した場合の処分の安全評価の検討事例は少ない。本研究では、MA の分離変換技術が処分の安全評価に及ぼす影響を明らかにすることを目的とし、その基礎的検討として、地下水シナリオにおいて MA インベントリの削減が有効となるようなサイト環境条件を抽出した。

2. 研究方法

第 2 次取りまとめ[2]の核種移行モデルに基づき、母岩の透水性や分配係数など、MA による被ばく線量に大きく影響を与えると考えられる幾つかの代表的なパラメータを選定した。選定したパラメータを変動させて MA を含むガラス固化体を処分した場合の核種移行計算を行い，MA による被ばく線量が目安値（10μSv/y）を超える条件を抽出した。そのような条件において MA の分離変換を想定して初期インベントリをどれだけ削減すれば MA の被ばく線量が目安値を下回るのかを調べた。

3. 結果

図 1 に母岩亀裂の透水量係数分布を変動させた場合の MA による被ばく線量評価結果の例を示す。Th-229 が支配核種として MA の被ばく線量に大きな影響を与えている。特に、透水量係数の中央値が 1×10^{-8} [m^2/s]以上の場合は、10μSv/y を超えている。

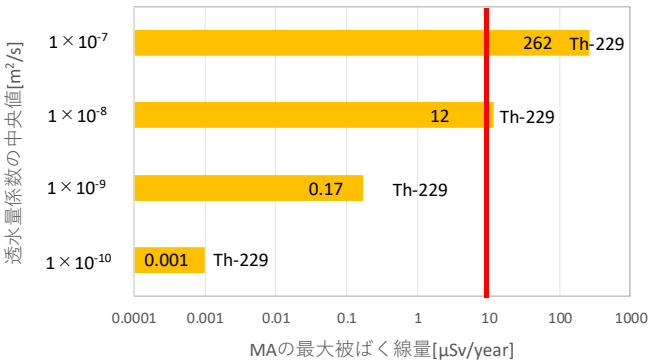


図 1　透水量係数を変えた時の MA の最大被ばく線量

4. まとめ

MA の分離変換技術が処分の安全評価に及ぼす影響を明らかにすることを目的とし、地下水シナリオにおいて MA による被ばく線量が目安値を上回るようなサイト環境条件を抽出した。発表においては複数のパラメータに関するサイト環境条件の詳細と、MA インベントリ削減の影響について報告する。

参考文献

[1]原子力システム研究懇話会，放射性廃棄物減容化・有害度低減の技術開発―核種分離・転換，NSA/COMMENTARIES : No.22（2016）.

[2]核燃料サイクル開発機構，わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の信頼性―地層処分研究開発第 2 次取りまとめ―　分冊 3　地層処分システムの安全評価，JNC TN1400 99-023（1999）.

---

*Takumi Ojima[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]
[1]Univ. of Fukui

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

[1C08-10] Natural Barrier

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[1C08] Theoretical estimation method of the groundwater chemistry in granite.

*Teruki Iwatsuki[1], Hiroaki Murakami[1] （1. JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[1C09] The application of Machine learning for reducing the computational load in the particle tracking simulation

*Keita Sumiki[1], Takumi Saito[2] （1. Nuclear Engineering and Management,Graduate School of Engineering, Univ. of Tokyo , 2. Nuclear Professional School,Graduate School of Engineering, Univ. of Tokyo ）

3:00 PM - 3:15 PM

[1C10] Evaluation of Migration Behavior of Colloids in the Natural Barrier around the waste facilities.

*Yosuke Akagi[1], Toshiyuki Nakazawa[1], Kohei Yamaguchi[1], Hisao Sato[1], Takumi Saito[2], Naoyuki Tamura[3], Naoki Yoshii[3], Takashi Kozawa[3] （1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. The university of Tokyo, 3. Japan Nuclear Fuel Limitd）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

花崗岩中の地下水水質の再現解析手法の提案

Estimation method of long-term groundwater chemistry in granite.

*岩月 輝希[1]，村上 裕晃[1]

[1]原子力機構

深部花崗岩中の地下水水質について，地球化学計算コードによる再現解析を行い水質形成に関わる主要鉱物反応を同定する手法を考案した。また，地下水年代に基づき水質の長期変動性について考察した。

キーワード：花崗岩，地下水，水質再現解析，長期変遷

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分においては，長期的な地下水の水質変化を念頭においてその安全性評価を行う必要がある。しかしながら，ボーリング調査やモニタリングで得られる情報は数年～数十年間の情報に限られるため，数千年～数万年にわたる長期的水質変化については解析技術の妥当性を検証した上で予測解析することになる。解析技術の妥当性検証方法の一つとして，現在観察される水質を当該技術で再現可能か確認する方法が挙げられる。我々は，セメント材料の溶解等による周辺地下水の水質変化を理論的に再現した実績があり[1]，本研究では，花崗岩中の地下水水質について同様の手法で再現を試みた。

2. 方法

再現解析の対象としたのは，岐阜県東濃地域の地下水涵養域に掘削したボーリング孔から得た弱アルカリ性の淡水系地下水であり，深度とともに Na-Ca-HCO_3型から Na-HCO_3型に変化する特徴がある。解析には PHREEQC（LLNL.Dat）を利用した。PHREEQC では，任意水質の溶液に対する様々な鉱物の飽和指数の計算や鉱物と溶液の反応により形成される水質を導出することができる。本研究では，各深度の地下水に対する様々な鉱物の飽和指数を計算した上で，最も浅い深度（深度約 200m）の地下水を初期地下水として，初期地下水に対して，より深部の地下水が示す各鉱物の飽和指数に達するまで各鉱物を溶解／沈殿させた状態を理論的に計算し，計算水質と観測値を比較することで，観察値を再現可能な鉱物組み合わせを抽出した。

3. 結果・考察

様々な鉱物組み合わせにより検討を行った結果，albite, anorthite, calcite, clinochlore, fluorite, K-feldspar, SiO_2(am)等の反応を想定することで，水質の深度分布を再現可能であることが明らかになった。これらの鉱物は花崗岩中に普遍的に存在し，水質形成に関わる主要反応鉱物と考えられた。本解析手法で現在の水質を再現可能であることを示し関連する主要反応を明示することで，長期的な水質変化についても考察が可能となる。例えば上述の解析では，深度約 200m から 330m までの地下水中の Na 濃度増加に関与した albite の溶解量は，約 80 μ mol／L と算出される。既往研究から両深度間の地下水年代差は約 3 千年と推定され，花崗岩中においては数千年間にわたる水－鉱物反応期間を経ても鉱物の溶解量およびそれに伴う水質変化量がごくわずかであると判断できる。本研究で解析対象とした地下水と同様の水質は，花崗岩地域の単純温泉に分類される温泉で普遍的に観察することができる。そのような場所では，地下水流動を踏まえて複数の観測点で地下水を採取し上述の解析手法を試行することで，長期的な地下水の水質変化量を提示できる可能性がある。

参考文献

[1] 岩月ほか：地下施設で使用する吹付けコンクリートが地下水水質に与える影響 －地球化学計算コードによる評価方法の提案－，土木学会論文集 G（環境），75，pp. 42-54，2019.

---

*Teruki Iwatsuki[1] and Hiroaki Murakami[1]

[1]JAEA

核種移行解析の計算負荷低減に対する機械学習の適用
（1）主要経路の特定による計算負荷低減

The application of Machine learning for reducing the computational load in the particle tracking simulation

(1) Reduction of computational load by identifying the path line

*角木啓太[1]、斉藤拓巳[1]

[1]東大院工

Discrete fracture network(DFN)を用いた詳細な核種移行解析において、主要経路を特定することによる計算負荷低減を試みた結果を報告する。

キーワード：地層処分、天然バリア、核種移行解析、割れ目ネットワークモデル、機械学習

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物の地層処分では、天然バリア（母岩）による遅延機能の評価にあたり、核種移行解析が行われる。我が国における母岩の代表的な候補である結晶質岩における核種移行は、割れ目ネットワーク（DFN）中の輸送としてモデル化できる。しかし、DFN を用いた詳細な核種移行解析は多大な時間を要し、大域での適用のためには、計算負荷の低減が求められる。一方、DFN 中には、多くの輸送が生じる主要経路が存在することが知られている。事前に主要経路を予測し、核種の輸送への影響が小さい亀裂を除くことで、計算負荷の低減が期待できる。本研究ではグラフ理論による解析と機械学習を組み合わせ、計算負荷の低減を試みた。

2. 手法 作成する分類器は、ある亀裂が主要経路かそうでないかを予測するニクラス分類器である。教師データ作成にあたり、まず 100 個の DFN に、非吸着性トレーサーによる核種移行解析を施し主要経路を定義した。続いて、それらの DFN に対し、亀裂の交線の中心をノードに、同一亀裂上のノードをエッジで結ぶ、グラフ化を行った。このグラフを用いて 6 種の中心性と 3 種の距離、2 種の物理量を特徴量として教師データを作成した。これを元にランダムフォレストとニューラルネットワークを訓練し新たに作成した未知 DFN に対し、主要経路の予測を行った。

3. 結論 作成した分類器の例を表 1 に示す。計算負荷低減に際し輸送に寄与の小さい亀裂を抜くアプローチは一定の低減を実現できた。一方で、BTC 全体の形状の予測への限界も示唆された。発表では、予測性能に対する主要経路の定義方法や粒子の初期配置の効果を議論する。

表 1. 分類器の性能

分類器 (閾値)	Recall [%]	Precision [%]	Reduction [%]
RF (0.4)	95.4	91.0	8.4
RF (0.7)	43.9	98.5	61.1
NN (0.6)	72.1	95.9	34.3
NN (0.8)	47.8	96.9	56.9

参考文献

[1] Valera, M., et al., *Computat. Geosci.* 22, 695 (2018).

---

*Keita Sumiki[1], Takumi Saito[1], [1]Graduate School of Engineering, The University of Tokyo

埋設施設周辺の岩盤を用いた天然バリアによるコロイドの移行抑制効果に関する試験的検討

Evaluation of Migration Behavior of Colloids in the Natural Barrier around the waste facilities.

*赤木 洋介[1]，中澤 俊之[1]，山口 耕平[1]，佐藤 久夫[1]
斉藤 拓巳[2]，田村 直之[3]，好井 直樹[3]，小澤 孝[3]
[1]三菱マテリアル，[2]東京大学，[3]日本原燃

日本原燃廃棄物埋設施設周辺の鷹架層中部層（浅地中処分深度相当）が有するコロイドのろ過効果を評価するため、岩盤の間隙構造を擾乱しないように実岩盤から成形した試料にポリスチレンラテックスコロイド（PS コロイド）を通水させるコロイド透過試験を実施し、岩盤の間隙構造とコロイド透過性との関係を検討した。

キーワード：天然バリア，間隙構造，コロイド，ろ過効果

1. 緒言　鷹架層中部層の岩盤は、砂岩や凝灰岩等の透水係数 1×10^{-7}m/s 程度の多孔質な岩盤で構成されており、廃棄体由来のコロイドに対しても、ろ過機能が期待できる可能性がある。そのため、埋設施設周辺から採取された実岩盤コア（6 種類）を対象として、岩盤の間隙構造を評価するとともに、コロイドの透過性をコロイド透過試験により確認し、コロイドのろ過効果を評価した。

2. 試験　岩盤の間隙構造を評価するため、水銀圧入法測定により間隙径分布を測定し、また、X 線 CT 測定により岩盤試料の内部構造を評価した。コロイド透過試験では、粒子径 0.2 μm の PS コロイドを初期濃度 C_0 : 10 mg/L に設定して用いた。岩盤試料はボーリングコアから円柱状（形状：φ25×L25mm）に加工してカラムに固定した。PS コロイドを含む試験溶液を、定流量ポンプを用いて岩石試料に通水し、カラムを透過した試験溶液中のコロイド濃度（C）を UV-Vis 分光光度計（日本分光製、V-670）を用いて定量し、コロイド濃度の経時変化を取得した。

3. 結果・考察　水銀圧入法測定結果より、累積間隙率は砂岩で 30～40%程度、泥岩や凝灰岩では 50～60%程度となった。また、間隙径分布としては、大きな径の間隙（1～10 μm）の割合が高い岩種（軽石凝灰岩）、径の小さな間隙（0.1～1 μm）を主体とする岩種（砂質軽石凝灰岩、泥岩）といった特徴が認められた（図 1）。また、X 線 CT による内部構造の観察結果より、緻密で密度の高い砂や礫（石英、斜長石等）、密度の低い多孔質火山ガラスの空間分布が得られた。

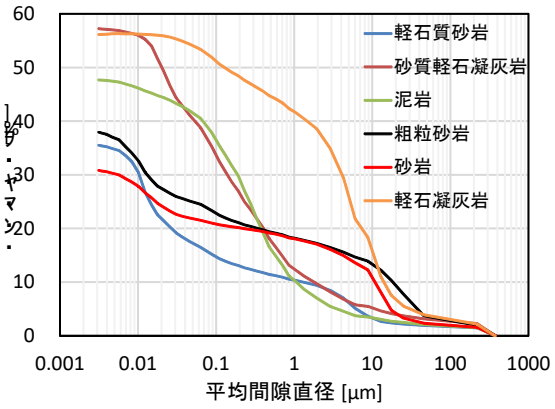


図 1　水銀圧入法による間隙径分布測定結果

コロイド透過試験において透過した試験溶液中のコロイド濃度の変化を、試料の全間隙体積（V_{eff}）に対する透過液量（V_i）の比を横軸として示した（図 2）。試験の結果、ろ過効果は岩種により異なる傾向を示し、コロイドがほぼ透過しない岩種（砂質軽石凝灰岩）、透過した後に濃度が低下する岩種（軽石質砂岩、泥岩）及び透過する岩種（粗粒砂岩、砂岩、軽石凝灰岩）の 3 つの傾向に大別された。コロイドが透過する岩種（軽石凝灰岩など）に着目すると、径が 1 μm より大きな間隙の存在割合が、コロイド透過性に影響したと考えられる。また、これらにおいて、透過したコロイド濃度の割合（C/C_0）は、60%～70%程度であり、透過する岩種であっても一定割合のコロイドが岩盤中の間隙でろ過されることを確認した。

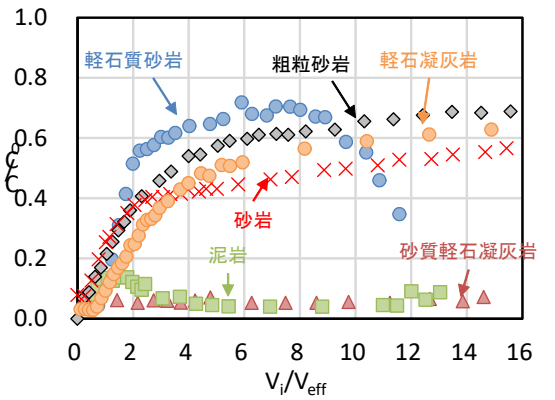


図 2　カラム試験のコロイド濃度測定結果

安全評価[1]で保守的に設定された天然バリアの移行距離は 20m であり、本試験の試料長さ（25mm）に比べ非常に長いため、岩盤は高いコロイドろ過効果を有することが見込まれる。今後は、定量的な移行評価や廃棄物由来のコロイドが長期的に漏出した場合を想定し、アルカリ変質した天然バリアのコロイド移行抑制効果も評価する予定である。

※本研究は、電力共通研究「廃棄物由来のコロイドの移行抑制効果に関する研究（フェーズⅡ）」の成果の一部である。

[1]六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター廃棄物埋設事業許可申請書　平成 9 年 9 月（一部補正）

*Yosuke Akagi[1], Toshiyuki Nakazawa[1], Kohei Yamaguchi[1], Hisao Sato[1], Takumi Saito[2], Naoyuki Tamura[3], Naoki Yoshii[3], Takashi Kozawa[3]
[1]Mitsubishi Materials Co., [2]The University of Tokyo, [3]Japan Nuclear Fuel Limited.

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

[1C11-15] Nuclide Migration 1

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

Wed. Sep 11, 2019 3:35 PM - 4:55 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[1C11] Estimation of deposition behavior of supersaturated silicic acid under the condition coexisting Mg ions and Al ions

*Atsushi Oomukai[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] （1. Tohoku University Graduate School of Engineering ）

3:35 PM - 3:50 PM

[1C12] Influence of co-existing ions on the deposition behavior of supersaturated silicic acid on chlorite and sericite

*Takafumi Saito[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] （1. Tohoku University）

3:50 PM - 4:05 PM

[1C13] The effect of salt concentration on the diffusion of anions in Boom Clay

*Yuya Mizukami[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3] （1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Mitsubishi Materials Corporation）

4:05 PM - 4:20 PM

[1C14] Fundamental Study of Migration Behavior of Cesium under the Unsaturated Condition through One-dimensional Column Experiments

*Masayuki Kogure[1], Ozutsumi Takenori[1], Yuichi NiiBori[1], Taiji Chida[1] （1. Tohoku Univ.）

4:20 PM - 4:35 PM

[1C15] Fundamental Study on Modeling of Radionuclide Transport Behaviors Considering Detouring Paths through an Unsaturated Layer

*Takenori Ozutsumi[1], Masayuki Kogure[1], Yuichi Niibori[1], Chida Taiji[1] （1. Tohoku Univ.）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Mg イオンおよび Al イオン共存下における過飽和ケイ酸の析出挙動評価

Estimation of deposition behavior of supersaturated silicic acid under the condition coexisting Mg ions and Al ions

*大向 諄[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

本研究では、流路の狭隘化による核種閉じ込め効果が期待される、過飽和ケイ酸の析出に及ぼす Mg イオンおよび Al イオンの影響を検討し、析出速度定数を評価した。

キーワード：放射性廃棄物、シリカコロイド、析出、流路閉塞、核種閉じ込め

1. 緒言　地層処分場建設に使用されるセメント系材料に起因して、処分場周辺の pH は 8 から 13 程度まで連続的に変化することが予想される。本研究では、このような pH 変動場におけるケイ酸の再分配に着目しており、既報[1][2]ではケイ酸析出が流路の狭隘化に寄与する可能性を示すとともに、Na イオンおよび Ca イオン共存時の影響についても検討している。そこで本研究では、Mg イオンおよび Al イオンがケイ酸析出に及ぼす影響について検討する。Mg イオンおよび Al イオンは地下水中の溶存濃度としては大きくないものの地下環境に広く遍在し、多くのケイ酸塩鉱物に含有されていることから、ケイ酸の析出に影響を及ぼす可能性がある。

2. 実験　本研究では、バッチ式の析出実験により過飽和ケイ酸の析出挙動を評価した。ケイ酸溶液に固相としてアモルファスシリカ粉末(BET(N_2)比表面積 350 m^2/g、粒径 75～149 μm)を所定量(0.1, 0.5, 1.0 g)添加し、さらに $Mg(NO_3)_2$ 溶液、あるいは $Al(NO_3)_3$ 溶液を 0～14 mM になるように加えた後、pH 緩衝液と硝酸により pH を 8 に下げてケイ酸を過飽和状態とし、析出実験を開始した。試料溶液は合計で 250 ml とし、ケイ酸濃度はこの時点で所定の過飽和濃度になるよう調整した。実験開始後、所定の時間毎にサンプリングを行い、液相と固相を 0.45 μm メンブレンフィルターを用いて分離した。そして、ICP-AES によってケイ酸析出量を求めるとともに、モリブデンイエロー法によって水溶性ケイ酸およびコロイド状ケイ酸を分別して定量した。

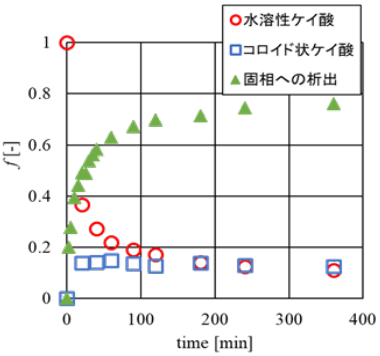


図 1　Mg 添加時ケイ酸析出挙動 (初期ケイ酸過飽和濃度 4 mM, pH8, Mg 14 mM,　固相 1.0 g)

3. 結果・考察　各イオン添加時における析出実験結果の例を図 1 および図 2 に示す。縦軸 f は各ケイ酸濃度を初期の全ケイ酸濃度で除した分率である。Mg イオンおよび Al イオンのいずれの場合も、水溶性ケイ酸の減少とともに、コロイド状ケイ酸および析出したケイ酸の増加が確認され、その析出量の増加は 60 分を目処に緩やかになった。また、析出実験初期のケイ酸析出量の経時変化から求めた析出速度定数は 1.4～2.0×10^{-10} m/s 程度となった。同オーダーの析出速度定数による岩盤亀裂の閉塞解析を行った既報[2]では流路が狭隘化する可能性が示されており、Mg イオンや Al イオン共存条件においても過飽和ケイ酸の析出により同様の核種閉じ込め効果の付与が期待される。

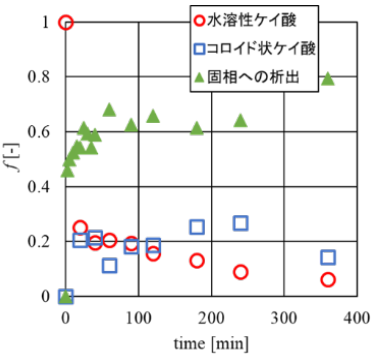


図 2　Al 添加時ケイ酸析出挙動 (初期ケイ酸過飽和濃度 4 mM, pH8, Al 14 mM,　固相 1.0 g)

参考文献

[1] 千田ら：日本原子力学会 2004 年春の年会講演要旨集，H47 (2004).
[2] 笹川ら：日本原子力学会 2013 年秋の大会講演要旨集，O03 (2013).

謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金 基盤(B)18H01910 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Atsushi Omukai[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

緑泥石および絹雲母への過飽和ケイ酸の析出挙動に及ぼす共存イオンの影響

Influence of Co-existing Ions on the Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid on Chlorite and Sericite

*齋藤　聖史[1]，千田　太詩[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学

処分場周辺の pH 変動場におけるケイ酸析出は、地下水流路を狭隘化し、核種移行を抑制する可能性がある。本研究では、地下に遍在する緑泥石および絹雲母に対する過飽和ケイ酸の析出挙動について、Ca イオンの共存を考慮して実験的検討を行い、析出速度定数を評価した。
キーワード：放射性廃棄物処分場、過飽和ケイ酸、析出挙動、緑泥石、絹雲母、変質鉱物

1. 緒言

放射性廃棄物処分場周辺では、処分場建設に使用されるセメント系材料からの成分溶出により地下水が高 pH 化し、岩盤中のケイ酸塩鉱物からケイ酸が溶出することが懸念される。一方、分散や希釈により地下水の pH が 8 程度まで低下してケイ酸が過飽和になることで、流路表面に析出することが予想されている。このようなケイ酸の析出に伴う地下水流路の狭隘化により、天然バリア中の核種移行が抑制される効果が期待される。本研究では、析出対象である流路表面の鉱物として地下に遍在する熱水変質鉱物である緑泥石および絹雲母を想定するとともに、セメント由来の Ca イオンが過飽和ケイ酸の析出に及ぼす影響について検討した。

2. 実験

過飽和ケイ酸の析出実験では、pH 8 において所定の過飽和濃度になるように調整したケイ酸溶液(pH 12 以上)に、緑泥石(粒径 45 μm 以下)あるいは絹雲母(粒径約 10 μm)の粉末を固相として添加した。そして硝酸と pH 緩衝液を用いて pH を 8 程度に設定し、析出実験を開始した。pH を 8 に設定する直前に、Ca 濃度が 10 mM になるように $CaCl_2$ 溶液を添加した。試料溶液の総量は 125 ml とし、窒素雰囲気および 25℃に保つとともに、300 rpm で撹拌した。実験中は所定時間毎にサンプリングし、0.45 μm メンブレンフィルターを用いて固液分離した。ICP-AES により液相中の水溶性ケイ酸およびコロイド状ケイ酸の合計濃度を、モリブデンイエロー法により水溶性ケイ酸のみの濃度を測定した。また、固液分離によって取り除かれたケイ酸を固相に析出したケイ酸とし、ケイ酸の析出挙動を評価した。

3. 結果・考察

Fig. 1 は過飽和ケイ酸濃度 6 mM および緑泥石 5 g、Ca 濃度 10 mM の場合の各形態のケイ酸の経時変化である。縦軸 *f* は、各ケイ酸濃度を初期ケイ酸濃度で除した分率である。Fig. 1 より、水溶性ケイ酸が減少し、析出したケイ酸およびコロイド状ケイ酸が増加していることから、過飽和の水溶性ケイ酸が析出のみならず重合することがわかる。このようなケイ酸の析出および重合は他の実験条件においても同様に確認された。実験開始時から 40 分までのケイ酸析出速度を用いて算出した見かけの析出速度定数は、固相として緑泥石および絹雲母のいずれを用いた場合も、10^{-10} m/s オーダーであった。これは、固相を非晶質シリカとした場合の見かけの析出速度定数と概ね同様である[1]。また、本研究で得られた析出速度定数と、想定される処分環境の地下水流速および流路幅[2]から算出した Damköhler 数は 10^5 以上であり、地下水移流に対してケイ酸の析出反応が支配的になると考えられる。このことはケイ酸析出による流路の狭隘化への寄与を意味する。

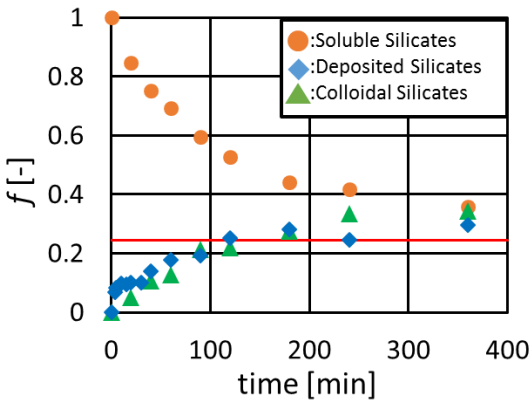


Fig. 1 Deposition behavior of supersaturated silicic acid on chlorite (Supersaturated silicic acid concentration:6 mM, Solid phase:5 g, Ca concentration:10 mM)

参考文献
[1] Sasagawa et al.: Effects of Supersaturated Silicic Acid Concentration on Deposition Rate Around Geological Disposal System, *J. of Nuclear Rad. Sci.*, **3**(4), 041010-1 – 041010-6 (2017).
[2] JNC：わが国における高レベル放射性廃棄物処分の技術的信頼性 –地層処分研究開発第 2 次とりまとめ(1999).
謝辞 本研究の一部は科学研究費補助金 基盤(B) 18H01910 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Takafumi Saito, Taiji Chida, Yuichi Niibori
Tohoku Univ.

ブームクレイ中の陰イオンの拡散に及ぼす塩濃度の影響

The effect of salt concentration on the diffusion of anions in Boom Clay

*水上 裕野[1]，田中 真悟[2]，渡辺 直子[2]，小崎 完[2]，赤木 洋介[3]
[1]北海道大学大学院工学院，[2]北海道大学大学院工学研究院，[3]三菱マテリアル株式会社

ベルギーのブームクレイを用いて塩化物イオンおよびヨウ化物イオンの非定常拡散試験を行い、得られた見かけの拡散係数と活性化エネルギーの塩濃度依存性から陰イオンの拡散メカニズムを考察した。

キーワード：放射性廃棄物処分、ブームクレイ、拡散、陰イオン、塩濃度

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物地層処分の安全評価において、人工及び天然バリア材中の放射性核種の拡散挙動を把握することが必要である。陰イオン性の核種は、粘土中に含まれる負に帯電したモンモリロナイトによって静電的に排斥され、収着による遅延を受けずに拡散し、その排斥効果は粘土中の空隙水のイオン強度の影響を受けるとされる。そこで、本研究では異なる塩濃度で膨潤させたベルギー産粘土試料(ブームクレイ)を対象として塩化物イオン(Cl^-)やヨウ化物イオン(I^-)の非定常拡散試験を行い、得られた見かけの拡散係数(D_a)と活性化エネルギー(E_a)の塩濃度依存性から陰イオンの拡散のメカニズムを検討した。

2. 実験

^{36}Cl 及び ^{125}I をトレーサーとして非定常拡散試験（薄膜拡散実験）を行った。ブームクレイは、ベルギー東北部の地下約 225mから採取されたボーリングコア(No. CGR76/77D-j、R74-75 13a、R76-77 13d、CG76-77E 10D)から堆積面に対して垂直に切り出して成型した後、ブームクレイ模擬地下水、または模擬地下水に NaCl を添加し、NaCl 濃度を 0.05M あるいは 0.5M とした溶液でそれぞれ 14 日以上膨潤させた。膨潤後、試料に微量の $Na^{36}Cl$ 溶液あるいは $Na^{125}I$ 溶液を塗布し、拡散温度 288K～323K にて所定の時間、拡散させた。拡散試験後、試料を塗布面から 0.5mm 間隔でスライスし、スライス片の放射能測定により得られた濃度プロファイルから、$^{36}Cl^-$及び $^{125}I^-$の D_a を決定した。さらに、その温度依存性から E_a を決定した。

3. 結果・考察

NaCl濃度を0.05Mに調整した模擬地下水で膨潤させたブームクレイ中のCl^-のD_aの温度依存性を、NaCl濃度が低い模擬地下水で膨潤させた際の報告値[1]とともに図1に示す。D_aはいずれの塩濃度においても温度の低下に伴い減少する傾向を示した。またD_aに及ぼす塩濃度の影響が顕著ではないことが示された。これは、ブームクレイのモンモリロナイト含有率が低いため、モンモリロナイトによる陰イオン排斥効果が弱いことを示唆している。

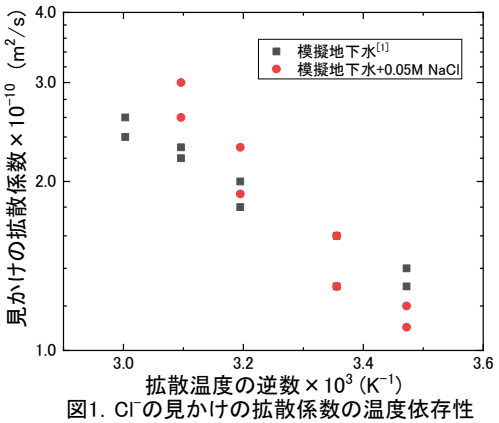


図1. Cl^-の見かけの拡散係数の温度依存性

謝辞：本研究は ONDRAF/NIRAS 研究費(Cont.No.CCHO 2017-0239/00/00)により実施された。

参考文献

[1] 水上裕野，他，日本原子力学会　2018 年秋の大会予稿集（2018）

*Yuya Mizukami[1], Shingo Tanaka [2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3]
[1]Graduate School of Engineering Hokkaido University, [2]Faculty of Engineering Hokkaido University, [3]Mitsubishi Materials Corporation

不飽和な一次元カラム充填層を用いたセシウム移行挙動に関する基礎的研究

Fundamental Study of Migration Behavior of Cesium under the Unsaturated Condition through One-dimensional Column Experiments

*小暮 将之[1]，小堤 健紀[1]，新堀 雄一[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一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るとともに，移流拡散方程式により遅延係数を試算した．その結果，得られた遅延係数は従来の核種移行評価で用いられているものと同程度か若干大きく見積もられる傾向を示した．

キーワード： 不飽和層，遅延係数，相対浸透率

1.緒言　地下水面よりも浅い地下へ放射性廃棄物を処分する際には，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，ケイ砂を充填したカラムを用いて，脱水と再冠水により処分場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．また，理論値と比較することにより，その遅延係数を評価した．

2.実験　本研究では，飽和状態のカラムに気相を注入することにより不飽和状態を調整した．まず，平均粒径 350 μm のケイ砂を純水が適量入ったカラム(充填長さ 6 cm，内径 1 cm)に充填し，飽和状態のカラムを調整した．これに空気を注入して一度脱水し，再度純水を通液して再冠水させ，不飽和状態のカラムを調整した．カラム内の間隙における液相の占める割合(飽和率)は，0.85～0.93 の範囲に収まった．なお、飽和率は，カラム内においてほぼ一様であることを X 線 CT（図 1 内に例を示す）により確認をした．次にこのカラムを鉛直方向に固定し，上端から下端の方向に 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た．また，一次元移流拡散方程式を実験値にフィッティングして遅延係数を評価した．

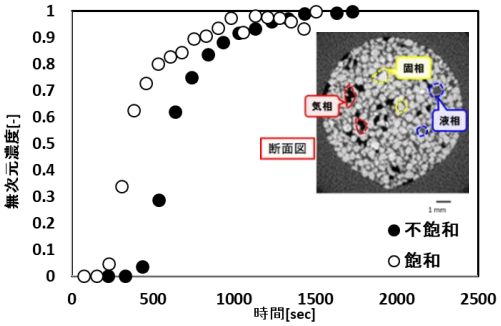


図 1　飽和及び不飽和条件におけるセシウムの移行挙動（水頭差 20 cm）およびX線 CT による断面の様子

表 1　遅延係数の評価

水頭差	飽和	不飽和（実験値）	不飽和（理論値）	実験値と理論値の差
10 cm	5.3	6.5	5.6	13.8%
15 cm	6.2	7.2	6.6	8.3%
20 cm	5.5	5.5	5.8	-5.5%
25 cm	5.1	5.5	5.4	2.0%
30 cm	6	7	6.4	10.0%

3.結果・考察　図 1 に流動実験結果およびフィッティング結果を示す．縦軸は初期セシウム濃度により規格化した無次元濃度，横軸は通液時間である．図 1 に示すように，飽和条件より不飽和条件においてセシウムの移行が遅延した．表 1 に，流動実験より評価した遅延係数(実験値)と，本実験の飽和率 0.93 に対して従来の定義[1]から見積もられる遅延係数(理論値)の比較を示す．表 1 より，実験を元に得られた遅延係数は従来評価で用いられているものと同程度か大きく見積もられた．一方，同様の流動実験をカラム下端から上端の方向に通液した発表者らの既報[2]では遅延係数が従来評価より小さくなる結果が得られており，不飽和条件下の核種移行が流れ方向に大きく依存する可能性が示唆された．

参考文献 [1] 環境省：平成 25 年 9 月 27 日中間貯蔵施設安全対策検討会（第 4 回）資料 (2013).
[2] 小堤ら原子力学会 2016 年秋の大会講演要旨集，1D01 (2016).

謝辞　本研究の一部は，，特別研究員奨励費 17J01851，，および科学研究費補助金基盤研究 17H01371 の成果である．ここに記して謝意を表す．

*Masayuki KOGURE[1], Takenori OZUTSUMI[1], Yuichi NIIBORI[1], Taiji CHIDA[1]
[1]Tohoku Univ.

不飽和層の迂回流路を考慮した核種移行挙動のモデル化に関する基礎的検討

Fundamental Study on Modeling of Radionuclide Transport Behaviors
Considering Detouring Paths through an Unsaturated Layer

*小堤 健紀[1]、小暮 將之[1]、新堀 雄一[1]、千田 太詩[1]
[1]東北大学

本検討は、不飽和層における気相の存在により生じる流路の迂回が核種移行挙動に及ぼす影響を、不飽和を考慮した二次元ネットワークモデルにより評価し、その計算結果を実験値と比較した。その結果、本モデルは実験値を良く説明できることが明らかになった。
キーワード：移流拡散方程式、ネットワークモデル、分散係数、不飽和層、核種移行

1. 緒言

福島原発事故により発生した除染廃棄物や廃炉により生じる低レベル放射性廃棄物は、浅地中ピット処分相当の処分が予定されている。地表近傍の浅地中はケイ酸塩鉱物を主成分とした粒子が充填された多孔質層を成しており、地下水および降雨が断続的に浸入するものの、間隙が水で満たされず気相が共存する不飽和状態となる。このような不飽和層においては、気相の存在による液相の迂回や核種収着サイトの減少が生じるために、核種移行挙動は間隙が液相で満たされた飽和層とは異なる。このうち液相の迂回は、移行が速い流路と遅い流路を形成することにより核種移行経路を複雑化するが、異なる複数の流路の重ね合わせにより模擬できる可能性がある。そこで本研究では、このような不飽和層における核種移行挙動のモデル化の基礎的検討として、格子状に設定した流動場に不飽和層を再現するとともに、それぞれの流路に一次元移流分散方程式を適用することにより、不飽和層における複数の迂回流路を物質移行モデルに反映することを試みた。

2. ネットワークモデルの構成

本研究は二次元ネットワークモデルにより不飽和層中の物質移行をモデル化した。格子状に設定した流路に後述の流路幅を与え、最も幅の小さい流路を次の流路として選択させることにより、不飽和層において流路が迂回する様子を図 1 のような流路の分布パターンとして再現した。流路の形状は平行平板モデルとし，流路幅は釜石鉱山における透水係数分布[1]の確率密度関数より得た統計量と等価なベルヌーイ試行列により与えた[2]。また、流路数(メッシュ)を 20×20 とした。

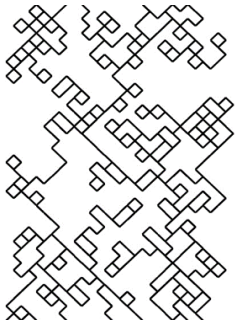


図 1. 不飽和層を再現した流路図の例

3. 結果・考察

図 2 に本モデルによる不飽和層における物質移行の計算結果と実験値[3]（カラム内に調整した不飽和層にセシウム溶液を注入し、破過曲線を測定した値）を比較した図を示す。横軸は、実験結果を実験系の平均滞在時間で無次元化した時間、縦軸は実験に用いたセシウム溶液の濃度を 1 とした無次元濃度を表す。また、破線は実験結果に対して一次元移流分散方程式によりフィッティングした結果を示す。これまで一次元移流分散方程式による実験値のフィッティングは、図中の①に示す近傍において実験値からの乖離が生じる傾向にあったが、本検討における計算結果はより良いフィッティングを示した。このことは、不飽和層においては物質の移行経路が複雑化し、透水性の局所的な変化から相対的に流路長の長くなる迂回流路が物質移動に影響を及ぼす可能性を改めて示唆する。

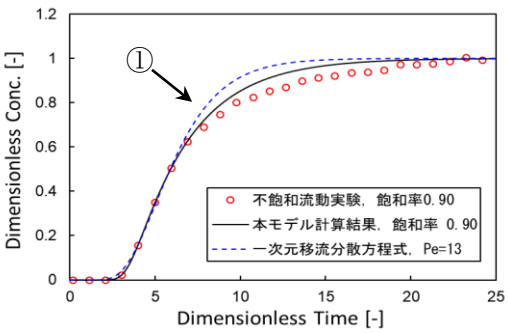


図 2. 本モデルの計算結果と実験値および一次元移流拡散方程式によるフィッティング結果との比較

参考文献

[1] JNC：わが国における高レベル放射性廃棄物処分の技術的信頼性 –地層処分研究開発第 2 次とりまとめ (1999)
[2] Y. Niibori et.al.: *Proc. of Mat. Res. Soc.*, **556**, 751-758 (1999).
[3] T. Ozutsumi et.al.: *Proc. of 2018 PBNC*, Paper No. 25877 (2018).
謝辞　本研究の一部は、特別研究員奨励費 17J01851、および科学研究費補助金基盤研究 17H01371 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Takenori Ozutsumi[1], Masayuki Kogure[1], Yuichi Niibori[1] and Taiji Chida[1]
[1]Tohoku Univ.

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

[1C16-19] Nuclide Migration 2

Chair:Shingo Tanaka(Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 4:55 PM - 6:00 PM Room C (Common Education Bildg. 1F C13)

[1C16] Consideration on modeling of Nb sorption onto clay minerals in the presence of Ca

Tetsuji Yamaguchi[1], Ko Henmi[1], Logan Barr[1], Asako Shimada[1], *Saki Ohira[1], Yoshihisa Iida[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1C17] Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in Bentonite

*Masayuki Hirakawa[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryota Yamada[1], Keisuke Yoshida[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1C18] Diffusion behavior of Copper ions in Bentonite

*Keisuke Yoshida[1], Kazuya Idemitsu[2], Masayuki Hirakawa[1], Ryota Yamada[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyushu University Department of Engineering)

5:25 PM - 5:40 PM

[1C19] DGT sampling of exchangeable Cs-137

*MASAFUMI FUKUOKA[1], Takumi Saito[1], Kenso Fujiwara[2], Kazuki IIjima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Ca 共存下での粘土鉱物への Nb 収着モデルの検討

Consideration on modeling of Nb sorption onto clay minerals in the presence of Ca

山口 徹治[1]，邉見 光[1]，ローガン バール[1]，島田 亜佐子[1]，*大平 早希[1]， 飯田 芳久[1]

[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

Ca-Nb-OH 表面錯体を追加した Nb 収着モデルを構築し、Ervanne et al.（文献[1]）のデータを再解析するとともに、Ca-Nb-OH 溶存錯体について検討した。その結果、Ca-Nb-OH 溶存錯体の存在が示唆され、Ca-Nb-OH 表面錯体を考慮した収着モデルにより、文献[1]で報告されている Ca 共存下における高い Nb 収着を再現可能なことが分かった。

キーワード：Nb、Ca、イライト、収着モデル、溶解度

1. 緒言

^{94}Nb（半減期 2.03 万年）の収着分配係数（*K*d）は、中深度処分の安全評価において重要な要素の一つである。Nb は中性、アルカリ性の pH でアニオン（$Nb(OH)_6^-$, $Nb(OH)_7^{2-}$）[1],[2]を形成し、収着性が低いと予想されるが、Ca 存在下では粘土鉱物の 1 種であるイライトへの高い収着が報告[1]されている。ただし、Ca 共存下での *K*d のモデル化は成功していない[1]。そこで、Ca-Nb-OH の表面錯体を追加した収着モデルを構築し、文献[1]の *K*d データを再解析するとともに、Ca-Nb-OH 溶存錯体について検討した。

2. 収着モデルの構築

Ca 共存下での高い *K*d を再現するため、文献[1]で考慮されている表面錯体($X\_ONb(OH)_5^-$, $X\_ONb(OH)_6^{2-}$)に加えて、Ca-Nb-OH 表面錯体の存在を仮定したモデルを構築した。まず pH 8.5 以上の領域で $Nb(OH)_7^{2-}$が安定な溶存錯体と考えられること、*K*d に pH 依存性がないことから、以下の収着反応式(1)を推測した。

$$X\_O^- + Nb(OH)_7^{2-} + Ca^{2+} = X\_OCaNb(OH)_7^- \quad (1)$$

この表面錯体 $X_OCaNb(OH)_7^-$を文献[1] で考慮されている表面錯体に追加し（Model 1）、PHREEQC を用いて解析した結果、図 1 のように実験値を再現した。フィッティングにより式(1)の平衡定数を推定した(表 1)。

Model 1 で Ca-Nb-OH の表面錯体を考慮したことから、Ca-Nb-OH 溶存錯体の存在可能性についても検討した。Ca 濃度及び pH を変化させ、Nb の溶解度実験を行った。実験結果から、Ca 系での Nb の溶解反応として以下の式(2)を推測した。

$$0.5Ca(NbO_3)_2\,(s) + 3H_2O + 0.5Ca^{2+} = CaNb(OH)_6^+ \quad (2)$$

この推測に基づけば、文献[1]の実験条件においては $Nb(OH)_7^{2-}$ではなく $CaNb(OH)_6^+$が支配的な溶存種であることが示唆される。そのため、収着反応として式(1)に代わる式(3)を推測した。

$$X\_O^- + CaNb(OH)_6^+ = X\_OCaNb(OH)_6 \quad (3)$$

Model 1 の式(1)を式(3)に代えたモデルを Model 2 として、PHREEQC を用いて解析した結果、図 1 のように実験値を再現可能なことが分かった。フィッティングにより式(3)の平衡定数を推定した(表 1)。

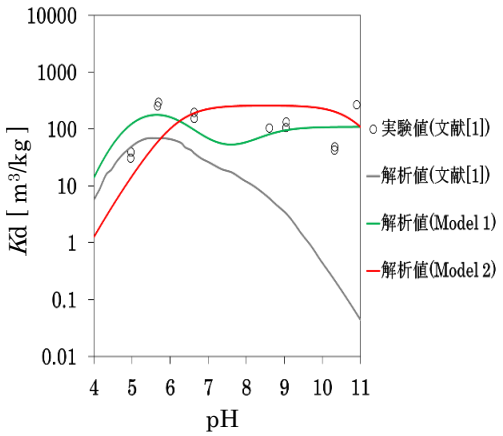


図 1 0.1 M $Ca(ClO_4)_2$ 水溶液中でのイライトへの *K*d の実験値[1]と解析結果（文献値[1]、Model 1、2）

表 1 Model 1、2 で用いた収着反応及び平衡定数

Reaction	Model	log K	Ref
$X\_O^- + Nb(OH)_5(aq) = X\_ONb(OH)_5^-$	1, 2	9.4	[1]
$X\_O^- + Nb(OH)_6^- = X\_ONb(OH)_6^{2-}$	1, 2	7.42	[1]
$X\_O^- + Nb(OH)_7^{2-} + Ca^{2+} = X\_OCaNb(OH)_7^-$	1	9.94±0.31	This study
$X\_O^- + CaNb(OH)_6^+ = X\_OCaNb(OH)_6$	2	8.27±0.47	This study

3. 結論

文献[1]で考慮された Nb-OH 表面錯体に加えて Ca-Nb-OH 表面錯体を考慮した収着モデルにより、実験値を再現することができた。

参考文献

[1] Ervanne, H., Hakanen, M., Lehto, J., *Radiochim. Acta* **102**, 839-847 (2014).

[2] Lothenbach, B., Ochs, M., Wanner, H., Yui, M. JNC TN8400 99-011 (1999).

Tetsuji Yamaguchi[1], Ko Henmi[1], Logan Barr[1], Asako Shimada[1], *Saki Ohira[1], Yoshihisa Iida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

ベントナイト中のネプツニウムの移行挙動における炭酸の影響

Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in Bentonite

*平川 真之[1]，出光 一哉[1]，山田良太[1]，吉田 圭祐[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]
[1]九大院・工

本実験では炭酸共存下におけるベントナイト中のネプツニウムの移行挙動に着目し、炭酸濃度及びベントナイト乾燥密度に関する拡散試験を行った。各条件下でのネプツニウムの見かけの拡散係数から、炭酸濃度の上昇に伴いネプツニウムの見かけの拡散係数は減少する傾向がみられた。

キーワード：ベントナイト，ネプツニウム，炭酸錯体，拡散試験

1. 緒言

本研究で注目する ^{237}Np は半減期が長く長期にわたり放射能を有し続ける性質を持ち、崩壊後も崩壊系列に放射性核種が続くため安全評価を行う上で重要な元素である。Np は地下水環境によって化学系が変化し、移行挙動に様々な変化が生じることが予想されるため、今回はベントナイト乾燥密度及び炭酸濃度を変化させ拡散試験を行い Np の炭酸中の移行挙動を調査した。

2. 実験

圧密ベントナイト試料(クニピア F、0.8~1.6Mg/m^3、ϕ10×10mm^2)を 0.1~1.0[M] $NaHCO_3$ 水溶液と 30 日以上接触させ、飽和膨潤させた。その後試料下部にトレーサー(0.1M HNO_3 中に 10~1000[μg・L^{-1}]となるように調整された Np 溶液)を 5μL 塗布し拡散試験を行った。試験終了後、試料をスライスし、1N HNO_3 によりイオンを脱離後、ICP-MS を用いてトレーサーイオンを定量し、各条件における Np の見かけの拡散係数を導出した。

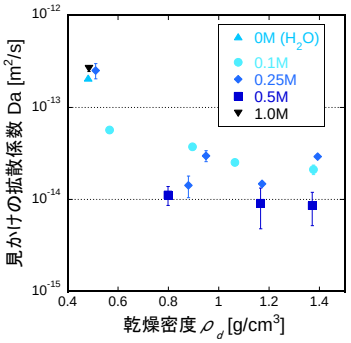


図 1 見かけの拡散係数

3. 結論

今回の実験から得られた見かけの拡散係数を図 1 に示す。見かけの拡散係数は乾燥密度の増加に従い減少する傾向がみられた。これは核種の移行経路の一つである自由空隙の割合がベントナイト密度の増大に従って減少するためだと考えられる。また、膨潤溶液である $NaHCO_3$ の濃度依存性について溶液濃度が高いほど見かけの拡散係数が小さくなる傾向がみられた。一般にイオン強度が高いと、モンモリロナイト層間隔が狭くなり、自由空隙の割合が増加するため拡散係数が大きくなる傾向が見られるがそれとは異なる結果となった。これは図 2 に示すように、実験した濃度範囲内で試料中の $NaHCO_3$ の濃度が高くなると炭酸イオン配位子の少ない Np 化学種が減少し、逆に炭酸イオン配位子の多い Np 化学種が増大し、錯体が大きくなったためと考えられる。

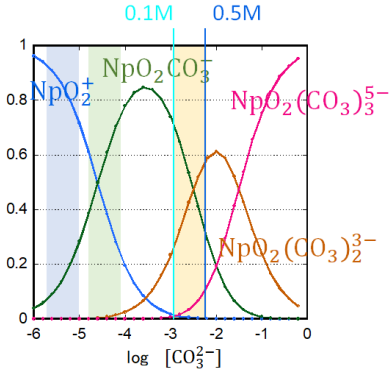


図 2　Np 化学種存在比の炭酸濃度依存性

*Masayuki Hirakawa [1], Kazuya Idemitsu[1], Ryota Yamada[1], Keisuke Yoshida[1], Yaohiro Inagaki[1] and Tatsumi Arima[1]
[1]Kyushu Univ. Eng.

ベントナイト中の銅イオンの拡散挙動

Diffusion behavior of Copper ions in Bentonite

*吉田　圭祐，山田　良太，平川 真之，出光 一哉，稲垣八穂広，有馬 立身
九大院・工

電気泳動を用いたベントナイト（クニピア F）中の銅イオンの拡散に着目し、印加電位およびベントナイト乾燥密度をパラメータとして評価した。その結果、印加電位の変化によらず、見かけの分散係数はほぼ一定となり、10^{-12}[m^2/s]オーダーの値となった。

キーワード：ベントナイト，銅，拡散

1. 緒言　使用済み核燃料を直接処分することが日本においても検討されている。世界的に、使用済み燃料の処分の際には、銅製の金属容器（オーバーパック）が使用される予定である。銅製オーバーパックが使用された場合、処分場の閉鎖後、銅が腐食しベントナイト緩衝材中に侵入することによって、放射性核種の移行パラメータに影響を与える懸念がある。そこで本研究では、銅片をアノード腐食させることによって強制的に銅をベントナイト中へ導入し、その銅の拡散挙動を調べることを目的とした。

2. 実験　圧密ベントナイト（乾燥密度:1.0, 1.2, 1.4 Mg/m^3）を 0.1M NaCl 溶液で十分に飽和膨潤させ、それぞれのベントナイトの片面に銅片を接触させ、銅片の電位を一定に保ち(+100～+400 mV vs. Ag/AgCl)、通電試験（通電期間: 2 日間）を行った。試験後、濃度プロファイルからみかけの分散係数を導出した。

3. 結果　Cu のベントナイト中の濃度分布から電位が高いほど銅イオンは多量に生成し、ベントナイト中を深くまで拡散していることが分かった。銅の溶出量を、測定した電流値および濃度分布より算出した。電流値から界面反応として Cu^{2+}が溶出する反応が起きると仮定して計算した銅の溶出量を縦軸に、濃度分布から得られた溶出量を横軸にプロットしたものを図.1 に示す。図.1 より、どの電位でも Cu は 2 価としてベントナイト中を移行していると考えられる。さらに、Cu の濃度分布を分散・移流方程式を陽的差分法で解くことにより解析を行った。フィッティングを行ったところ、よく実験値を再現することができておりその結果を図.2 に示す。分散･移流方程式から得た見かけの分散係数は 10^{-12}[m^2/s]オーダーの値となった。

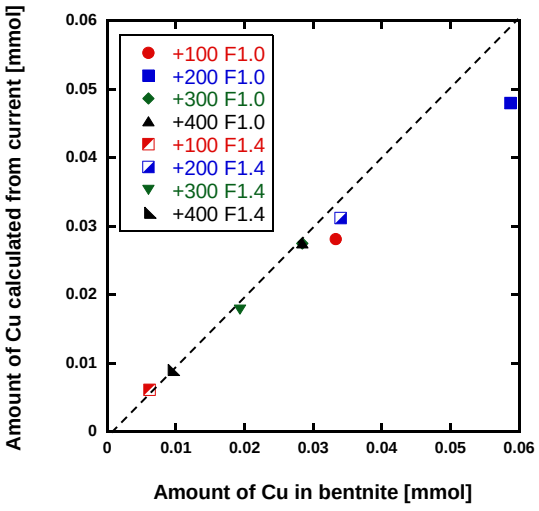


図 1　銅の溶出量

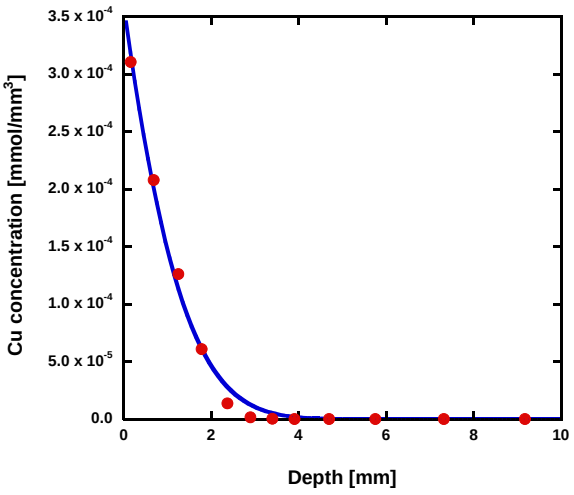


図 2 フィッティングの一例（乾燥密度 1.0 Mg/m^3,　+300mV）

参考文献 .

---

*Keisuke Yoshida, Ryota Yamada, Masayuki Hirakawa, Kazuya Idemitsu, Yaohiro Inagaki, Tatsumi Arima, Kyushu Univ.

DGT による ^{137}Cs の交換可能画分サンプリング
(2) DGT デバイスの福島環境への適用結果

DGT sampling of exchangeable ^{137}Cs

(2) Application of DGT for Fukushima environments

*福岡 将史[1]，斉藤 拓巳[1]，藤原 健壮[2]、飯島 和毅[2]

[1] 東大, [2]JAEA

本発表では，微量金属イオンの置換活性な成分をサンプリングするデバイスである Diffusive gradients in thin films (DGT)を用いて、福島第一原子力発電所近傍における環境への適用結果を報告する．

キーワード：放射性セシウム，溜池，土壌，堆積物，DGT

1. 緒言　2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故により放出された ^{137}Cs によって汚染された環境の内，大部分の居住地域の除染は完了しているものの，森林環境は手つかずの状態である．動植物による ^{137}Cs の吸収や森林環境内部，あるいは周囲の環境への ^{137}Cs の移動による汚染の変化を理解する上で，土壌固相に取り込まれた ^{137}Cs の内，土壌液相中の陽イオンと容易に交換可能である置換活性な成分を評価することが重要となる．採取後の土壌試料を用いた置換活性な ^{137}Cs 成分の評価は数多く報告されているが[1]，実際の土壌でその場評価を行った研究は少ない．本研究では，Diffusive gradients in thin films (DGT)[2]と呼ばれる環境中の微量金属イオンの置換活性な成分をサンプリングするデバイスを用いて，^{137}Cs の置換活性な成分のその場評価を行うことを目的としている．本発表では，福島第一原子力発電所近傍において Cs 用 DGT デバイスを用いた基礎試験を行った。その結果について報告する．

2. 実験方法　典型的な DGT デバイスの構造について図 1 に示す．環境中の ^{137}Cs の置換活性な成分は，開口部よりメンブレンフィルター，拡散ゲルを通過し，結合ゲル中に含まれる吸着剤によってデバイス内部に固定される．このとき拡散ゲル層に生じる濃度勾配から，環境中の ^{137}Cs の置換活性な成分の濃度を計算できる．本実験では，これらのゲルとしてアクリルアミドゲルを，また，吸着剤としてフェロシアン化銅微粒子を使用した．2019 年 3 月中旬，作成した DGT デバイスを福島第一原子力発電所近傍の森林土壌，溜池の池水，堆積物に設置した．46 時間後，設置した DGT デバイスを回収し，デバイスに取り込まれた ^{137}Cs の放射能を，Ge 半導体検出器を用いて測定した．また，比較のために，同地点で採取した環境試料に含まれる ^{137}Cs 濃度を測定した．

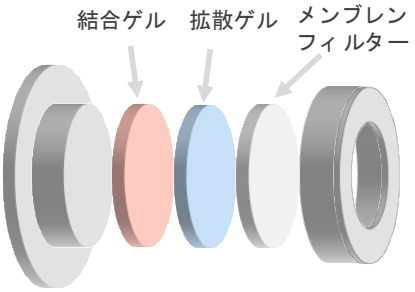


図 1 DGT デバイス

3. 結果と考察　池水に適用した DGT デバイスに取り込まれた ^{137}Cs の放射能は 1.02 ± 0.02 Bq，採取した水試料に含まれる溶存態 ^{137}Cs 濃度は 10.1 ± 0.2 Bq/L となった．発表では，拡散ゲル層の実効的な膜厚の測定結果と合わせて，池水における ^{137}Cs の置換活性な成分濃度の評価結果について報告する．加えて，溜池の堆積物，森林土壌への Cs 用 DGT デバイスの適用結果についても報告する．

参考文献

[1] I. A. Stepina, et al., *Eurasian Soil Sci*. **44**, 713-718, 2011.

[2] W. Li, et al., *Anal. Chem*. **81**, 5889-5895, 2009.

---

*Masafumi Fukuoka[1], Takumi Saito[1], Kenso Fujiwaara[2], and Kazuki Iijima[2],

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[1D01-04] Environmental Radioacitivty and Remediation

Chair:Kimiaki Saito(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:05 AM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[1D01] Recent Advances in Simulation Techniques on dynamical behaviors of sea water and radionuclides in 1F port and neighboring coastal area: Inclusion of Monitoring Data

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

10:00 AM - 10:15 AM

[1D02] Similarity of composition between silicate glass of the Type A insoluble Cs particles and filtersof stand-by gas treatment system line in Unit 3

*Hiroki Hagiwara[1], Junpei Imoto[1], Akihide Hidaka[1,2] （1. JAEA, 2. Khalifa Univ.）

10:15 AM - 10:30 AM

[1D03] Characterisation of the radioactive particle from a river water sample in Fukushima Prefecture

*Yukio Takeuchi[1], Keisuke Taniguchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Naoki Nomura[2] （1. Centre for Enviornmental Creation, Fukushima Prefectural Government, 2. Fukui Univ. of Tech.）

10:30 AM - 10:45 AM

[1D04] Radiocaesium dynamics in a river affected by the decontamination work in the watershed

*Keisuke Taniguchi[1], Yukio Takeuchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Takayuki Kuramoto[2], Yuichi Onda[3] （1. FPCEC, 2. Tokai University, 3. University of Tsukuba）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

1F 港湾及び沿岸での海水及び放射性物質の動態シミュレーション技術の進展 : モニタリングデータの取り込み

Recent Advances in Simulation Techniques on dynamical behaviors of sea water and radionuclides in 1F port and neighboring coastal area
: Inclusion of Monitoring Data

*町田 昌彦[1]，岩田亜矢子[1]，山田 進[1]
[1]日本原子力研究開発機構

１F 港湾内を中心に、港湾外も含めた福島沿岸環境での放射性セシウムの動態の理解を深めるため、シミュレーション技術開発の現状を示すと同時に、その動態を理解する上で重要なモニタリングデータを、どのようにシミュレーションに反映させるかについて考察した結果を発表し、今後の研究開発の方針を議論する。

キーワード：放射性セシウム，海水流動，沿岸環境, 1F 港湾, 放射性物質環境動態, データ同化

1. 緒言

最近、新たな海洋汚染問題（マイクロプラスティック等）解決に向けた気運が高まりを見せており、世界的レベルで沿岸環境での物質の動態評価に係る研究開発の必要性が高まっている。特に日本は周囲を海に囲まれた海洋国であり、その果たすべき役割は大きい。一方、放射性物質の環境動態という観点に立ち返ると、福島第一原子力発電所（１F）事故以降、対象物質は異なるが、沿岸環境での放射性物質の海洋汚染が注目され、特に放射性セシウムのインベントリーとその動態についての理解が求められてきた。

2. モニタリングデータとその同化について

本発表では、放射性セシウムの福島沿岸環境での動態解明という課題を通して、１F 港湾内を中心に港湾外も含めた沿岸環境全体についての理解を深化する必要があることを示す。先ず、その理解に当たって最も重要な海水流動モデルや海水流動に影響を与える要因を示す同時に、そのモデルを実装したシミュレーション技術開発の現状を示す。それらの技術開発では、可能な限り環境科学やその他の分野で研究開発が行われてきたモデリングやシミュレーション手法を調査し評価した上で、最も放射性物質の環境動態研究に適した手法を採用する一方、放射性セシウムという特殊性を考慮するため、その特殊性を反映して観測されるモニタリングデータ[1)]をどのようにシミュレーションに取り込むかについて考察する。

観測データを環境の様々なシミュレーションに取り込む技術の総称として、データ同化という研究開発が行われ、様々な数理モデルが構築され、その有用性が評価されている。実際、それらの一部は既に天気予報その他の現業に利用されている。一方、放射性物質の沿岸環境での動態に対しては、モニタリングされるデータが海水濃度であり、最近に至っては、検出限界値以下となるデータが頻出する[1)]等、取り込みに際し技術の工夫が必要となる。本発表では、放射性物質としての特質を有するデータ同化技法について議論する。

3. 結論

放射性物質の環境動態を分析し、その知見を深めるためには、放射性物質のモニタリングデータを取り込んだ環境動態シミュレーション技術の研究開発が急務である。得られた成果は放射性物質環境動態だけでなく、環境シミュレーション一般に対してもインパクトを有する研究開発となる可能性がある。

参考文献

[1] 町田昌彦他、「１F 港湾及び港湾沿岸での放射性核種動態：データ分析に基づく考察」，日本原子力学会 2018 年秋の大会.

---

*Masahiko Machida[1], Ayako Iwata[1] and Susumu Yamada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Type A 不溶性 Cs 粒子のケイ酸塩ガラスと 3 号機 SGTS のフィルタ材との類似性

Similarity of composition between silicate glass of the Type A insoluble Cs particles and filters of stand-by gas treatment system line in Unit 3

*萩原 大樹[1], 井元 純平[1], 日髙 昭秀[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] カリファ大学

Type A の不溶性 Cs 粒子は、3 号機 SGTS の HEPA フィルタ材が水素爆発時に微粒化して生成した可能性が示されたことから、EPMA を用いて Type A を覆うケイ酸ガラスとフィルタ材の構成元素を調べた。その結果、Si と Zn の組成比の傾向がほぼ一致し、フィルタ材が Type A の Si 源である可能性が示唆された。

キーワード：不溶性 Cs 粒子（Type A）、ケイ酸塩ガラス、 HEPA フィルタ材、EPMA、福島第一原発事故

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）事故時に環境中に放出された Cs の一部は、ケイ酸塩ガラスに覆われた不溶性 Cs 粒子であった。不溶性 Cs 粒子には、少なくとも 2 種類の Type A（小粒径）と Type B（大粒径）があり、Type B の起源や生成機構については次第に解明されつつあるが、Type A のそれについては未だ様々な議論があり定説が存在しない。不溶性 Cs 粒子の生成機構や構成元素の起源を明らかにすることは、Cs の環境動態への影響を評価する観点から必要不可欠である。最近、Type A の生成機構に関する検討から、3 号機の非常用ガス処理系（SGTS）の HEPA フィルタ材として使用されているグラスファイバが水素爆発時に火炎で溶融し、爆風で微粒化して粒子が生成された可能性が指摘された[1]。

2. 目的及び方法

本研究では、先に指摘された Type A の生成機構を検証するため、1F から 10km 圏内の複数地点で採取した堆積物より抽出した μm オーダーサイズの Type A 不溶性 Cs 粒子と、沸騰水型原子炉施設（BWR）で使用されている一般的な HEPA フィルタ材（グラスファイバ）を対象に、電子プローブマイクロアナライザ（EPMA）を用いて構成元素を分析し、両者の比較を行った。

3. 結果と考察

HEPA フィルタ材に含まれる主要な構成元素は Si、Zn、Al、Na であり、Type A のそれとほぼ一致した。Type A やフィルタ中に微量でやや不均一に含まれる Zn に着目し、両者の SiO_2、ZnO 比を調べた結果を図 1 に示す。放出された粒子は主に乾燥沈着により沈着し、気象条件と質量が同じであれば、ほぼ同じ地点に沈着する。Zn の比重は Si の約 2 倍であるが、フィルタの結果も、既報の Type A の分析値[2]と同様に、粒子の質量がほぼ同じとなるような負の相関関係の延長線上に位置した。この事は、Type A が HEPA フィルタ材を起源として生成された可能性を示唆している。

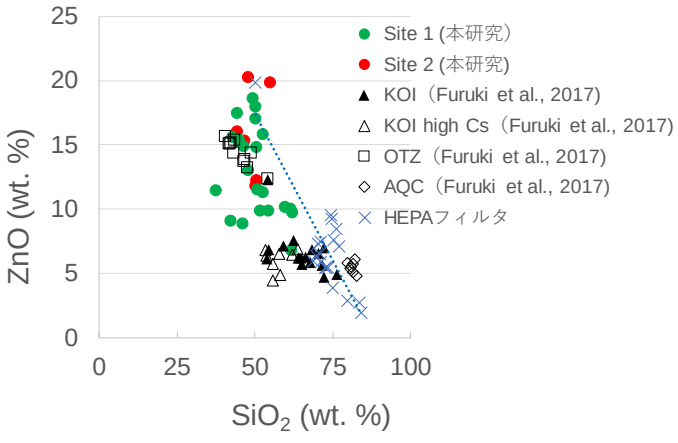


図 1 Type A とフィルタの ZnO と SiO_2 比

謝辞 本研究は JSPS 科研費 18K14161 の助成を受けて実施したものです。

参考文献

[1] Hidaka A, J Nucl Sci Technol, DOI:10.1080/00223131.2019.1583611. [2] Furuki G, et al., Sci Rep, DOI:10.1038/srep42731.

* Hiroki Hagiwara[1], Junpei Imoto[1], Akihide Hidaka[1,2] [1]JAEA, [2] Khalifa University

福島県の河川水試料から発見された放射性粒子の特徴

Characterisation of the radioactive particle from a river water sample in Fukushima Prefecture

*竹内 幸生[1]，谷口 圭輔[1]，藤田 一輝[1]，新井 宏受[1]，吉田 博文[1]，野村 直希[2]
[1]福島県環境創造センター，[2]福井工業大学

福島県の河川から採取した浮遊砂試料の中に、通常よりも特異的に高い放射性セシウム濃度を示す試料が見つかった。この一因として、不溶性放射性セシウム粒子（CsMPs）の混入が考えられた事から、当該試料中の CsMPs についての調査を行った。本発表ではその経過について報告する。

キーワード：河川，放射性セシウム，放射性粒子，懸濁物質

1. 緒言

福島県環境創造センターでは、河川水中の放射性セシウム濃度の定期モニタリングを実施しており、時間の経過と共に浮遊砂中の放射性セシウム濃度が低下していることを確認している。しかし、2018 年に福島県浜通りの河川から採取した試料の中に、通常よりも特異的に高い放射性セシウム濃度を示す試料を確認した。この突発的な濃度上昇が生じた一因として、高濃度に放射性セシウムが濃縮した CsMPs が当該試料中に混入していた可能性が考えられる。そこで、本研究では試料中の CsMPs の有無について調査し、その影響について検討した。

2. 方法

調査は､河川水中の浮遊物質を連続的に採取する浮遊砂サンプラーにより 2018 年 9 月 20 日から 10 月 12 日の期間に採取された浮遊砂（合計 3.46 g）を対象とした。対象試料を 5 分割（0.408～1.08 g）した後、各々を Ge 半導体検出器により Cs-137 放射能を測定した。さらに、各試料をユニパック内に分散させ、イメージングプレート（IP）により、その放射能分布を明らかにした。特に、最も高い放射能濃度を示した試料については、その IP 画像内での輝度が最も高い部分を分取し、さらに IP 測定を行う事により対象範囲の絞り込みを行った。この範囲内に存在する粒子群については、放射能測定と走査型電子顕微鏡による粒径測定を実施した。

3. 結果と考察

5 分割した試料の Cs-137 放射能濃度は 2.4～6.0×10^4 Bq/kg を示し､全試料が 2017 年以降の平均値（5.9×10^3 Bq/kg（当該試料を除く））を大きく上回っていた。さらに、IP 測定の結果、いずれの試料においても放射能分布は不均質であり、複数の高輝度スポットが確認された事から、試料中に複数の CsMPs が混入している事が示唆された。

さらに、最も高い放射能濃度を示した試料から絞り込んだ最高輝度の粒子群は、粒径が 2.0～35.2 μm であり、12.8 Bq の Cs-137 放射能を示した。この放射能は全浮遊砂中の放射能の約 10%に相当した事から、最高輝度の粒子群以外の CsMPs やその他粒子の放射能の寄与がある事が示唆された。発表では、解析途中であるその他の粒子の結果も合わせて、試料全体の Cs-137 放射能に対する CsMPs の寄与率についての評価を行う予定である。

---

*Yukio Takeuchi[1], Keisuke Taniguchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Naoki Nomura[2]
[1]Centre for Environmental Creation, Fukushima Prefectural Government, [2]Fukui University of Technology

流域内で除染が行われた河川における放射性セシウム動態

Radiocaesium dynamics in a river affected by the decontamination work in the watershed

*谷口 圭輔[1]、竹内 幸生[1]、藤田 一輝[1]、新井 宏受[1]、吉田 博文[1]、倉元 隆之[2]、恩田 裕一[3]
[1]福島県環境創造センター，[2]東海大学，[3]筑波大学

流域内で除染が行われた場合の河川における放射性セシウムの移行状況の変化を調べた。除染により、河川中の放射性セシウム濃度は低下するものの、客土による裸地化の影響で土砂の移行量が著しく増加するため、除染期間中の下流への放射性セシウム移行量は除染前と同程度となった。

キーワード：放射性セシウム、河川、東京電力福島第一原子力発電所事故、除染

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故を受け、建物・道路・農地及び一部の森林を対象とした除染活動が実施され、空間線量率の低下など一定の成果を上げた。しかし、流域内で行われた除染による河川での放射性セシウム動態への影響については、十分な検証が行われていない。本研究では、阿武隈川の支流の一つである口太川を対象に、2011 年 6 月からの継続的な観測結果に基づき、除染と放射性セシウム動態の関係について報告する。

2. 観測・解析方法

口太川流域に 4 つの観測点を設け、水位・濁度の連続観測及び浮遊砂サンプラーによる浮遊粒子（SS）の捕集を行った。捕集された SS 試料を乾燥後、HpGe 半導体検出器を用いて懸濁態 Cs-137 濃度 C [Bq kg-ss^{-1}]を測定した。水位・濁度から流量 Q [m^{3}s^{-1}]及び SS 濃度 SSC [kg-ss m^{-3}]を算出し、Cs-137 の移行量 L [Bq s^{-1}]を $Q \times SSC \times C$ により算出した。

対象流域内及び隣接した流域内にある、国交省・気象庁が設置した 4 カ所の雨量観測点（山木屋・百目木・津島・二本松）の雨量データをティーセン法によって荷重平均し、各観測点における降水量 P [mm]とした。

除染情報プラザ（当時）のホームページにおいて毎月公表されていた「除染特別地域における計画に基づく除染の進捗状況」より、口太川の上流に位置する、川俣町内の除染特別地域における農地除染の進捗率を集計し、2011 年 6 月～2013 年 2 月までを除染前、2013 年 3 月～2014 年 3 月までを除染初期、2014 年 4 月～2015 年 12 月までを除染最盛期、2016 年 1 月～2018 年 12 月を除染後として、土砂及び Cs-137 の移行量を、4 つの期間ごとに 1 月あたりの平均値として比較した

3. 結果・考察

４つの観測点のうち、最も下流に位置する観測点(KD)では、懸濁態 Cs-137 濃度が事故直後に比べて 10 分の 1 以下に低下しているにもかかわらず、除染最盛期の Cs-137 の移行量が除染前とほぼ同程度となった。これは、2015 年 9 月に事故後最大の降雨イベントがあったことに加え、降水量 P あたりの土砂移行量（$SSC \times Q$）の値が、除染前の約 6 倍に増加したことによる。降水量 P あたりの土砂移行量の値は、除染後に低下したものの、除染前よりも高い値を示しており、土砂の流出しやすい状況が続いていることが明らかになった。

農地除染では、表土をはぎ取った後、汚染のない砂を客土するという方法がとられた。避難指示により耕作が停止し草地化していた農地が除染により裸地に変化したことが、土砂の移行量を増加させる一因となり、除染最盛期の懸濁態 Cs-137 の移行量を高止まりさせたと考えられる。

---

*Keisuke Taniguchi[1], Yukio Yakeuchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Takayuki Kuramoto[2], Yuichi Onda[3]

[1.] Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [2.] Tokai University, [3.] University of Tsukuba.

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

[1D05-08] Environmental Radioacitivty and Monitoring 1

Chair:Keisuke Taniguchi(Fukushima Prefecture)

Wed. Sep 11, 2019 11:05 AM - 12:10 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[1D05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Kimiaki Saito[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

11:05 AM - 11:20 AM

[1D06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Minoru Tanigaki[1] （1. Kyoto Univ.）

11:20 AM - 11:35 AM

[1D07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Shu Sengoku[1], Tatsuya Kondo[1], Hidenori Yoshida[2] （1. Niigata Univ., 2. Niigata University of Health and Welfare）

11:35 AM - 11:50 AM

[1D08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Xudong Liu[1], Masahiko Machida[1], Kimiaki Saito[1], Naoki Tanimura[2] （1. JAEA, 2. Mizuho Information &Research Institute, Inc.）

11:50 AM - 12:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質分布調査
（1）福島における大規模環境調査の経験に基づく環境研究の課題

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1) Future challenges of environmental researches based on experiences in large-scale investigations at Fukushima

斎藤　公明*[1]

[1] 日本原子力研究開発機

福島事故後に実施された大規模環境調査により蓄積された知識を集約し今後の研究に繋げることが必要な段階にさしかかっている。蓄積された知識の集約に基づいて、今後の研究の方向づけについて議論する。

キーワード：福島事故，大規模環境調査，空間線量率, 沈着量, 環境中移行, 研究課題, 知識統合

1. 緒言

2011 年に起きた福島第一原子力発電所事故から８年が経過した。この間に実施された大規模環境調査により福島周辺の放射線環境の特徴・経時変化及びその根底にある放射性セシウムの動きの特徴が明らかになってきた。さらに、環境調査に用いられる技術・手法に関しても重要な知識・経験の蓄積があった。これら蓄積された知識を適切に集約して新たな研究の展開を図る段階にきている。今後の環境研究の方向について著者の観点から議論する。

2. 環境調査に関わる知識・経験の蓄積と今後の課題

2-1. 大規模環境調査による知識・経験の

人間の生活に関連した環境の空間線量率は、放射性半減期により予想される速度に比べて顕著に早く減少してきたこと、その原因として放射性セシウムの地中への浸透による遮蔽効果の増大、除染、横方向への放射性セシウムの動き等があげられること、空間線量率の減少に影響を与える要因として土地利用状況と人間活動があることが明らかになった。空間線量率の根底にある放射性セシウムの環境中移行に関しても広範な調査が実施され、森林、田畑、原野、都市、河川等の様々な環境中における放射性セシウムの動態が解明され、空間線量率の変動を定性的に説明することが可能となった。測定技術に関しては特に移動測定技術やデータ収集・解析技術に関して新たな開発があり、また、環境及び個人を対象とした大規模モニタリングに関する貴重な経験の蓄積があった。これらの知識・経験を様々なレベルで統合することが必要である。

2-2. 環境調査に関する今後の課題

今後考えられる課題として、1) 異なる手法によりより測定した空間線量率の統合マップの作成ならびに事故直後から将来への時間軸に関するマップの内外挿、2) 空間線量率変化に対する放射性セシウムの動きによる定量的な説明、3) 時空間方向に拡張した空間線量率マップの被ばく線量評価（人間及び動植物）への適用、4) 福島における継続的な環境モニタリングを視野に入れたモニタリング最適化手法の開発、5) 事故後の中長期モニタリングに関する適切な体制の提案、等があげられる。1)と 2) の課題は、事故の環境影響を包括的に理解するための基礎情報を提供することに繋がるため、最優先で推進することが必要である。これらの課題はさらに詳細な個別課題に分類される。研究の推進にあたっては従来の放射線に関わる環境研究の分野を超えた学際的な取り組みが必要とされる。

3. 結論

蓄積された貴重なデータ・知識の増加に伴い課題も広範かつより具体的になってきている。今後、多くの研究者が協力しながらこれらの課題を解決していくことが必要であり、そのための研究ネットワークの構築と運用が期待される。本発表は原子力規制庁からの受託事業の成果を一部含む。

---

*Kimiaki Saito[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency.

福島における放射性物質分布調査
(2) KURAMA-IIの展開と開発の現状と今後

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2) Present status and prospects of the developments of KURAMA-II

*谷垣 実
京都大学

走行サーベイシステムKURAMA-IIは、福島県を中心とした東日本一帯の空間線量率測定や汚染分布の把握などで幅広く活用されている。本発表ではKURAMA-IIを応用した農地の汚染修復のためのツールといった最近の展開、東電事故対応に止まらない将来の備えとしての採用といったKURAMA-IIの最近の動向、今後の展開の方向性について紹介する。

キーワード：KURAMA-II, 土壌汚染密度, 見える化, 可搬型モニタリングポスト

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、高い機器構成の柔軟性を維持しつつ機能的にも成熟し安定した運用が可能となり、得られた知見は体系化され2017年度の放射能測定法シリーズ改訂に反映された[3]。現在も帰宅困難区域などへの対応や将来の原子力災害を見据えた研究開発を進めている。ここでは最近のKURAMA-IIの現状と開発動向について紹介する。

2．KURAMA-IIを活用した農地回復技術

これまでの様々な取り組みにより、大半の地域で東電福島第一原発事故の影響は日常生活に支障のない水準に抑制されており、今後は福島第一原発周辺の帰宅困難地域の土地修復や生活再建が課題となる。特に農地の回復では、肥沃な作土層の除染に伴う剥離や客土を最小限に抑え、かつ放射性物質低減策による肥沃度の低下を的確に回復する必要がある。そこで、KURAMA-IIをベースにした土壌汚染密度測定システムと可視光～近赤外光を利用して表土の元素や化学的組成を調べるハイパースペクトル測定システムをトラクタに搭載してリアルタイムの放射性物質分布や肥沃度を可視化するシステムの開発を農水省の補助金事業として進めている[4]。富岡町の試験圃場において歩行型の土壌汚染密度推定用KURAMA-IIをトラクタに搭載して行った汚染分布測定試験では、客土の分布に対応した汚染度合いのムラが明瞭に現れた。最終的にはトラクタの移動速度に対応できる大型検出器を使用しての土壌汚染密度推定を実現する計画である。

3．発災直後の面的なモニタリングへの応用

KURAMA-IIの小型軽量で高い機動性、スペクトルデータ取得可能という特徴は、発災直後の初動モニタリングで大きな効果を発揮することが期待される。そこで原子力規制庁の委託事業として、KURAMA-IIによる発災直後の面的な初動モニタリングの研究を開始した[5]。この研究では、電気や通信のインフラが途絶した中で、本格的なモニタリング体制が構築できるまでの発災直後～10日程度の間を想定した面的なモニタリングの手法を対象としている。具体的には、小型軽量かつ相応の期間の稼働が可能なKURAMA-IIベースの可搬型モニタリングポストの開発、短期間のモニタリングに特化したSony Spresenseベースの超小型KURAMA-IIの開発、最近のIoT関連技術で急速に発展しているLPWAN(Low Power Wide Area Network)を活用した自律的ネットワークによるデータ共有の研究に取り組んでいる。

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

*Minoru Tanigaki
Kyoto University

福島における放射性物質分布調査
（3）自動車走行サーベイシステム ASURA を用いた国道 6 号線における高位置分解能調査

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(3) Car-borne survey on national route 6 using ASURA

*後藤 淳[1]，高橋 剛[1]，千石 周[1]，近藤 達也[1]，吉田 秀義[2]
[1]新潟大学，[2]新潟医療福祉大学

指向性がある自動車走行サーベイシステム ASURA（アシュラ）を用いて実施した高位置分解能調査データから、道路上の線量率を上昇させる原因となる汚染の位置を推定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事故，自動車走行サーベイ

1. 緒言　原発事故被災地の効率的な除染及び汚染状況の記録に資する事を目的として、ASURA を開発し、被災地での調査を継続して実施してきた。本発表では、調査結果の一例として、福島県浜通りを南北に貫く国道 6 号で実施した高位置分解の調査の結果を報告する。なお、国道 6 号は帰還困難区域も含まれるため一部区間の通行が制限されてきたが、2014 年 9 月からは特別通過交通制度により通行証の所持・確認を要せずに自動車の通過が可能となっている。

2. ASURA について　ASURA は、鉛遮蔽で囲う事で一方向のみに感度を持たせた 6 台の CsI 検出器（自動車の進行方向に対して前後左右上下の 6 方向に向けて設置）で構成され、各方向の計数率（散乱線排除のためエネルギー弁別し、車体による遮蔽を各方向別に定めた補正係数で補正した値）から、それぞれの検出器が向けられた方向にある汚染からの寄与を分けて検出できる。また、下向き検出器の計数率からは道路表面の放射性セシウム沈着量（Bq/cm^2）も算出できる。一般に自動車走行サーベイは位置分解能を上げると統計データが不足するが、本研究では繰り返し走行することで統計データをためて 10m 程度の高位置分解能を実現した（例えば、60km/h では 10m を 0.6 秒で通過するが、10 回繰り返すことで 6 秒分のデータが得られる）。

3. 結果・考察　2018 年に国道 6 号で測定した東向きの計数率（北上した時の右向き検出器及び南下した時の左向き検出器の値）及び沈着量と線量率を図 1 に示す。高沈着量のため道路自身が主な汚染源である区間（37.403～37.411°）では南下の左向き（黒線）の計数率が北上の右向き（緑線）とほぼ等しくなっているが、一方で高線量率区間（37.411～37.426°）では北上の右向き計数率の 2 倍（青点線）とほぼ等しくなっていることがわかる。この高線量率区間では道路沈着量が低レベルのため主な汚染は道路外側にあり、北上と南下の東向き計数率の違いは汚染までの距離が道路の幅の分だけ異なっているためと考えられる。道路と平行な連続的汚染を仮定すると、距離の逆 2 乗則より、この高線量率区間では南下時の ASURA 検出器中心から 2～3m の位置に汚染があると推測される。

本年も、新たに 14 件目の特別通過交通制度の対象として大熊町道などが追加された。新たに追加される道路に対する除染の効率的実施などに資するために ASURA の調査結果（道路自体や周囲の除染の必要性や範囲の判断等）の活用を提案していきたい。

謝辞　JSPS 科研費 16K00543 の助成で実施した。

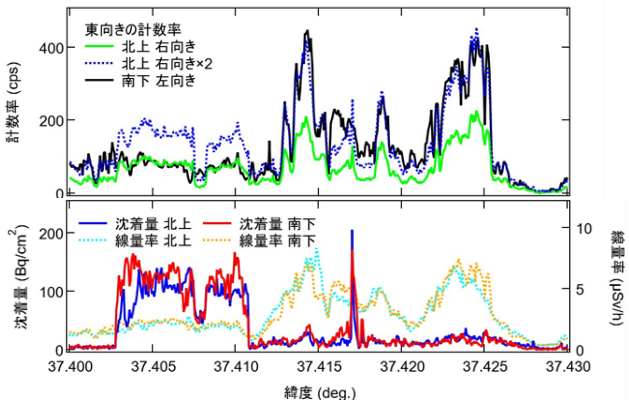


図 1．ASURA で測定した国道 6 号線における東向きの計数率（上図）及び沈着量と線量率（下図）

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Shu Sengoku[1], Tatsuya Kondo[1] and Hidenori Yoshida[2]
[1]Niigata University, [2]Niigata University of Health and Welfare

Investigation on Distribution of Radioactive Substances in Fukushima
(4) Study on the Ecological Half-lives of Ambient Dose Rates Using Car-borne Survey Data with Fused LASSO Algorithm

*Xudong Liu[1], Masahiko Machida[1], Kimiaki Saito[1], and Naoki Tanimura[2]
[1]JAEA, [2]Mizuho Information & Research Institute, Inc.

Abstract

Ecological half-life has been widely used to describe the long-term decrease of ambient dose rates in addition to radioactive decay. With large-scale car-borne survey, the overall ecological half-lives have been studied in previous works. In the present work, we introduce a new, robust, and efficient numerical method to extract space-dependent ecological half-lives from car-borne survey data.

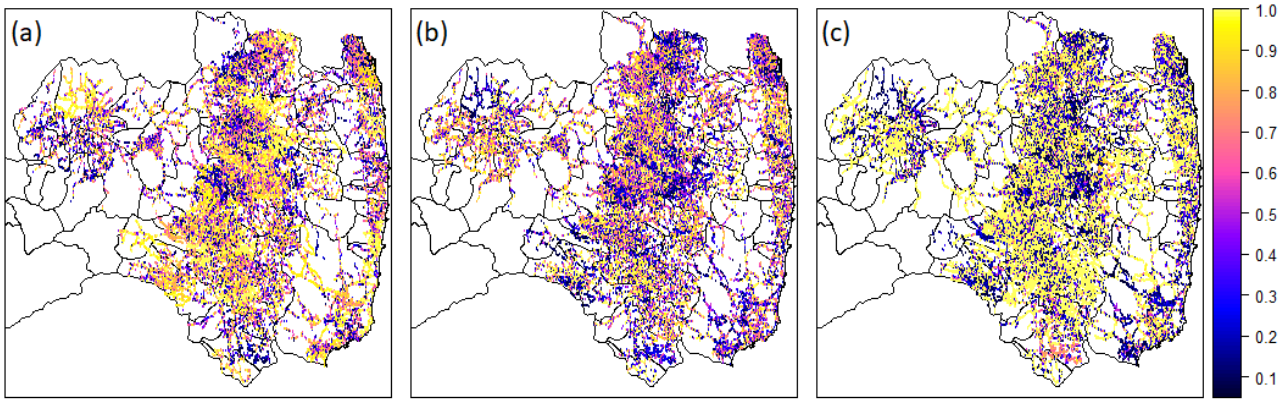
Keywords: ecological half-life, ambient dose rate, car-borne survey, fused LASSO

1. Introduction

The present work aims to develop a new fitting algorithm to extract space-dependent ecological half-lives from car-borne survey data [1]. To achieve high efficiency and numerical stability, we utilize a graph-based fused LASSO method, which has been applied in various fields such as image denoising, signal processing, bioinformatics, etc.

2. Methodology and preliminary results

Our fitting algorithm consists of a linear sparse model for non-linear fitting, Bayesian background dose, graph representation for measurement data, and fused LASSO [2] for spatial correlations, which could simultaneously fit space-time information with linear time complexity. Fitting results using KURAMA data measured at 199547 locations in Fukushima prefecture between 2011 and 2016 are presented below, where the normalized relative weights of ecological half-lives in ranges 0.1 to 2 y, 2 to 10 y, and 10 to 100 y are shown in figures (a), (b), and (c), respectively.



3. Conclusion

The fitting results indicate some interesting spatial patterns of ecological half-lives. For instance, figure (a) shows relatively fast decrease of ambient dose rates in urban area. We will focus on validating the model as well as further studying the cause of these spatial patterns in future works.

References

[1] Saito, K. et al. Summary of temporal changes in air dose rates and radionuclide deposition densities in the 80 km zone over five years after the Fukushima Nuclear Power Plant accident. Journal of Environmental Radioactivity (2019).

[2] Barbero, A. and Sra, S. Modular proximal optimization for multidimensional total-variation regularization. Journal of Machine Learning Research **19**, 1-82 (2018).

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

[1D09-14] Environmental Radioacitivty and Monitoring 2

Chair:Jun Goto(Niigata Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:25 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[1D09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroko Yoshida[1] (1. Tohoku University)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroshi Takemiya Takemiya[1], Miho Nemoto[2], Hiroko Hayashi[2], Akiyuki Seki[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. V.I.C.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Tetsuro Sato[1], Masaki Andoh[2], Kimiaki Saito[2] (1. Hitachi Solutions East Japan, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Haruko Murakami Wainwright[1,2], Dajie Sun[2], Akiyuki Seki[3], Satoshi Mikami[3], Hiroshi Takemiya[3], Kimiaki Saito[3] (1. Lawrence Berkeley National Laboratory, 2. University of California, Berkeley, 3. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1D13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Alex Malins[1], Naohiro Imamura[2], Tadafumi Niizato[1], Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiki Shinomiya[2], Satoru Miura[2], Masahiko Machida[1] (1. JAEA, 2. FFPRI)

3:45 PM - 4:00 PM

[1D14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1], Tomoki Shinozuka[1], Satoru Akaiwa[1], Tadafumi Niizato[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質分布調査
（5）旧・現避難指示区域の住家内外における放射性物資の分布状況の経時変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(5) Temporal changes in distribution of radioactive substances in and around residential houses within former/current evacuation areas

*吉田　浩子
東北大学

2012 年から継続して旧･現避難指示区域の住家約 150 軒について住家内外の放射性物資の分布状況を調査してきた。このうち繰り返し調査を行った木造住家について、屋内外の線量低減係数（Reduction Factor, RF）の経時変化を調べた。除染前の RF の中央値、四分位範囲 0.38(0.31-0.43)は除染直後に 0.50(0.43-0.58)と大きくなったが、除染から 5 年半経過後の RF 値は 0.49(0.42-0.57)と除染後の値との差は観察されなかった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、住家内外、経時変化、旧・現避難指示区域

1.緒言

避難住民の一時帰宅、帰還時の外部被ばく線量の適切な見積もりには、滞在時間の長い住家内の線量評価が重要となる。そのためには線量低減係数及びその代表的範囲について適切な数値を用いることが必要である。本発表では、2012~2015 年に除染前、2013～2014 年に除染直後の測定を行った飯舘村・富岡町の住家 20 戸での線量低減係数の経時変化を報告する。

2.調査内容

除染前・除染直後の調査を行った住家を中心として、約 5 年半経過後に 3 回目の測定を行っている。住家内外の高さ 1m の複数の地点で、1”ϕx1”NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ(TCA-172B)を用いて周辺線量当量率 $H^*(10)$を測定し、RF 値（住家内／外空間線量率比）を求めた。

3.結果・考察

除染前の RF の中央値、四分位範囲は 0.38(0.31-0.43)（図 1 ）であり、飯舘村、南相馬市小高区の除染前の木造住家 69 戸について同様に評価した際の RF 値、0.43(0.34-0.53) [1]よりもやや低い値であった。除染直後の RF 値は 0.50(0.43-0.58)（図 2）と約 1.3 倍の大きな値となっていたが、除染から 5 年半経過後の RF 値は 0.49(0.42-0.57)と除染直後の値との差は観察されなかった。屋外の空間線量が 0.2μSv/h を下回ると自然放射線の寄与のため RF 値は 1 に近づく。屋外空間線量率の低下が RF 値に大きく影響していた。

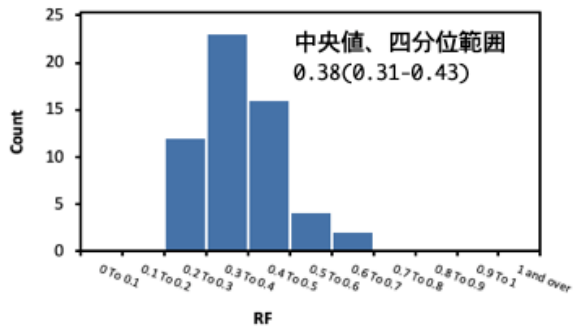


図 1　除染前の線量低減係数頻度分布

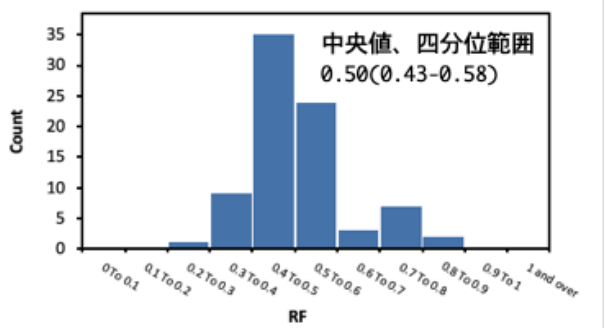


図 2　除染直後の線量低減係数頻度分布

参考文献　[1] Hiroko Yoshida-Ohuchi et al. *Sci. Rep.* 6 :26412 (2016)

*Hiroko Yoshida, Tohoku Univ.

福島における放射性物質分布調査
（6）異なる手法による観測データを統合した 80km 圏内空間線量率マップの作成

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6) Integration of air dose rate data measured by different observation methods

*武宮　博[1]，根本　美穂[2]，林　寛子[2]、関　暁之[1]、斎藤　公明[1]
[1]原子力機構，[2](株)V.I.C

階層ベイズ統計手法を用いて、歩行サーベイ、走行サーベイおよび航空機モニタリングにより測定されたデータを統合し､福島第一原子力発電所から 80km 圏内の地域を対象とした統合空間線量率マップを作成した。結果について報告する。

キーワード：環境モニタリング，空間線量率，空間分布、ベイズ統計

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、福島県内の環境復興支援を目的として、毎年多数の空間線量率測定が実施されてきた。これらの測定においては、サーベイメータを用いた固定点測定、移動体を用いたサーベイなど、多様や測定手法が採用されている。各測定方法にはそれぞれ固有の特性があり、精度や空間分解能、測定領域等が各々異なる。これらの空間線量率を統合することで、広域かつ精度と空間分解能の高いデータを得ることが期待できる。

2. 空間線量率測定データの統合

今回の分析では、2013 年から 2017 年にかけて規制庁により測定された歩行サーベイ、走行サーベイおよび航空機モニタリングデータを対象に、村上らにより提案された、階層ベイズ統計を用いた空間線量率データ統合化手法 [1]に基づき、以下の手順で統合を行った。

(1) 歩行サーベイ結果のバリオグラム解析の実施
(2) 走行サーベイ結果および航空機モニタリング結果と歩行サーベイ結果の相関分析の実施
(3) 歩行サーベイ結果を事前分布、(2)により補正された走行サーベイ結果および航空機モニタリング結果を事後分布としたベイズ解析の実施

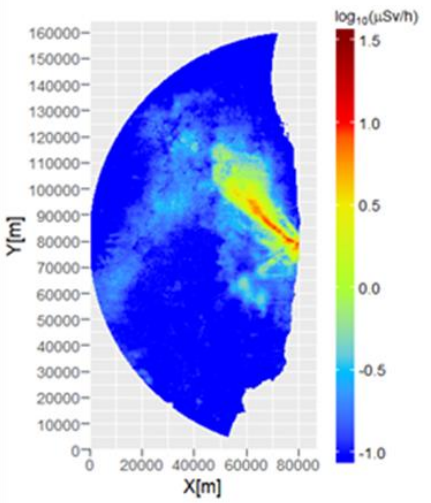


図 1. 空間線量率データ統合結果例（2018 年）

上記手順により得られた空間線量率データ統合結果例(2018 年)を示す。従来の単一手法による測定結果では得ることが困難な広域かつ詳細な分布状況が得られている。また、得られた結果の妥当性検証のために、歩行サーベイ結果との相関分析を実施した。その結果、高い決定係数（≧0.9: 避難指示区域内、≧0.8: 避難指示区域外）および 1.0 に近い比例係数が得られた。

なお、本内容は規制庁により実施された「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」事業の成果の一部として得られたものである。

参考文献

1) H. Murakami, A. Seki, J. Chen, K. Saito: A multiscale Bayesian data integration approach for mapping air dose rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Journal of Environmental Radioactivity, 167, 62-69 (2017).

---

*Hiroshi Takemiya[1], Miho Nemoto[2], Hiroko Hayashi[2], Akiyuki Seki[1],and Kimiaki Saito[1]
[1]JAEA., [2]V.I.C. Co. Ltd.

福島における放射性物質分布調査
（7）生活経路に沿った空間線量率測定に基づく被ばく評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7) Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*佐藤 哲朗[1]，安藤 真樹[2]，斎藤 公明[2]

[1]日立ソリューションズ東日本，[2]JAEA

避難指示が解除された地域等に住民が帰還した際の被ばく線量について、生活行動経路の聞き取り調査とその行動経路全体をカバーする空間線量率の測定によって精度よく推定する試みについて継続的に実施してきた。2018 年秋の大会で既に報告済みの 2014 年度から 2016 年度の調査結果に加えて、2017 年度、2018 年度の調査結果とその考察を加えて報告する。

キーワード： KURAMA-II システム、福島第一原子力発電所事故、空間線量率、外部被ばく線量

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故による避難指示が解除された後に帰還する住民の生活行動と被ばく線量との関係を理解するため、今後の避難区域等の見直しが想定される地域等において、帰還した際に想定される生活行動経路の聞き取り調査とそれに基づく空間線量率の測定を行って被ばく線量を推定した。

2. 調査内容

2014 年度から 2018 年度までの 5 年間で、福島県内の 7 町村(川俣町、楢葉町、富岡町、大熊町、双葉町、浪江町、葛尾村)において延べ 263 名を対象にして調査を行った。帰還後に想定される生活行動経路全域をカバーできるように KURAMA-II システムを用いて空間線量率の測定を行った。生活行動経路の情報と空間線量率の測定結果を組合わせて被ばく線量の推定を行った。

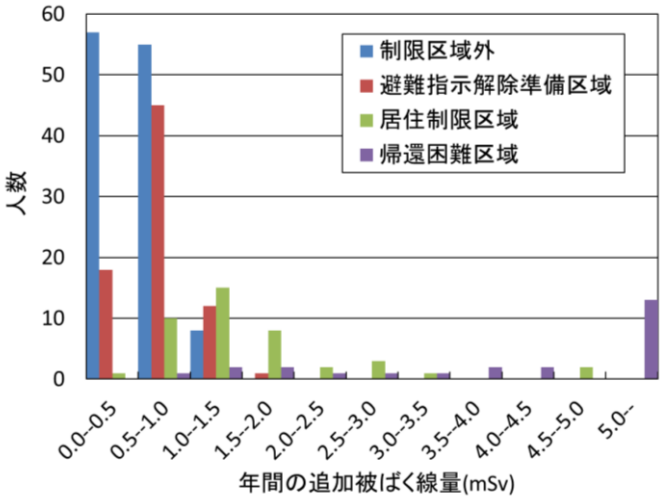


図 1. 追加被ばく線量の推定結果

3. 調査結果

推定された年間の追加被ばく線量について、居住すると想定される地域の制限区域の区分ごとに集計した結果を図 1 に示す。本調査では、対象者のうちの約 85%の方々について年間の追加被ばく線量の推定値が 1.0 mSv 以下であり、約 90%の方々について年間の追加被ばく線量の推定値が 2.0 mSv 以下であった。また、対象者の居住すると想定される地域の空間線量率と被ばく線量の相関を調べた結果、同一の線量率レベルの地域に住む対象者間でも生活行動経路の違いによって被ばく線量が異なることが明らかとなった。この被ばく線量の差異を生じさせる要因の分析は今後の課題である。

本件は、原子力規制庁事業で得られた成果の一部である。

*Tetsuro Sato[1], Masaki Andoh[2] and Kimiaki Saito[2]

[1]Hitachi Solutions East Japan, [2]JAEA

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(8) Optimizing Long-term Monitoring of Radiation Air Dose Rates at Regional Scale

*Haruko M. Wainwright[1,2], Dajie Sun[2], Calros Oroza[3], Akiyuki Seki[4],
Satoshi Mikami[4], Hiroshi Takemiya[4], Kimiaki Saito[4]
[1]Lawrence Berkeley National Laboratory, [2]University of California, Berkeley,
[3]University of Utah, [4]Japan Atomic Energy Agency

Abstract: In this study, we have developed a methodology for optimizing the monitoring locations of radiation air dose rates. It is based on (1) a Gaussian mixture model to diversify locations across the key environmental controls that are known to influence cesium mobility and distributions, and (2) a Gaussian process model to capture the heterogeneity of radiation air dose rates across the domain.

Keywords: radiation air dose rates, data integration, monitoring optimization

1. Introduction

Radiation air dose rates near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (NPP) have been monitored extensively over the past eight years since March 2011. The monitoring program is expected to transition from emergency responses to long-term monitoring. The objectives of long-term monitoring are (1) to confirm system stability and the continuing reduction of hazard levels, (2) to detect any anomalies and critical changes, (3) to provide assurance for the public, and (4) to accumulate the basic datasets for scientific knowledge and future prediction. To achieve such sustainable and effective long-term monitoring, we need the methodology to determine the number and locations of monitoring posts and surveys.

2. Method

In our methodology, we use the integrated dose-rate map from the Bayesian geostatistical method as the reference map and distribute the sampling in such a way as to capture the heterogeneity of the reference map (Wainwright et al., 2018). Three steps are taken in order to determine monitoring locations: (1) prioritizing the critical locations (schools etc), (2) diversifying locations across the key environmental controls that are known to influence contaminant mobility and distributions (a Gaussian mixture model), and (3) capturing the heterogeneity of radiation air dose rates across the domain (a Gaussian process model).

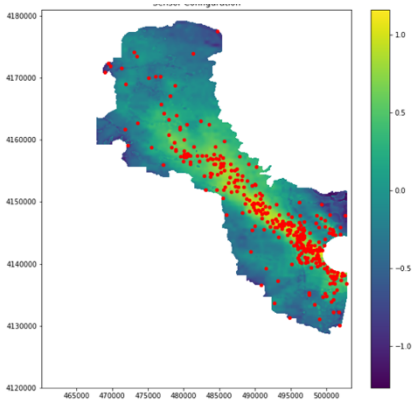


Figure 1. Selected monitoring post locations overlaid on the integrated radiation dose rate map in 2016 (log-microSv/hr)

3. Results and Conclusion

We applied this methodology to reduce the number of monitoring posts within the former evacuation zone area (as of 2017). The algorithms were applied to the actual monitoring post locations, and selected 100 locations among the existing 255 locations in this region (Figure 1). We confirmed that the root-mean-squared error converges around 100 locations, which are considered to be sufficient for capturing the heterogeneity in the radiation dose rates.

References

[1] Wainwright, H. M., Seki, A., Mikami, S., & Saito, K. (2018), Characterizing Regional-Scale Temporal Evolution of Air Dose Rates After the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Journal of Environmental Radioactivity, 189, 213-220.

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima (9) Analysis of temporal changes in ambient dose equivalent rates in forests over 6 years following the FDNPP accident

*Alex Malins[1], Naohiro Imamura[2], Tadafumi Niizato[1], Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiki Shinomiya[2], Satoru Miura[2], Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Forestry and Forest Products Research Institute (FFPRI)

Abstract

We analyzed changes in ambient dose equivalent rates ($\dot{H}^*(10)$) between 2011 and 2017 in forests in Fukushima Prefecture. PHITS was used to calculate the effect of re-distribution of ^{134}Cs and ^{137}Cs over time within forests on $\dot{H}^*(10)$. Transfer of radiocesium from the crowns of evergreen coniferous trees to the forest floor appeared to cause slower declines in $\dot{H}^*(10)$ at 1 m height initially after March 2011 than expected by the rate of radiocesium decay.

Keywords: forest, environment, ambient dose equivalent, radiocesium, ^{134}Cs, ^{137}Cs, FDNPP accident, PHITS, Monte Carlo, simulation

1. Introduction

Ambient dose equivalent rates ($\dot{H}^*(10)$) have been observed to decrease more slowly in forests than in other areas since the 2011 Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (FDNPP) accident [1]. Moreover, between 2011 and 2013, $\dot{H}^*(10)$ at 1 m above the ground in some forests decreased slower than the rate of radioactive decay of the radiocesium fallout [2]. The reasons for this behavior were examined by using radiation transport simulations.

2. Methods

Forests in Fukushima Prefecture monitored by FFPRI [3] were modelled with the PHITS code [4]. We calculated the contributions to $\dot{H}^*(10)$ at 1 m above the ground from ^{134}Cs and ^{137}Cs in the canopy, trunks, organic layer, and soil layers separately. The results were compared to $\dot{H}^*(10)$ measurements from hand-held survey meters.

3. Results

Yearly fluctuations in the measured ^{134}Cs and ^{137}Cs inventories in forests meant the inventories had to be normalized to a common baseline to understand the effects of re-distribution of ^{134}Cs and ^{137}Cs within forests on $\dot{H}^*(10)$. The results show that changes in the distribution of ^{134}Cs and ^{137}Cs on the centimeter scale within the organic layer and soil affect the temporal trends of $\dot{H}^*(10)$ in forests.

4. Conclusions

The slower decreases in $\dot{H}^*(10)$ in forests compared to other land uses was a consequence of the high retention of ^{134}Cs and ^{137}Cs by forests, and the tendency of ^{134}Cs and ^{137}Cs to remain near the top surface of forest soil. Radiocesium transfer from the crowns of evergreen coniferous trees to the forest floor explained a slower rate of decline in $\dot{H}^*(10)$ between 2011 and 2013 than expected by the rate of radioactive decay.

References

[1] M. Andoh et al. 2018. J. Environ. Radioact. 192, 385-398. DOI:10.1016/j.jenvrad.2018.07.009

[2] 安田幸生 2017. 水利科学 61(5), 102-130. DOI:10.20820/suirikagaku.61.5_102

[3] Imamura et al. 2017. Sci. Rep. 7, 8179. DOI:10.1038/s41598-017-08261-x

[4] T. Sato et al. 2018. J. Nucl. Sci. Technol. 55(6), 684-690. DOI:10.1080/00223131.2017.1419890

福島における放射性物質分布調査
（10）福島県の森林における放射性セシウム移行の現状

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Current status of radiocesium trasfer in forests of Fukushima Prefecture

*加藤弘亮[1]，恩田 裕一[1]，サイディン ズル[1]，篠塚 友輝[1]，赤岩 哲[1]，新里 忠史[2]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター
[2]原子力機構

福島県内の森林を対象として、福島第一原子力発電所事故（以後、「福島原発事故」）の直後から 8 年間経過後の放射性セシウムの分布状況及び移行メカニズムについて、樹冠通過雨、樹幹流及びリターフォールのモニタリング調査により明らかにした。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，森林，分布，移行メカニズム

1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは、樹冠に捕捉され、その後の雨水や落葉等にともなって徐々に林床に移行する。森林内の放射性セシウムの分布とその時間変化を予測するためには、樹冠から林床への移行状況を把握するとともに、主要な移行メカニズムを詳細に解明することが必要である。

2. 研究方法

本研究では、福島県伊達郡川俣町山木屋地区（以後、「山木屋サイト」）及び浪江町赤宇木地区（以後、「浪江サイト」）のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象に選定した。各調査サイトの森林において、樹冠通過雨、樹幹流、落葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、樹冠から林床への移行フラックスを推定した。なお、山木屋サイトでは 2011 年 7 月から観測を開始し、一方の浪江サイトの観測は 2018 年 6 月から開始した。雨水及び落葉等の試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100 μm のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に粉砕機で細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を U8 容器（100 ml）もしくはマリネリ容器（2000 ml）の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137 の測定誤差が 10%以下になるまで測定した。

3. 結果と考察

福島県川俣町山木屋地区の森林で採取した全ての環境サンプルからセシウム 137 が検出されたが、その濃度は時間とともに指数関数的に減少する傾向を示した。セシウム 137 濃度の減少傾向は、スギやコナラの葉や外樹皮で異なっており、樹体表面での自己浄化や樹体内での転流プロセスが樹種や樹体部位ごとに異なることが示唆された。福島県双葉郡浪江町の高沈着量地域のスギ林において、林内雨（樹冠通過雨および樹幹流）に含まれる溶存態（0.45 μm フィルター通過水）および懸濁態セシウム 137 濃度を調査した結果、雨水に含まれる放射性セシウムは樹冠通過雨では懸濁態の割合が高いが、イベント降水量の増加とともに懸濁態の割合が減少する傾向を示した。しかし、台風時には懸濁態セシウム 137 の割合が再び上昇することが確認された。一方、樹幹流の放射性セシウム濃度は樹冠通過雨と比較して 1 オーダー高い値を示し、イベント降水量の多少にかかわらず溶存態の割合が高い傾向を示した。放射性セシウムの根から樹体への再吸収の影響解明において、林床への移行フラックス及び存在形態のモニタリングデータに基づく解析が必要である。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、日本原子力研究開発機構委託事業（平成 26～30 年度）で得られた成果の一部を含む。

---

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1], Tomoki Shinozuka[1], Satoru Akaiwa[1], Tadafumi Niizato[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA

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

[1D15-20] Environmental Radioacitivty and Monitoring 3

Chair:Masahiko Machida(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 6:00 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[1D15] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Zul Hilmi Saidin[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Momo Kurihara[1], Slim Mtibaa [1], Kazuki Nanko[2], Delphis F. Levia[3] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, Japan, 2. Department of Disaster Prevention, Meteorology and Hydrology, Forestry and Forest Products Research Institute, Tsukuba, Japan, 3. Departments of Geography, University of Delaware, Newark, Delaware, USA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1D16] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara, Takuya Sasaki[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:40 PM - 4:55 PM

[1D17] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Slim Mtibaa[1], Yuichi Onda[1], Sho Iwagami[2], Yoshifumi Wakiyama[3] (1. Univ. of Tsukuba, 2. FFPRI, 3. Fukushima Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1D18] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*YUICHI Onda[1], Yuki Yamanaka[1], Yoshifumi Wakiyama[2], Keisuke Taniguchi[3], Kazuya Yoshimura[4] (1. CRiED, University of Tsukuba, 2. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 3. Environmental Creation Center, Fukushima Prefecture, 4. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

[1D19] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2], Yasunori Igarashi[1], Shohei Kozuka[3] (1. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3. Graduate school of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

5:25 PM - 5:40 PM

[1D20] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Akiyuki Seki[1], Akie Mayumi[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Kimiaki Saito[1], Hiroshi Takemiya[1], Yasuhiro Idomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Lawrence Berkeley National Laboratory)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(11) Spatial variation in the transport and deposition of radiocesium through the tree canopy via branchflow and stemflow

*Zul Hilmi Saidin[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Momo Kurihara[1], Slim Mtibaa[1], Kazuki Nanko[2], Delphis F. Levia[3]

[1] Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, Japan, [2] Department of Disaster Prevention, Meteorology and Hydrology, Forestry and Forest Products Research Institute, Tsukuba, Japan, [3] Departments of Geography, University of Delaware, Newark, Delaware, USA.

Abstract

This study seeks to better understand the spatial variation in the transport and deposition of radiocesium through the tree canopy via branchflow and stemflow in the aftermath of the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident.

Keywords: Leachable radiocesium, stable isotopes, branchflow, stemflow, cedar stand, oak stand, bark water storage capacity

1. Introduction

Stemflow, a fraction in the hydrological partition and a pathway of radiocesium deposition in the forest ecosystem. Less attention but involve with complex processes when intercepted radiocesium at canopy leached along the preferential pathway until reached to trunk basal area. This interaction could alter stable isotopic composition.

2. Objectives~Methodology

Working in both a coniferous forest (*Cryptomeria japonica*, young Japanese cedar stands, mean height is 10.9 m, mean DBH is 0.560 m) and a mixed deciduous broadleaved forest (*Quercus serrata*, Japanese oak stands, mean height is 14.3 m, mean DBH is 0.789 m), we investigated the fate of radiocesium transported by branchflow from upper and lower portions of canopy and deposited by stemflow at trunk basal area. In addition, we used stable isotopes to clarify the signature of evaporation loss via branchflow and stemflow on its routing through the canopy.

3. Results and Discussion

The results showed leachable radiocesium (^{137}Cs concentration) was greater for branchflow that received washoff from the dead foliage than the branchflow receiving radiocesium inputs from mixed and younger foliage. For the tree trunk, radiocesium leached more in stemflow from the lower part as compared to the upper part, possibly due to the increased residence time of stemflow on the lower reaches of the trunk. We also found that the isotopic composition of branchflow and stemflow in oak stands was generally enriched in $\delta^{18}O$ and δD compared to cedar stands, however, the differences in enrichment between branchflow and stemflow remains unclear.

4. Conclusion

High spatial variability of leachable ^{137}Cs via branchflow and stemflow was detected within and among cedar and oak stands. Further work should examine the effect of bark water capacity and its relationship with the ^{137}Cs vertical distribution and isotopic composition of each tree stands.

福島における放射性物質分布調査
(12) 福島原発事故後の森林土壌における交換態セシウムの経年変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(12) Temporal changes in the exchangeable radiocesium in forest soils after the FDNPP accident

*高橋 純子[1]，日原 大智[1]，佐々木 拓哉[1]，恩田 裕一[1]

[1]筑波大学

福島第一原子力発電所事故により放出された放射性セシウムについて、森林土壌中の交換態（1M 酢酸アンモニウム抽出）Cs-137 および Cs-133 の測定を実施し、2011 年からの経年変化を報告する。

キーワード：Cs-137、Cs-133、福島第一原子力発電所事故、森林土壌

1. 背景と目的

福島原子力発電所事故により放出された放射性セシウムについて、森林環境中ではその汚染が長期に渡ることから、将来的な動態予測と影響評価が求められている。とくに、事故から 8 年が経過した現在は、沈着した Cs-137 の大部分は鉱質土層中に存在しており、土壌中での下方移行や経根吸収の評価のためには化学形態別の深度分布を明らかにすることが重要である。そこで、福島県川俣町山木屋地区（旧計画的避難区域）に位置するスギ林において、深度別交換態 Cs-137 の経年変化および季節変化を明らかにすることを目的とした。

2. 調査地および方法

福島原発から北西約 40 km に位置する川俣町山木屋地区のスギ壮齢林において、2012 年から年 1 回および 2017 年 8 月～2018 年 7 月にかけて 2 ヶ月に 1 回の深度別土壌サンプリングを実施した。採取した土壌は、1M 酢酸アンモニウム溶液（pH7）を用いて、固液比 1:10 で 1 時間振とう抽出し、Cs-137 濃度は Ge 半導体検出器を用いて、Cs-133 濃度は ICP-MS を用いて定量した。また、フッ酸-過塩素酸により土壌の全分解を行い、Cs-133 および K の全量を測定した。

3. 結果

土壌中の交換態 C-137 濃度は、全量濃度の増加に伴って、経年的に増加する傾向にあった。その存在割合は、表層 1.0-1.5 cm では 7.9-11.6%, 次表層 5-6 cm では 6.2-12.8%となった。一方、交換態 Cs-133 は表層で 1.4-2.0%、次表層で 1.5-2.8%と低かった。交換態 Cs-137 の存在割合に明確な経年変化は認められなかったものの、Cs-133 との比を考慮すると、表層では非常に緩やかなエージングが確認された。一方、次表層では Cs-133 との比を考慮しても明確な変化は認められなかった。

交換態 Cs-137 の季節変化についても、明確な傾向は認められず、K 全濃度と負の相関が、交換態カリウム濃度と正の相関が認められたことから、交換態 Cs-137 濃度は季節変化よりも土壌の性質が大きく関与していることが示唆された。

参考文献

[1] Takahashi, J., Onda, Y., Hihara, D., Tamura, K., 2018. Six-year monitoring of the vertical distribution of radiocesium in three forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. J. Environ. Radioact. 192, 172–180.

---

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara[1], Kenji Tamura[1], Yuichi Onda[1]

[1]Univ. of Tsukuba

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Assessing the impacts of land cover and land-use change on soil erosion, hydrological process, and radioactive Cesium discharge in headwater catchments in the Fukushima prefecture

*Slim Mtibaa[1], Yuichi Onda[1], Sho Iwagami[2] and Yoshifumi Wakiyama[3]
[1]Univ. of Tsukuba., [2]FFPRI, [3]Fukushima Univ.

This study aims at investigating the impacts of land cover and land-use change on Cesium discharge, soil erosion and hydrological process. We found that the land-use change, associated with the decontamination works, resulted in a critical increase in sediment yield and runoff coefficient, and a change in the critical Cesium and sediment source area.
Keywords: Decontamination works, Land-use change, Hydrological process, Soil erosion

1. Introduction

Decontamination works (removing the contaminated topsoil and vegetation, and recovering the area with uncontaminated soil) were performed in highly contaminated farmland and grassland, in order to reduce the radiation levels within the Fukushima area. Along with the significant reduction of radiation levels, such works have contributed to a critical change in land-use and soil properties of the decontaminated areas, which may influence the ^{137}Cs discharge, soil erosion, and hydrological processes. This study aimed at investigating such impacts at plot and catchment scale.

2. Material and Methods

We monitored the sediment, water and radioactive Cesium (^{137}Cs) discharges, at plot and catchment scale. Two USLE-type plots with a length of 22.13 m and a width of 5 m, were installed in 2011 and 2013. Those plots present the use of a grassland area before and after the decontamination works. Four forested headwater catchments with different grassland fractions (0 %, 1.5 %, 19 %, and 23%) were selected to investigate the impacts of land cover on ^{137}Cs discharge. In one of those catchments (the Iboishi-yama catchment), decontamination works were conducted in 29 % of the catchment area in December 2013.

3. Results

First, our results showed that from 96 % to 99 % of the total discharged ^{137}Cs, in the four headwater catchments, was associated with suspended sediments. The decline rate of the dissolved ^{137}Cs (stream water) was related to the grassland area extent in the different catchments. Second, in the Iboishi-yama catchment: the sediment rating curves showed an increase in sediment yield by ~ 6 times after the decontamination works; The hysteresis loop analysis showed an increase in counterclockwise hysteresis after the decontamination works. This suggests a change in the critical sediment source area; The rainfall-runoff events analysis showed an increase in runoff coefficient. Third, the plot experiments showed a significate increase in sediment discharge (about 7 times) and water discharge (about 3 times) after the decontamination works.

4. Conclusion

The results of the present study provide a clear evidence of the sensitivity of the hydrological process, soil erosion and ^{137}Cs discharge to the land cover and the land-use change. The land-use change, associated with the decontamination works, in a radical decrease in the ^{137}Cs discharge, a change in the critical sediment and radio-cesium source areas, and an increase in sediment yield and surface runoff in the Iboishi-yama catchment and the decontaminated plot.

福島における放射性物質分布調査
(14)新田川流域における除染による河川の放射性物質濃度・フラックスの変化とモデル化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14) Change of sediment sources in suspended sediments due to surface decontamination in the Niida river catchment area affected by the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident

*恩田 裕一[1]、山中 裕紀[1]、脇山 義史[2]、谷口 啓輔[3]、吉村 和也[4]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター、[2]福島大学環境放射能研究所、[3]福島県環境創造センター、[4]日本原子力研究開発機構

除染により空間線量率の低下が期待される一方で，除染による地表面状態の変化から，下流へ土砂移動に変化がおこる可能性がある。そこで，本研究においては，除染による土砂動態の変化および^{137}Cs 動態との関係解明を目的として、新田川での観測および過去のデータの解析を行った。

キーワード：放射性セシウム、新田川、河川、東京電力福島第一原子力発電所事故、除染

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故により放射性物質が多量に沈着した地域では，国谷地法自治体により，除染作業が行われてきた。このような除染により空間線量率の低下が期待される一方で，除染による地表面状態の変化から，下流へ土砂移動に変化がおこる可能性がある。そこで，本研究においては，除染による土砂動態の変化および^{137}Cs 動態との関係解明を目的として、新田川での観測および過去のデータの解析を行った。

2. 調査方法

新田川下流の原町地点では 2012 年から、鮭川橋地点、野手上北地点、蕨平地点では 2014 年から、浮遊土砂^{137}Cs 濃度、水流出量、浮遊土砂流出量の観測を行った。

3. 結果および考察

浮遊土砂^{137}Cs 濃度はいずれの地点でも指数関数的な減少傾向を示した。原町地点では、浮遊土砂の年間流出量が、2013 年から 2015 年まで増加傾向を示したのち、2016 年から 2018 年にかけて減少傾向を示した。除染作業が 2012 年から 2016 年まで行われていたことから、除染によって浮遊土砂の流出が促進されたと考えられた。一方で同地点における^{137}Cs 流出量は 2015 年に最大となり、2016 年には除染地から^{137}Cs 濃度の低い土砂が流出したと考えられた。野手上北地点では除染期間中には斜面に土砂供給源があったことを示すヒステリシスループが見られたが、除染終了後はみられなくなった。さらに、USLE を用いて除染を行った場合と除染を行わなかった場合の土砂流出量を推定した結果、除染を行った場合の土砂流出量推定値の方が大きかった。以上のことから、除染は河川中の土砂の^{137}Cs 濃度を低下させる一方で、土砂流出が促進されたことが明らかになった。

---

* Yuichi Onda[1], Yuki Yamanaka[1], Yoshifumi Wakiyama[2], Keisuke Taniguchi[3], Kazuya Yoshimura[4]
[2]CRiED, Univ. Tsukuba, [2]IER, Fukushima Univ., [3] Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [4] Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
(15) 斜面における ^{137}Cs 流出プロセス

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(15) Processes of plot-scale ^{137}Cs wash-off

*脇山 義史[1]，恩田 裕一[2]，五十嵐 康記[1]，小塚 翔平[3]
[1]福島大学 IER，[2]筑波大学 CRiED，[3]筑波大学生命環境科学研究科

福島第一原子力発電所の事故によって陸域に沈着した放射性セシウムの動態把握を目的として、畑などのさまざまな土地利用条件下にある斜面に土壌侵食プロットを設置して土砂および放射性セシウムの流出量を観測した。得られたデータに基づいて ^{137}Cs 流出プロセスに関する考察を行った。

キーワード：土壌侵食プロット，土砂流出，植生被覆

1. はじめに

原発事故後の陸域における放射性セシウムの再移動に関する将来予測を高精度化するためには、土砂の放射性セシウム濃度とそれらの長期的な時間変化傾向を把握することが有効である。Wakiyama et al. (2019)[1]は未耕作畑・耕作畑・草地・森林に設置した土壌侵食プロットの長期観測結果から、土砂の正規化 ^{137}Cs 濃度（*Sc*：m^2 kg^{-1}）が積算土砂流出量が大きくなるほど低下する傾向を示した。この理由として、リルの形成が土砂の ^{137}Cs 濃度低下に寄与したことが示唆されているが、侵食プロセスと ^{137}Cs 流出のプロセスの関係については不明の点が多い。本研究では、斜面における ^{137}Cs 流出プロセスの解明を目的として、土壌侵食プロットによる観測に加え、微地形変化の観測を行い、^{137}Cs 濃度の変動との関係を考察した。

2. 調査方法

福島県川俣町山木屋地区および伊達市月舘地区内の未耕作畑に設置した土壌侵食プロット 3 基（山木屋未除染、月舘未除染、山木屋除染）によって土砂および ^{137}Cs 流出量を観測した。降雨によって流出した土砂を各プロットの下端の三角堰およびタンクに捕捉・回収し、その重量および ^{137}Cs 濃度の測定を行った。いずれのプロットでも観測開始後に除草剤散布を行い、植生被覆率を低下させた。山木屋未除染では 3D スキャナー、月舘未除染と山木屋除染プロットではドローンを用いた画像解析により、地表面変化量を求めた。

3. 結果および考察

土砂の ^{137}Cs 濃度の平均値は、山木屋未除染、月舘未除染、山木屋除染プロットでそれぞれ 15 kBq kg^{-1}、5.8 kBq kg^{-1}、1.3 kBq kg^{-1} であった。未除染のプロットでは、除草前の植生が多い時期には ^{137}Cs 濃度のばらつきが大きかったが、除草後に徐々に ^{137}Cs 濃度が経時的に低下していく傾向が見られた。地表面変化量を見ると、山木屋未除染プロットでリル域における地表面低下が相対的に大きい場合に ^{137}Cs 濃度が低くなる傾向が見られた。以上のように、地表面の状態が侵食プロセスを規定し、土砂の ^{137}Cs 濃度変動に影響を与えることが示唆される。

参考文献

[1] Wakiyama et al. 2019. J. Environ. Radioact., *in press*.

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2], Yasunori Igarashi[1], and Shohei Kozuka[3]
[1]IER, Fukushima Univ., [2]CRiED, Univ. Tsukuba, [3]Grad. Sch. Life Environ. Sci., Univ. Tsukuba.

福島における放射性物質分布調査

（16）福島県におけるモニタリングポストの測定結果の時間的統合

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(16) Temporal integration of the data obtained by monitoring posts in Fukushima prefecture

*関　暁之[1]，真弓　明恵[1]，村上　冶子[2]，斎藤　公明[1]，武宮　博[1]，井戸村　泰宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]ローレンス・バークレー国立研究所

測定頻度の少ない空間線量率の結果に対し、測定頻度の多いモニタリングポスト（以下、MP）による結果と階層ベイズモデルを用いて時間的統合を行い、時間的に連続な空間線量率を推定する。今回は、この推定の精度を向上するため、スクリーニングプログラムを用いて、異常値を含んだ MP の測定結果を機械的に排除した。そのうえで、二成分モデル等の他の手法による推定と比較し、本手法の妥当性を検証した。

キーワード：モニタリングポスト、空間線量率、ベイズ推定、データスクリーニング、二成分モデル

1. 緒言

本手法の妥当性を検証するため、近傍の MP 同士の組合せに対し、一方の空間線量率の結果からもう片方の空間線量率の結果を推定した。なお、MP の機種は、規制庁設置のリアルタイム線量測定システムを対象とした。

2. MP の測定結果の時間的統合手法

スクリーニングは、一定の期間に区切って、MP の故障等が原因と考えられる外れ値や除染等が原因と考えられる線量変化の傾きの異常値を判定していった。外れ値は、k 近傍法による線量の平均値とバックグラウンドの値を比較して判定した。傾きの異常値は、指数関数フィッティングによる係数と二成分モデルによる係数を比較して判定した。

時間的に連続な空間線量率の推定には、以下の変数およびモデル式を設定した。

$z_{m,i} = y_i + e_m$：観測モデル 1

$z_{n,i} = ay_i + b + e_n$：観測モデル 2

$y_i = y_{i-1} + e_y$：プロセスモデル

なお、z は観測値、y は推定値、e_m と e_n は観測誤差、e_y は過程誤差、a と b は回帰係数を表す。これら変数は、階層ベイズモデルに従うと仮定し、計算機によるサンプリングを行うことでその収束値を求めた。

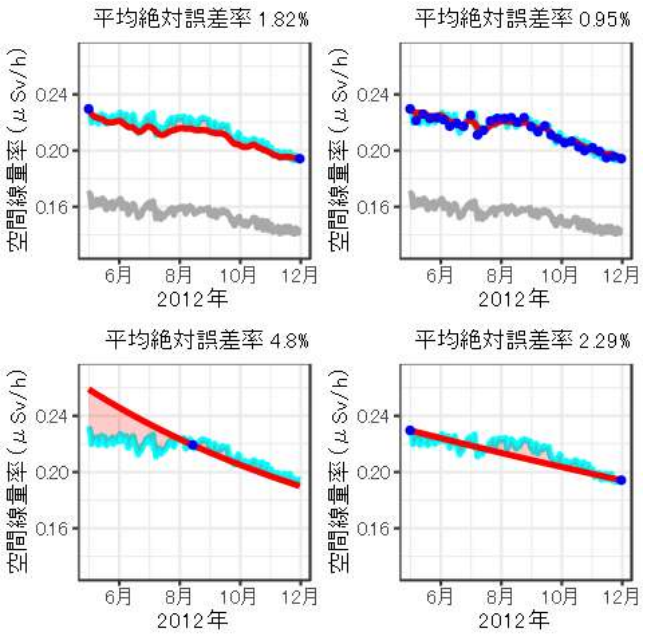


図　推定結果の比較の例（左上：測定値 2 点と近傍の MP の測定値を用いたベイズ推定、右上：測定値 32 点と近傍の MP の測定値を用いたベイズ推定、左下：二成分モデルによる推定、右下：指数モデルによる推定）。推定する MP の測定値を水色、推定結果を赤線。測定値と推定結果の差を薄い赤色で示している。

3. 結論

スクリーニングにより、MP 同士の組合せは約 1 万組から約 7000 組まで限定することができた。限定した MP を用いて本手法で推定を行うとともに、二成分モデルや指数モデルによる推定も行い、これら推定結果と測定値の誤差率を比較することで、多くの MP において本手法が他より誤差率が少なく推定できることを確認した。ただ、いくつかの MP については、他の手法より大きい誤差率となる場合があり、この誤差率をおさえるため、場合によっては推定に用いる測定値を増やしていく必要があることを確認した。

*Akiyuki Seki[1], Akie Mayumi[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Kimiaki Saito[1], Hiroshi Takemiya[1] and Yasuhiro Idomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Lawrence Berkeley National Lab.

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

[1E01-03] Properties of Silicon Compounds

Chair:Yuji Ohishi(Osaka Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:50 AM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[1E01] Study on Thermal Conductivity of Glasses for vitrified Radioactive Waste

*Hiromichi Ohta[1], tsuyoshi nishi[1], takumi manako[1], yasutomo tajiri[2] （1. Ibaraki Univ., 2. IHI）

10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Thermochemical investigation of calcium silicate insulation with cesium hydroxide

*Muhammad Rizaal[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1], Takumi Saito[2], Nejdet Erkan[2], Koji Okamoto[2] （1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo）

10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] First-principles calculations on substitutional solid solutions of Si oxides

*Toshiaki Nishii[1,2], Jun Onoe[2] （1. J-POWER, 2. Nagoya Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化用ガラスの溶融状態の熱拡散率

Study on Thermal Conductivity of Glasses for vitrified Radioactive Waste

*太田 弘道[1]，西 剛史[1]，眞子 巧巳[1]，田尻 康智[2]

[1]茨城大学，[2]ＩＨＩ

硼珪酸塩融体の熱伝導率を整備することは、高レベル放射線廃液のガラス固化を安全に制御する上で必要不可欠である。本研究では、B_2O_3-SiO_2-R_xO (R=Li, Na, Mg, Ca, x=1, 2) 系融体の熱浸透率測定を実施し、データの検証を実施したので報告する。

キーワード：硼珪酸塩ガラス、表面加熱／表面検出レーザフラッシュ装置、熱伝導率

1. 緒言

硼珪酸塩ガラスは使用済燃料の再処理に伴い発生する高レベル放射線廃液のガラス固化に用いられる有力な候補の一つである。このガラスを調製するために硼珪酸融体の熱伝導率を整備することは溶融炉の安全運転を確保する上で重要である。本研究では、B_2O_3-SiO_2-R_xO (R=Li, Na, Mg, Ca, x=1, 2) 系融体の熱浸透率を測定し、熱伝導率に換算して比較することで、イオン半径や結合力などの影響について検証した。

2. 実験方法

本実験では測定に表面加熱／表面検出レーザフラッシュ装置を使用した。試料を入れた白金セルを加熱し、底部にレーザを照射して加熱面からの赤外線を検出することで、白金セル底部の温度減衰を測定した。測定より得られたデータを理論式で最小二乗フィッティングすることで熱浸透率を求め、各酸化物の比熱から加成則で求めた試料の比熱と、アルキメデス法より求めた試料の密度から熱伝導率を算出した。

3. 結論

B_2O_3-SiO_2-R_2O (R=Li, Na) 融体の熱伝導率を図 1 に、B_2O_3-SiO_2-MgO 融体の熱伝導率を図 2 に示す。B_2O_3-SiO_2-Li_2O 融体の方が B_2O_3-SiO_2-Na_2O 融体よりも高い熱伝導率を示した。Li^+の Pauling のイオン半径 (60pm [1]) は Na^+のイオン半径 (95pm [1])よりも小さいため、Li^+添加時の方が Na^+添加時よりネットワーク構造が密になり、熱伝導率上昇に起因したと考えられる。なお、B_2O_3-SiO_2-RO (R=Mg, Ca) 融体の熱伝導率の組成比および温度依存性の議論については本発表にて報告する。

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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。

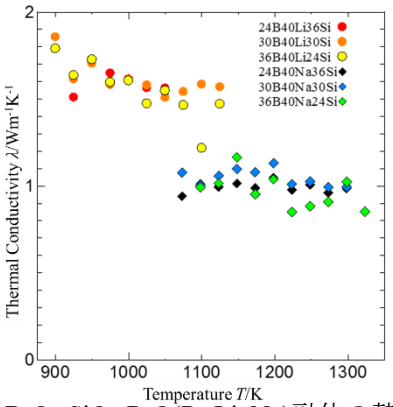


図 1 B_2O_3-SiO_2-R_2O(R=Li, Na)融体の熱伝導率

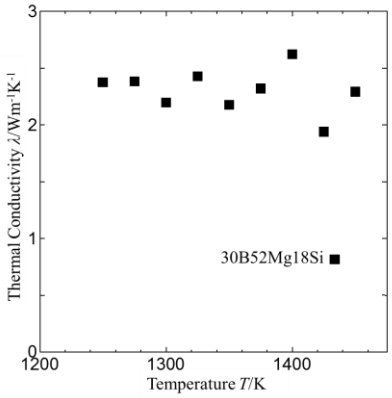


図 2 B_2O_3-SiO_2-MgO 融体の熱伝導率

参考文献

[1] L. Pauling, The Nature of the Chemical Bond, 3rd Edn., Cornell University Press, Ithaca, N. Y. (1960).

*Hiromichi Ohta[1], Tsuyoshi Nishi[1], Takumi Manako[1], Yasutomo Tajiri[2]

[1]Ibaraki Univ. [2] IHI

Thermochemical investigation of calcium silicate insulation with cesium hydroxide

*Muhammad Rizaal[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1]
Takumi Saito[2], Nejdet Erkan[2] and Koji Okamoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

Abstract

Experimental study using thermogravimetry and X-ray diffractometry was conducted to investigate chemical interaction between calcium silicate insulation and cesium hydroxide under steam and hydrogen atmospheres. The bulk use of calcium silicate insulation in nuclear power station is of concern when severe accident occurs that such interaction will be highly encountered. Our results suggested that chemical interaction occurred in temperature range of 575-730°C regardless of atmospheres and yielded formation of new compound, $CsAlSiO_4$.

Keywords: Cesium, Calcium silicate, Insulation, Thermochemistry

1. Introduction

Report of internal investigation in primary containment vessel (PCV) of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F) unit 2 by TEPCO indicated unexpected dose rate distribution of the lower 10 Gy/h at the pedestal, where most of debris should be existed, and the higher 70-80 Gy/h at the pedestal vicinity [1]. Deposits found in this vicinity were suspected as source of the high dose rate. Based on condition and location where these deposits existed, it is likely that formation of such deposits was originated by steam containing fission products such as Cs, leaked from, e.g., safety relief valves gasket. We further presume that the leakage steam directly hit the main steam piping thermal insulation (i.e. calcium silicate insulation or calsil), following that the adsorption of Cs on the calsil occurred. In this study we investigated interaction between the calsil and Cs under various atmospheres.

2. Experimental method

A calsil block, which is equivalent in quality to the thermal insulation used in 1F, was pulverized and mixed with cesium hydroxide monohydrate, $CsOH{\bullet}H_2O$ with an agate mortar. Then, the mixed powders were pressed into pellets with diameter of 3 mm or 5 mm. TG-DTA, XRD and SEM/EDS were used to investigate reactions between calsil and Cs^+ at high temperature, associating phase changes, and morphologies and elemental distributions of end-products in Ar-5%H_2 and Ar-20%H_2O atmospheres.

3. Results and discussion

As shown in Figure 1, $CsAlSiO_4$ compound is present in the sample heated up to 730°C. Then some chemical interaction for the calsil mixed with $CsOH{\bullet}H_2O$ in Ar-5%H_2 occurred in the temperature range of 575°C to 730°C. It was also found that a similar XRD pattern appeared for the sample heated in Ar-20%H_2O. Thus, our results suggested that formation of new compound occurred regardless of atmospheres. The thermodynamic calculations [2-4] were performed to check whether $CaSiO_3$ reacted with CsOH. As a result, it was found that such a reaction did not occur thermodynamically. However, if alumina is present, $CsAlSiO_4$ can be formed by the following reaction:

$$2CaSiO_3(s)+Al_2O_3(s)+2CsOH(c) \rightarrow 2CsAlSiO_4(s)+2CaO(s)+H_2O(g)$$

where s, c, and g are solid, condensed, and gaseous phase, respectively. Therefore, presence of impurity Al in the calsil might play an important role in such a chemical interaction with CsOH, which might be one of the causes for high dose rate reading at the pedestal vicinity.

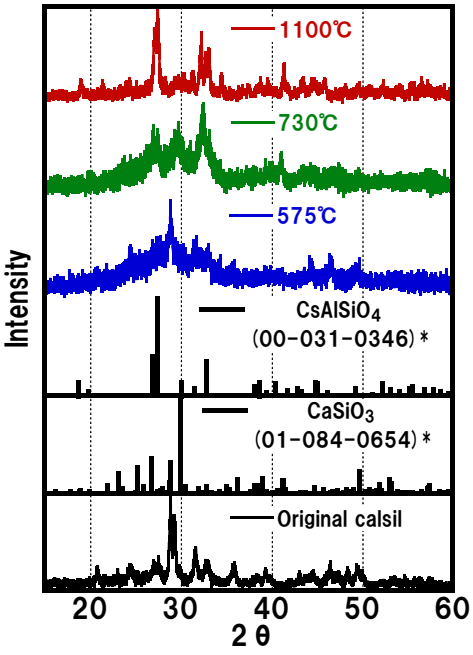


Figure 1 XRD patterns of the mixtures of calsil and $CsOH{\bullet}H_2O$ heated at 575°C, 730°C and 1100°C in Ar-5%H_2 together with those of original calsil, $CsAlSiO_4$ and $CaSiO_3$ (*ICDD card number)

References

[1] TEPCO, 2017, Progress report No. 5. [2] I. Barin, 1989, Thermochemical data for pure substances, VCH. [3] R.G.J. Ball, et al., EUR 14844 EN, 1992, p.104.
[4] P. Taylor, S.D. SeVaal, D.G. Owen, Can. J. Chem. 1989, **67**, 76-81.

シリコン酸化物の置換型固溶に関する第一原理計算

First-Principles Calculations on Substitutional Solid Solutions of Si Oxides

*西井 俊明[1,2]，尾上 順[2]
[1]電源開発，[2]名古屋大学

シリコン (Si) 酸化物結晶中の Si 原子を種々の元素に置換した構造を対象に第一原理計算を行い，系のエネルギーなどを比較することによって置換型固溶体の安定性に及ぼす添加元素および添加率の影響を評価し，電子構造レベルで安定性を支配する相互作用因子を調べた。

キーワード： 熱電変換，置換型固溶体，放射性廃棄物ガラス固化体，シリコン酸化物，第一原理計算

1. 研究背景

耐高温酸化性の観点から，Si 酸化物マトリクスに種々の元素を固溶させた半導体が高温動作用熱電変換材料の候補として挙げられる。その性能の長期安定性は，マトリクス-添加元素間の相互作用に依存するものと考えられ，置換型固溶が望まれる。この要件は，高レベル放射性廃棄物のガラス固化体にも通じる。

我々は，これまで第一原理計算方法の一種である相対論的 DV-Xα(DV-DFS) 法[1]を用いてウラン合金の電子状態解析を行い，従来の経験則 (Hume-Rothery 則) に代わり合金元素固溶濃度を予測できるパラメータを見出してきた[2]。本研究では，同様の手法を用い，Si 酸化物に対する置換型固溶支配因子について電子構造レベルの考察を試みた。

2. 研究概要

まず，α-石英およびガラス固化体の最小単位である四面体構造の SiO_4 に注目し，正四面体 SiO_4H_4 クラスターの Si を他の元素 X (周期表第 2～16 族, 第 3～7 周期に Cs および Fr を追加) に置換したものを対象に，DV-DFS 法分子軌道計算を行い，X-O 結合の有効共有結合次数 (BOP)，X および O 原子の Mulliken 有効電荷 (MEC) などを比較した。図 1 に，SiO_4H_4 とその Si を中性原子 X で置換した XO_4H_4 の BOP の結果を示す。続いて，一周期を数個の単位格子とする α-石英結晶中の Si を一つずつ他元素に置換した系について第一原理計算を行い，置換型固溶体生成エネルギーの比較により置換率が系の安定性に与える影響を評価した。また，水素終端や中性原子置換の影響を踏まえ，構成原子に形式電荷を与えた $(SiO_4)^{4-}$ モデルについても同様の計算を行った。結果の詳細は，当日の講演にて述べる。

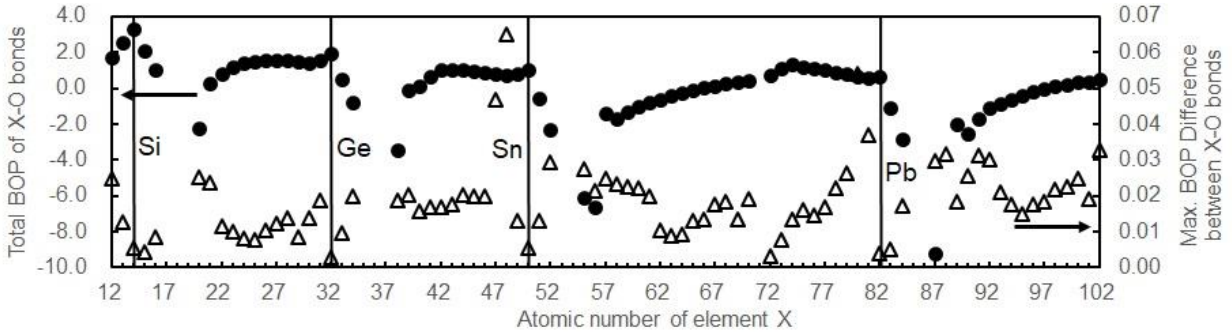


Fig. 1. Total BOP (●) and difference ($BOP_{max} - BOP_{min}$) (△) for X-O bond of the XO_4H_4 cluster model.

謝辞 : 本研究の計算結果に関して，名古屋大学工学研究科の野田祐輔 博士に有益な議論を頂いたので感謝する。

参考文献

[1] H. Adachi et al., *Mol. Phys.* **33**, 199 (1977).
[2] M. Kurihara et al., *J. Alloys and Compd.* **509**, 1152 (2011).

*Toshiaki Nishii[1,2] and Jun Onoe[2]
[1]J-POWER, [2]Nagoya Univ.

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

[1E04-07] Physical Properties of In-core Molten Materials

Chair:Kenji Konashi(Tohoku Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 10:50 AM - 12:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[1E04] Thermodynamic evaluation of mixing of molten alkali halides by molecular dynamics calculations

*Yuma Sekiguchi[1], Koichi Uozumi[2], Katsuyuki Kawamura[3], Takayuki Terai[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. Tokyo Tech)

10:50 AM - 11:05 AM

[1E05] Physical properties of molten core materials

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka university)

11:05 AM - 11:20 AM

[1E06] Physical properties of molten core materials

*Yuji Ohishi[1], Kouta Kurokawa[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[1E07] Physical properties of molten core materials

*Kiu Tanaka[1] (1. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

分子動力学計算による溶融アルカリハライドの混合の熱力学評価

Thermodynamic evaluation of mixing of molten alkali halides by molecular dynamics calculations

*関口 裕真[1]，魚住 浩一[2]，河村 雄行[3]，寺井 隆幸[1]
[1]東京大学，[2]電力中央研究所，[3]東京工業大学

多様なアルカリハライドの混合エンタルピーを分子動力学法(MD)により導出し、文献値等と比較した。その結果、LiF-KF 等の共イオン二元混合物に関しては、MD により求めた混合エンタルピーは既往の実験値と整合し、MD は混合による摂動効果やファンデルワールス力の減少を再現した。

キーワード：溶融塩、分子動力学計算、混合エンタルピー

1. 緒言

アルカリハライドは乾式再処理や溶融塩原子炉での溶媒としての利用が検討されているが、放射性物質を溶解した溶融塩が循環する構造上、その漏洩時における塩からの放射性物質の放出挙動を検討する要がある。報告者らは放出挙動評価のための基礎検討として、アルカリハライド中の Cs および I の挙動を熱力学的に評価するため、多様なアルカリハライド混合系について MD により混合エンタルピーを求めた。

2. 計算

MD ソフトウェアとして MXDORTO[1]を用い、0.1MPa、1000K における LiF-KF、LiCl-KCl、LiCl-LiI、CsCl-CsI の共イオン二元混合物および、LiF-CsI、LiCl-CsI、KF-CsI、KCl-CsI の互変系二元混合物について混合エンタルピーおよび相互作用関数を導出した。互変系二元混合物はアニオン・カチオンをそれぞれ 2 種含む 4 元混合物と振る舞うが、混合エンタルピーは交換反応において熱力学的に安定な単塩 2 つを基準とした。

3. 結果・考察

上述の共イオン二元混合物 4 系について、MD 計算により導出された混合エンタルピー:$\Delta_{\mathrm{mix}}h$を、実験値[2]と共に図 1 に示す。本図中の実験値は LiF-KF 等の共アニオン系では負の値を持つ一方で、LiCl-LiI 等の共カチオン系では正の値である。これは共アニオン系では異種カチオン間のイオン半径差に関連した摂動効果により混合状態が安定化されるのに対し、共カチオン系ではアニオン-カチオン間のファンデルワールス力が混合に伴い減少するために混合が熱力学的に不利であるためと考えられる[2]。MD 計算は$\Delta_{\mathrm{mix}}h$のこのような傾向を再現すると共に、導出された値は実験値と概ね一致した。このことから本 MD 計算は共イオン二元混合物における実験事実を十分に再現したといえる。

なお、LiF-CsI 等の互変系二元混合物については、MD は理論的な$\Delta_{\mathrm{mix}}h$を部分的に再現した。

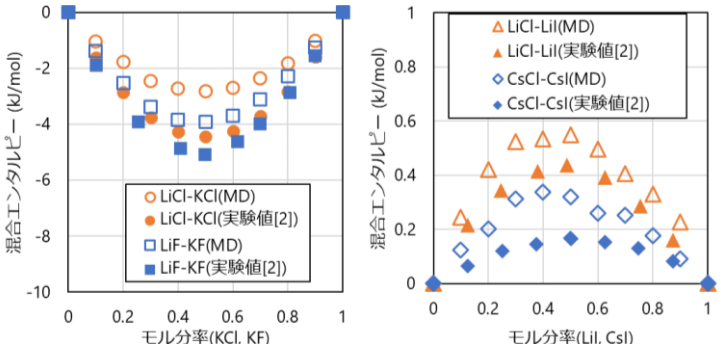


図 1　共イオン二元混合物の混合エンタルピーの MD 計算値および実験値[2]
（左：共アニオン系（LiCl-KCl 系、LiF-KF 系）、右：共カチオン系（LiCl-LiI 系、CsCl-CsI 系））

参考文献

[1] 河村雄行, MXDORTO, Japan Chemistry Program Exchange, #029 (1996).

[2] G. Mamantov and R. Marassi, eds., Nato Science Series C:, Vol. 202, Springer Netherlands (1987).

---

*Yuma Sekiguchi[1], Koichi Uozumi[2], Katsuyuki Kawamura[3], and Takayuki Terai[1]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Tokyo Institute of Technology,

炉心溶融物の物性評価
(1) ガス浮遊法を用いた溶融 ZrO_2 の表面張力評価

Physical properties of molten core materials

(1) Surface tension of ZrO_2 measured by aerodynamic levitation technique

*近藤 俊樹[1], 大石 佑治[1], 牟田 浩明[1]

[1]大阪大学

燃料が溶融すると、U, Zr, O からなる U-Zr-O 溶融物が生成する可能性がある。本研究ではその中から ZrO_2 に注目し、ガス浮遊法を用いることで溶融 ZrO_2 の表面張力を測定した。

キーワード：炉心溶融物、ガス浮遊法、表面張力

1. 緒言

本研究では、液滴を基板へと衝突させた際に生じる変形から表面張力を算出する手法（液滴衝突法）を用いて、これまで知見の得られていなかった溶融 ZrO_2 の表面張力を評価し報告をする。

2. 実験手法

直径 2mm 程度の ZrO_2 球をガス浮遊装置で浮遊させ、100W の CO_2 レーザーで加熱溶融した。これを窒化ボロン基板上に落下させ、その液滴衝突の様子をハイスピードカメラで観察した。図 1 におよそ 3000 K まで加熱した ZrO_2 の衝突中の様子を示す。基板への衝突後、時間と共に形状が変化していく様子が観察された。この時、衝突直前に試料が有していた運動エネルギーが変形の駆動力、すなわち表面積を増大させるのに使われたと考え、変形による表面積の増分から表面張力を算出した。変形時に粘性によって失われるエネルギー分については以前報告した ZrO_2 の粘性測定値を用いて補正を行った。

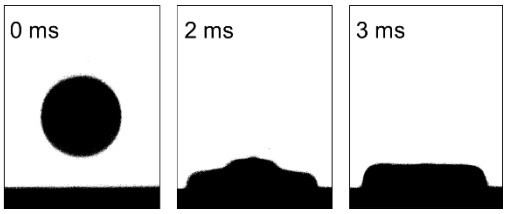


図 1 ZrO_2 の衝突挙動

3. 結論

図 2 に表面張力の測定結果を示す。また、液滴振動法によって評価した値も併せて示す。今回得られた結果は液滴振動法によって測定した結果よりも高い値を示した。過去の報告[1]によると、地上で行った液滴振動法は重力の影響により 20%程度表面張力を過小評価する可能性があることが示唆されており、今回の結果もそれに則るものとなっている。また、表面張力は温度と共に線形にわずかに減少する傾向がみられた。

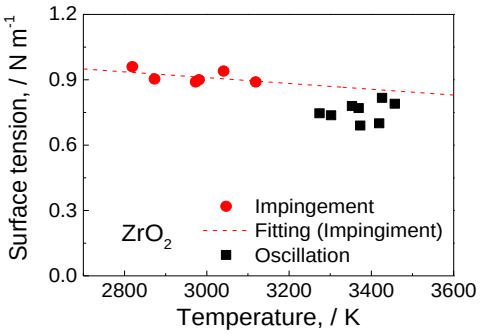


図 1 ZrO_2 の表面張力

4. 謝辞

本研究は、文科省による「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「炉心溶融物の 粘性及び表面張力同時 測定技術の開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] D. Langstaff, et. al., Rev. Sci. Instrum. 124901, (2013).

---

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1] and Hiroaki Muta[1]

[1]Osaka Univ..

炉心溶融物の物性評価
(2) 静電浮遊法を用いた溶融 Zr-O の粘性及び表面張力評価

Physical properties of molten core materials
(2) Viscosity and surface tension of Zr-O measured by electrostatic levitation technique

*大石 佑治[1]，黒川 昂太[1]，牟田 浩明[1]
[1]大阪大学

燃料が溶融すると生成する可能性がある U-Zr-O 溶融物の中から、本研究では Zr と ZrO_2 の中間的な組成の Zr-O 系溶融物に注目し、静電浮遊法を用いることで粘性と表面張力を測定した。

キーワード：炉心溶融物，粘性，静電浮遊法

1. 緒言

炉心において被覆管等として用いられている Zr は酸素との親和性が高いため、炉心溶融時には Zr と ZrO_2 の中間的な組成の Zr-O の溶融物が発生する可能性がある。溶融物の挙動を予測するためには、その物性の把握が必要不可欠である。しかし溶融した Zr や ZrO_2 は高い融点や反応性を有しているため、容器を用いた通常の測定方法では粘性等の物性を測定することが難しい。そこで浮遊法の一つである静電浮遊法を用いて、Zr-O の中でも金属に近い組成の $Zr_{1-x}O_x$(x = 0-0.2)溶融合金の粘性を評価した。

２．実験

Zr と ZrO_2 を $Zr_{1-x}O_x$(x = 0, 0.1, 0.2)の組成となるように秤量し、アーク溶解法によって溶融させることでインゴットを作製した。得られたインゴットを真空雰囲気下で熱処理を行い、その後 20mg 程度のサイズに切り出して静電浮遊試験を行い、液滴振動法によって粘性を評価した。試料の酸素組成は酸化重量法により評価した。

３．結果

図 1 に測定した $Zr_{1-x}O_x$(x = 0, 0.1, 0.2)の溶融合金の粘性を示す。図中の酸素組成は酸化重量法によって評価した値である。x = 0 の試料の粘性は Zr の文献値と良く一致した。酸素組成が増加するに従い粘性は増加する傾向を示した。Zr と ZrO_2 の粘性の文献値を元に、組成に対して加重平均を計算することで得られる推定値と x = 0.1, 0.2 の測定値を比較すると、概ね一致することが分かった。これは、Zr-O 溶融合金の粘性が Zr と ZrO_2 の粘性の線形内挿によって推定できる可能性を示唆している。

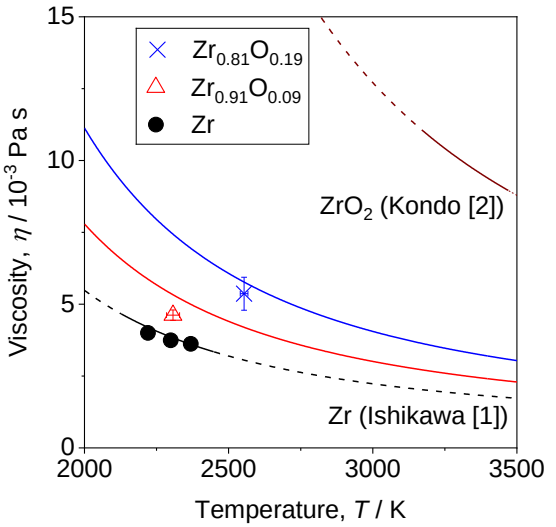


図 1 測定した $Zr_{1-x}O_x$(x = 0, 0.1, 0.2)の溶融合金の粘性の温度依存性。実線は Zr, ZrO_2 の粘性の文献値、及びこれらの加重平均によって得られた x = 0.09, 0.19 の組成の Zr-O 溶融合金の粘性の推定値を示す。

本研究は、文科省による「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「炉心溶融物の 粘性及び表面張力同時 測定技術の開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] T. Ishikawa et al., Meas. Sci. Technol. 23 (2012) 025305.
[2] T. Kondo et al., “Density and viscosity of liquid ZrO_2 measured by aerodynamic levitation technique”, Heliyon, accepted.

* Yuji Ohishi[1], Kouta Kurokawa[1], Hiroaki Muta[1]
[1]Osaka Univ.

炉心溶融物の物性評価
（3）静電浮遊法を用いた溶融 Fe-B の粘性及び表面張力評価

Physical properties of molten core materials

(3) Viscosity and surface tension of Fe-B measured by electrostatic levitation technique

*田中　喜宇[1]、大石　佑治[1]、牟田　浩明[1]

[1]大阪大学

原子力発電所での重大事故時の炉心溶融物の拡がり挙動を把握するためには、炉心溶融物の物性データが必要である。本研究では、静電浮遊法を用いて溶融 Fe-B の密度・粘性・表面張力の測定を行った。

キーワード：静電浮遊法，粘性，表面張力，Fe-B 合金

1. 緒言

原子力発電所での重大事故の進展を知るためには炉心溶融物の拡がり挙動を把握する必要がある。 炉心溶融物の物性データ用いてシミュレーションを行うことにより拡がり挙動を推定することができる。 しかし液体金属は反応性に富むため、容器を用いた溶融物の物性測定では試料と容器が反応してしまい正確な物性測定が困難である。そこで本研究では、静電浮遊法を用いて炉心溶融物の 1 つである溶融 Fe-B の密度・粘性・表面張力の測定を行った。

2. 実験方法

本研究では、Fe と B をアーク溶解にて溶融混合し、$Fe_{0.84}B_{0.16}$ の組成（共晶組成）のインゴットを作製した。作製したインゴットから、20~30 mg 程度となるように試料を切り出した。得られた試料を静電浮遊装置により浮遊させ加熱溶融し、画像解析により密度を、液滴振動法により粘性・表面張力を測定した。

3. 実験結果

本研究で得られた溶融 $Fe_{0.84}B_{0.16}$ の粘性の測定結果を Fe[1]および B[2]の粘性の文献値とともに**図 1** に示す。1620 K における溶融 Fe-B の粘性は 11 mPas であった。$Fe_{0.84}B_{0.16}$ の粘性は Fe や B の粘性から予想される値とほぼ同程度であることがわかった。密度および表面張力の測定結果については当日報告する。

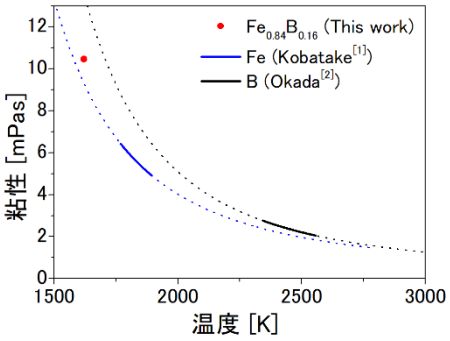


図 1　溶融 $Fe_{0.84}B_{0.16}$ の粘性

4. 謝辞

本研究は、文科省による「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「炉心溶融物の粘性及び表面張力同時測定技術の開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] H. Kobatake and J. Brillo, Journal of Materials Science, Vol.48, pp.6818-6824, 2013.

[2] J. T. Okada, T. Ishikawa, Y. Watanabe, P.-F. Paradis, Y. Watanabe, and K. Kimura, Physical Review B, Vol.81, 140201, 2010.

---

*Kiu Tanaka[1], Yuji Ohishi[1] and Hiroaki Muta[1]

[1]Osaka Univ.

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

[1E08-13] Fundamental Properties of Nuclear Fuel Material

Chair:Hiroaki Muta(Osaka Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:25 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[1E08] Oxygen self-diffusion coefficients in (U, Pu)$O_{2\pm x}$

*Masashi Watanabe[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Enthalpy measurement and heat capacity evaluation of PuO_2 in high temperature region

*Kyoichi Morimoto[1], Masahiro Ogasawara[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development Co.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Evaluation of fundamental properties of CaF_2

*Masato Kato[1], Ryota Tsuchimochi[1], Taku Matsumoto[1,2], Joshua Taylor White[2], Kenneth James McClellan[2] (1. Japan Atomic Enegy Agency, 2. Los Alamos National Laboratory)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Evaluation of fundamental properties of CaF_2

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1], Masato Kato[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1E12] Evaluation of the effect on the prevention of uranium dioxide powder adhesion on substrate using nanoparticle coating

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Hiroshi Satone[2], Michitaka Suzuki[2] (1. JAEA, 2. University of Hyogo)

3:45 PM - 4:00 PM

[1E13] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

*Takayoshi Makino[1], Kazuya Yamamoto[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Toshihide Iso[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

$(U, Pu)O_{2\pm x}$ の酸素自己拡散係数

Oxygen self-diffusion coefficients in $(U, Pu)O_{2\pm x}$

*渡部 雅[1]，砂押 剛雄[2]，加藤 正人[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

同位体交換法と熱重量法を組み合わせた手法を用いて$(U_{0.7}Pu_{0.3})O_{2\pm x}$及び$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_{2\pm x}$の酸素自己拡散係数を測定した。

キーワード：混合酸化物燃料、拡散係数、同位体交換法、熱重量法

1. 緒言

MOX 燃料の焼結挙動、酸化・還元反応及び酸素再分布は燃料中の酸素拡散によって支配されており、これらの挙動を評価するためには酸素自己拡散係数が必要となる。しかしながら、MOX 燃料における酸素自己拡散係数の測定はほとんど報告されていない。従って、本研究では MOX 燃料の酸素自己拡散係数を ^{18}O 同位体交換法と熱重量法を組み合わせて測定した。

2. 実験方法

本試験では、マイクロ波加熱脱硝法よって得た MOX 粉末を原料として、$(U_{0.7}Pu_{0.3})O_2$ 及び$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$ の組成を有する焼結ペレットを作製した。酸素自己拡散係数は、熱天秤を用いて ^{18}O 同位体交換反応による重量変化を測定し、動径拡散モデルの解析解でフィッティングすることで算出した。また、熱天秤内で酸素・金属（O/M）比を一定に保ちながら測定を実施した。

3. 結果及び考察

図 1 に本研究で取得した酸素自己拡散係数及び文献値[1,2]を併せて示す（$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$ のデータは過去に報告済み[3]。）。Vauchy らが取得した$(U_{0.55}Pu_{0.45})O_2$ のデータは定比組成の UO_2 及び PuO_2 の温度依存性に類似した結果となっているが、本研究で得られたデータの温度依存性は、不定比組成の UO_2 及び PuO_2 のデータに類似した結果を示した。また、MOX の酸素化学拡散係数は、Pu 含有量の増加に伴い減少する傾向を示すが[4]、酸素自己拡散係数については、Pu 含有量に対する依存性が明確に現れなかった。

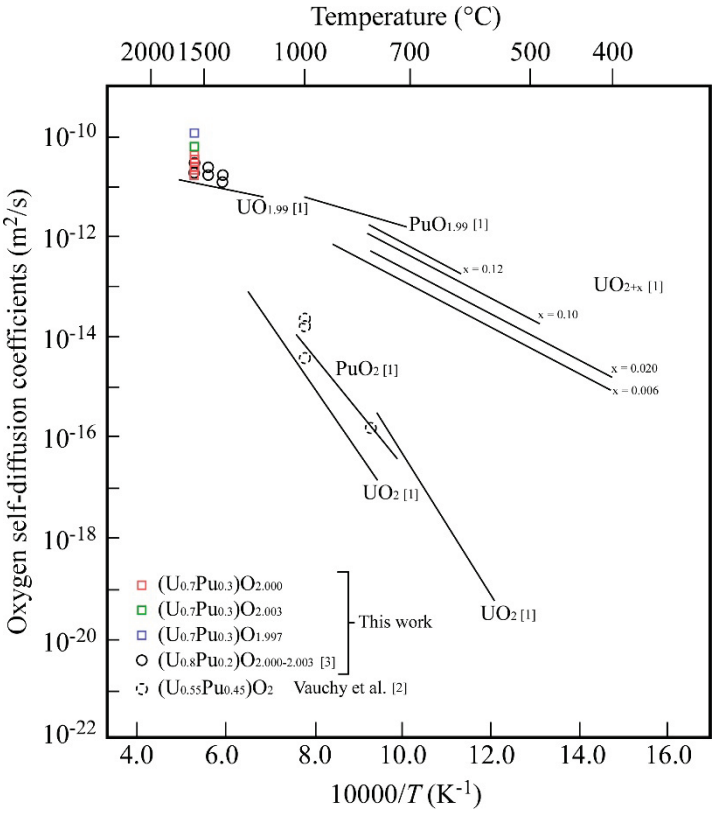


図 1　酸素自己拡散係数の測定値及び文献値

参考文献

[1] K. Ando and Y. Oishi, J. Nucl. Sci. Technol., 20 (1983) 973-982.
[2] R. Vauchy et al., J. Nucl. Mater., 467 (2015) 886-893.
[3] 渡部ほか、日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2B14
[4] M. Watanabe et al., Defect Diffus. Forum, 375 (2017) 84-90.

*Masashi Watanabe[1], Takeo Sunaoshi[2] and Masato Kato[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

高温領域における PuO_2 のエンタルピー測定と比熱評価

Enthalpy measurement and heat capacity evaluation of PuO_2 in high temperature region

*森本 恭一[1]，小笠原 誠洋[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 検査開発株式会社

MOX 燃料の基礎物性評価の一環とした、O/M を 2.00 に調整した PuO_2 のエンタルピーを測定し、その温度依存性から比熱を評価した。

キーワード：MOX 燃料，PuO_2，熱物性，エンタルピー，比熱

1. 緒言　MOX の比熱は Kopp-Neumann 則より UO_2 と PuO_2 の比熱の組成平均から評価されるケースが多いが，PuO_2 の比熱の測定データは少なく，特に高温領域の比熱の温度依存性については現在も議論されている。本研究では、PuO_2 試料を用い，高温領域の比熱の温度依存性を評価するためにドロップ法を用いてエンタルピーを測定し，得られたエンタルピーの温度依存性から比熱の温度依存性を評価した。

2. 実験　試験に供試した試料は，PuO_2 粉末を焼結し，得られた焼結体の O/M を 2.00 に調整し，これを試料容器（タングステン製）に装荷して真空封入し，ドロップカロリーメータを用いて 980～2160K の範囲のエンタルピー測定を実施した。また，試料はレニウム製内容器に収納することで試料容器との反応を抑制した。

3. 結果・考察　Fig. 1 に測定した PuO_2 のエンタルピーの温度依存性を文献値（UO_2, PuO_2）とともに示す[1]。測定値にややばらつきはあるが、1900K 以下の範囲では，PuO_2 のエンタルピーの測定値は文献値とほぼ同様であり、温度に対して一定の割合で上昇する傾向を示した。一方，1900K 以上では温度の上昇にしたがってエンタルピーの上昇割合が徐々に大きくなる傾向を示した。エンタルピーの温度依存性の解析から得られた比熱は、1900K 以下ではほぼ一定値であるが、1900K 以上において比熱が上昇し始める傾向が観測された。

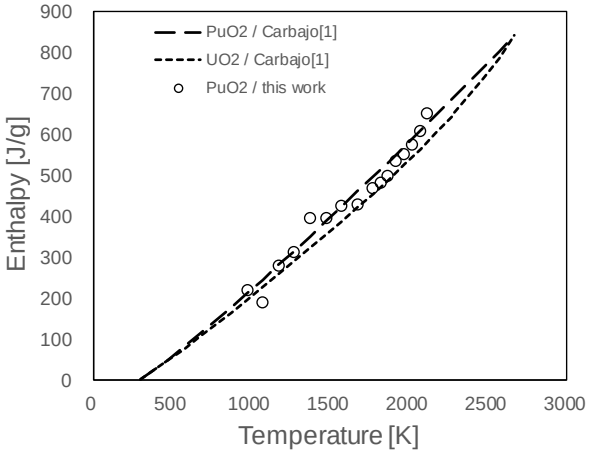


Fig. 1 Enthalpies of UO_2 and PuO_2.

4. まとめ　PuO_2 試料について 2000K を超える高温域のエンタルピー測定を実施した。エンタルピーの温度依存性は 1900K 以上から上昇率が大きくなる傾向を示し，これにともない比熱が上昇し始める傾向が観測された。

参考文献

[1] J. J. Carbajo et al., J. Nucl. Mater. 299 (2001) 181.

---

*Kyoichi Morimoto[1] and Masahiro Ogasawara[22]

[1]Japan Atomic Energy Agency,　[2]Inspection Development Company Ltd.

CaF_2の基礎特性の評価
（1）実験的アプローチ

Evaluation of fundamental properties of CaF_2

(1) Experimental approach

*加藤正人[1]，土持亮太[1]，松本卓[1,2]，Joshua T. White[2]，Kenneth J. McClellan[2]

[1]原子力機構，[2]ロスアラモス国立研究所

室温から融点近傍までのCaF_2の基礎物性について実験的に評価した。特にCaF_2の高温比熱に着目し、フレンケル欠陥の生成及びブレディック転移の影響について評価した。得られた成果は、計算科学による評価の検証用データとして用いた。

キーワード：蛍石構造，熱物性，比熱

1. 緒言：前回の本年会においてCaF_2の基礎物性の測定結果を報告した[1]。本報告では、米国ロスアラモス国立研究所所(LANL)で測定した単結晶の熱物性とのデータの比較・評価を行い、CaF_2の高温比熱のメカニズムを評価することを目的とした。

2. 実験方法：CaF_2の単結晶について、ディラトメーターによる熱膨張測定、DSCによる比熱測定、レーザフラッシュによる熱拡散率測定を実施した。

3. 結果及び考察：図1にDSCで取得した比熱のデータを示す。原子力機構(JAEA)で測定したデータは、多結晶体の測定結果であり、繰り返し3回測定を行った[1]。3回目の測定は室温以下の低温のデータである。LANLでは単結晶の測定を行ったが繰り返し測定し、ほぼ一致した結果を得た。多結晶の測定結果は、繰り返し測定することによって単結晶の測定結果に近づいているように見える。図中には音速及び熱膨張係数から求めた(Cv＋Cd)とフレンケル欠陥の生成を仮定して評価した$(C_v+C_d+C_f)$を示す。$(C_v+C_d+C_f)$の計算結果は約1200Kまでは実験値と良い一致を示している。また、約1200K以上の急激な比熱上昇は、ブレディック転移と考えられる。図に示すように、測定結果と、計算結果は約1200K以下の温度で良く一致することを確認した。

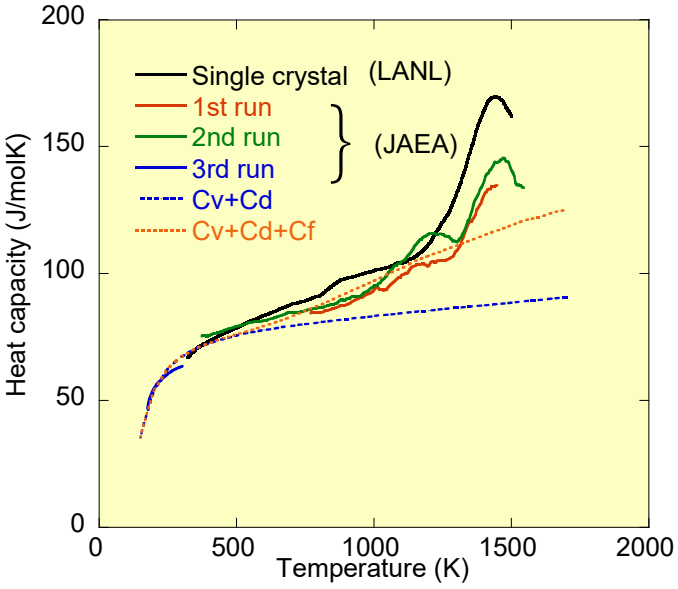


図1　DSCによる比熱の測定結果

3. まとめ：CaF_2の基礎特性について、日米の装置を用いて測定を行い、高温領域の比熱挙動において、フレンケル欠陥生成とブレディック転移と考えられる比熱の上昇を確認した。得られた結果は、計算科学の検証用のデータとして用い、アクチニド酸化物の高温の熱特性評価への適用を進める。

参考文献

[1] 土持、加藤ら、原子力学会2019年春の年会予稿集 3M06

*Masato Kato[1], Ryota Tsuchimochi[1], Taku Matsumoto[1,2], Joshua T. White[2] and Kenneth J. McClellan[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Los Alamos National Laboratory

CaF_2 の基礎特性の評価
（2）DFT に基づく高温物性解析

Evaluation of fundamental properties of CaF_2

(2) DFT analysis of high-temperature properties

*中村 博樹[1]，町田 昌彦[1]，加藤 正人[1]

[1]原子力機構

密度汎関数法（DFT）を用いた第一原理分子動力学によって CaF_2 の高温での基礎物性を評価した。特に高温での熱膨張率や比熱を評価し、ブレディック転移の影響について調査した。

キーワード：第一原理計算, CaF_2

1. 緒言

本シリーズ発表の（１）では CaF_2 の比熱等に関する実験結果の解析を報告した。本発表では、CaF_2 の高温熱物性を原子シミュレーションで評価し、実験結果と比較することによって、そのメカニズムを明らかにすることが目的である。特にブレディック転移と呼ばれる高温での比熱の相転移的な変化に注目した。

2. 計算方法

CaF_2 に対して、室温から融点付近まで等温等圧（NPT）の第一原理分子動力学計算を行い、比熱及び熱膨張率を評価した。この際、3×3×3 のスーパーセル（原子数 324 個）の系を用いて、シミュレーション時間 4ps の計算を行った。密度汎関数法（DFT）の計算には VASP コードを用い、交換相関エネルギーとしては PBEsol を採用した。

3. 結果及び考察

図 1 に第一原理分子動力学で得られた CaF_2 のエンタルピーを示した。この図からわかるように、1300K 付近でエンタルピーの非線形な増加が見られた。エンタルピーのフィッティングを微分して得られた比熱(図 2)を見るとやはり 1300K にピークが現れた。これがブレディック転移に対応していると考えられる。この値は実験値より 100K 程度小さいが比熱の定性的な振舞いはよく再現できている。

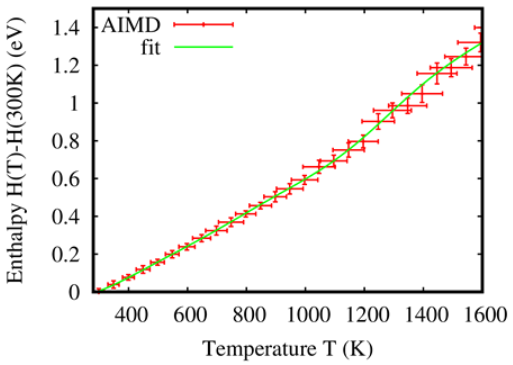


図 1:第一原理分子動力学(AIMD)によって得られた CaF_2 のエンタルピー

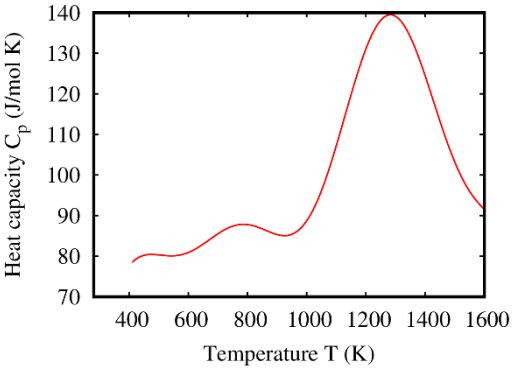


図 2: CaF_2 の比熱

ブレディック転移のメカニズムを理解するために、転移の前後での原子の運動を観察した。1000K 以上になると一部の F 原子がサイト間の移動を開始し、1300K に達するとほぼすべての F 原子がサイト間の移動を行うようになっていた。したがって、ブレディック転移はすべての F 原子が自由にサイト間移動できるようになったことによるものであると考えられる。

本発表では、熱膨張率など、他の物性値とブレディック転移の関係についても議論する。

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] and Masato Kato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子コーティングによる二酸化ウラン粉末付着防止効果の評価

Evaluation of the effect on the prevention of uranium dioxide powder adhesion on substrate using nanoparticle coating

*瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，鈴木 政浩[1]，
佐藤根 大士[2]，鈴木 道隆[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]兵庫県立大学

グローブボックスにおける核燃料物質の滞留並びに外部被ばく線量の低減を目的として，グローブボックス構成材へのナノ粒子コーティングによる粉末付着防止に係る技術開発を進めている．ナノ粒子コーティングを施したアクリル，ステンレス，ハイパロンゴムの各基板に対し，二酸化ウラン粒子と基板間の付着力を測定および評価した結果について報告する．

キーワード：ナノ粒子コーティング，アクリル，ステンレス，ハイパロンゴム，二酸化ウラン，付着力

1. 緒言

MOX 燃料製造工程において，グローブボックス内の構成材に核燃料物質が付着することによる滞留や外部被ばく線量の増加が課題となっている．既往の研究において，ガラス基板上へのナノ粒子コーティングがアルミナ粉末の付着防止に有効であることを明らかにした[1]．グローブボックスへの粉末付着防止を図るため，グローブックス構成材へのナノ粒子コーティングによる二酸化ウラン(UO_2)粉末の粉末付着防止効果に係る試験および評価を実施した．

2. 試験方法

アクリル，ステンレス(SUS304)，ハイパロンゴムの各材料の基板表面にシリカナノ粒子含有疎水表面改質剤を均一に塗布し，乾燥機により 70 °C で 12 h 以上乾燥させた．気流により UO_2 粉末を基板の面全体に均一に吹きつけ，静かに反転して基板に付着していない粒子を除去した．UO_2 粒子の基板への付着力を遠心分離機により測定した．装置体系を Fig. 1 に示す．基板を遠心分離機に設置し，1 分間回転させた後，基板表面をマイクロスコープで観察した．同一試料について回転速度を最大 5000 rpm まで増加させながら繰り返し観察を実施した．回転前後のマイクロスコープ画像を比較して脱離した UO_2 粒子を同定し，その粒子径を評価した．UO_2 粒子と基板の間に働く付着力 F は式(1)により表される．

$$F = mr\omega^2 = \frac{\pi}{6}X^3\rho_D r\left(\frac{2\pi N}{60}\right)^2 \quad (1)$$

ここで，m は粒子質量で粒子径 X と粒子密度ρ_Dから算出した．r は回転半径，ωは回転角速度であり，脱離時の回転速度 N から求めた．

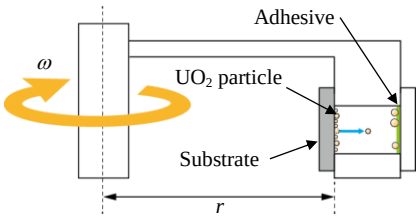
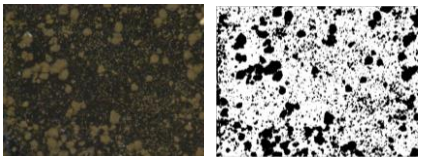
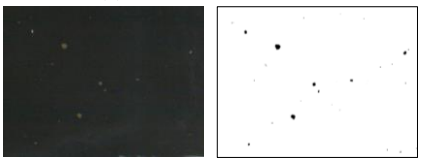


Fig. 1 遠心分離機を用いた UO_2 粒子付着力の測定方法



元画像　二値化画像

(a) 非コーティング面



元画像　二値化画像

(b) コーティング面

Fig. 2 回転前のアクリルパネル基板に付着した UO_2 粒子

3. 試験結果および考察

回転前のアクリルパネル基板に付着した UO_2 粒子を Fig. 2 に示す．非コーティング面では全面に粒子が付着しており，回転前の粒子の付着面積率は 24 %であった一方，コーティング面では 0.5%以下と大幅に低下し，コーティングを行うことにより，高い粉末付着防止効果が得られることを確認した．Fig. 3 にアクリル基板において観測された最小付着力を示す．非コーティング面では，3000 rpm 以下で粒子の脱離は観測されず，4000 rpm 以上で脱離が観測され，最小付着力は 7.9～14 nN と評価された．一方，コーティング面では，1000 rpm から脱離が観測され，最小付着力は 1.5×10^{-2}～1.3 nN と評価された．これらの結果により，アクリル基板にコーティングを施すことにより，粒子-基板間の最小付着力が約 10 分の 1 に大幅に減少することが明らかになった．

なお，いずれのアクリル基板においても本試験における最高回転速度 5000 rpm で付着粒子が観測されており，付着力の上限値は評価できなかった．今後は AFM による詳細な評価を行う必要がある．

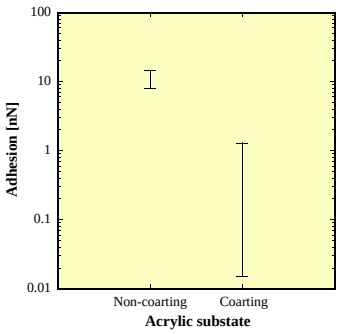


Fig. 3 アクリル基板において観測された最小付着力

4. 結論

グローブボックス構成材に対し，シリカナノ粒子含有疎水改質剤を用いたナノ粒子コーティングを施すことにより，二酸化ウラン粉末の付着防止効果が得られることが明らかになった．本手法は，グローブボックスにおける核燃料物質の滞留並びに外部被ばく線量の低減に有効と考えられる．

参考文献

[1] 鈴木 道隆　他　「ナノ粒子塗布による粉塵付着防止」, J. Soc. Powder Technol, Japan, 50, 405-409 (2013).

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Hiroshi Satone[2], Michitaka Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Hyogo

乾式回収粉の粒度調整技術開発
（4）衝突板式気流粉砕機の粉砕特性評価

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(4) Pulverization characteristics of collision plate-type jet mill

*牧野 崇義[1]，山本 和也[1]，瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，磯 秀敏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

MOX ペレットの乾式回収粉の粒度調整技術開発を目的として、密度（比重）の異なる材料で硬度が同程度になるように製作した模擬ペレットを解砕した模擬原料粉を用いた粉砕・分級試験を実施した。衝突板式気流粉砕機の分級性能に影響を及ぼす遠心分級機のクリアランス等をパラメータとした粉砕・分級試験の結果を報告する。

キーワード：粉砕，粒度調整技術，粒度分布，遠心分級機，乾式回収粉，衝突板式気流粉砕機

1. 緒言

原子力機構では、規格外 MOX 燃料ペレットを乾式回収粉（乾回粉）として再利用することを目的とし、粒度調整技術の開発を進めている。乾回粉の粒度を約 250 μm 以下の範囲で調整するため、密度(比重)の異なる材料で硬度が同程度となるように製作した模擬ペレットを解砕して得た模擬原料粉を用いて、衝突板式気流粉砕機内の遠心分級機のガイドベーン開口面積やセンターコアおよびセパレートコア間のクリアランスをパラメータとして、粉砕試験を実施した。

2. 試験方法

衝突板式気流粉砕機（日本ニューマチック工業㈱社製 Model: LJ）の構成図を図 1 に示す。500～700 HV の硬度を有する五酸化タンタルペレット（焼結密度約 8.6 g/cm^3）、フェライトペレット（同約 5.0 g/cm^3）、ソーダガラスペレット（同約 2.5 g/cm^3）を解砕した模擬原料粉を用いて、粉砕試験のパラメータとして、ガイドベーン開口面積 100, 500, 800 mm^2、コア間のクリアランス 1, 2, 3 mm において、それぞれ粉砕試験を実施し、得られた粉砕粉について秤量、粒度分布測定および SEM 観察を行った。

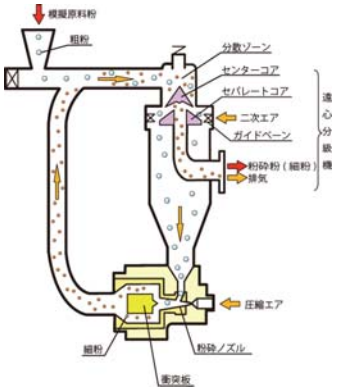


図 1 衝突板式気流粉砕機の構成図

3. 試験結果と考察

ガイドベーン開口面積と原料粉および粉砕粉の粒子の最頻度径の関係を図 2 に示す。いずれの粉砕粉においても、ガイドベーン開口面積が大きくなるにつれて、最頻度粒子径は大きくなる傾向が見られた。また、クリアランスと原料粉および粉砕粉の粒子の最頻度径の関係を図 3 に示す。いずれの粉末においても、クリアランスが小さくなるに従い、最頻度粒子径は大きくなる傾向がみられた。パラメータの変化に伴う最頻度粒子径の変動範囲は、ガイドベーン開口面積及びクリアランスのいずれにおいても、密度の高い材料ほど高い上限値を示した。

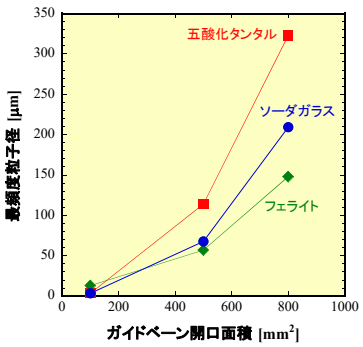


図 2 ガイドベーン開口面積と最頻度粒子径の関係

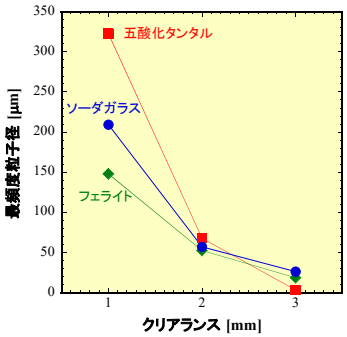


図 3 クリアランスと最頻度粒子径の関係

本試験結果により、硬度が同程度で密度（比重）の異なる材料においても、遠心分級機のパラメータを制御することにより、250 μm 以下の範囲で粒度調整が可能となることを確認した。密度が約 11.0 g/cm^3 と高い MOX の乾回粉においても約 250 μm 以下の範囲で粒度調整が可能となる見通しを得た。

* Takayoshi Makino[1], Kazuya Yamamoto[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Hidetoshi Iso[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1E14-18] MA-Zr Hydrides

Chair:Kan Sakamoto(NFD)

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 5:45 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[1E14] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Kenji Konashi[1], Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3], koki Hibi[4], Kazuo Ikeda[5] (1. Tohoku Univ., 2. NFD, 3. Osaka Univ., 4. MFBR, 5. NDC)

4:25 PM - 4:40 PM

[1E15] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Toru Higuchi[1], Mutsumi Hirai[1], Atsushi Ouchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3,4] (1. NFD, 2. Tohoku Univ., 3. Osaka Univ., 4. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1E16] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Hiroaki Muta[1], Kyosuke Nakayama[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1,2], Mutsumi Hirai[3], Kenji Konashi[4] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. NFD, 4. Tohoku Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1E17] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Koki Hibi[1], Kazuo Ikeda[2], Kunihiro Ito[2], Kenji Konashi[3] (1. MFBR, 2. NDC, 3. Tohoku Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1E18] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

*Satoru Mukai[1], Kazuo Ikeda[1], Kunihiro Ito[1], Koki Hibi[2], Kenji Konashi[3] (1. NDC, 2. MFBR, 3. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その２）
1. 全体概要

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

1. Overview

*小無 健司[1],平井 睦[2]、牟田 浩明[3]、日比 宏基[4]、池田 一生[5]

[1]東北大学，[2]NFD，[3]阪大，[4]MFBR，[5]NDC，

長寿命放射性廃棄物の地層処分の負担を低減するために多くの核変換処理方法が検討されている。その中で本提案では既に技術が確立されつつある Na 冷却酸化物燃料高速炉を用いる。その炉心の燃料はそのままにして径方向ブランケット領域に MA（マイナーアクチノイド）-Zr 水素化物ターゲットを配置することで核変換の効率化とともに早期実用化を目指す。プロジェクトの全体概要について説明する。

キーワード： 放射性廃棄物、核変換処理、マイナーアクチノイド、水素化物

1. 緒言

MA-Zr 水素化物は、中性子の減速能力が高く、水素化物ターゲットに入射した高速中性子の多くはターゲット内で減速され、ターゲット外に出ることがなくその場で吸収される。そのため高速炉のブランケットに配置する MA-Zr の化学形態を水素化物にすると核変換効率が飛躍的に上昇し、高い廃棄物処理能力が達成される（図１）。この方法の実用化の最も大きな開発課題は、高速炉で健全に照射される MA-Z r 水素化物を開発することである。

2. 開発概要

中心課題は、MA-Z r 水素化物の作製である。MA としては、核変換による廃棄物処理の重要核種であり、高温での蒸気圧が高いため作製の難しい Am を取り上げた。Am は国内では入手が難しいため、作製方法を国内で開発した上で、ロシアの原子炉科学研究所（RIAR）で実施している。図１に本研究で使用している Am 金属（約 4g）を示す。MA-Zr 水素化物高速炉炉心に持ち込む際に重要となる高温での分離による放出特性を調べている。効率良く廃棄物処理が出来る核変換用小型炉の設計研究及び核変換用小型炉を実用化する際のサイクル適用性評価を実施している。

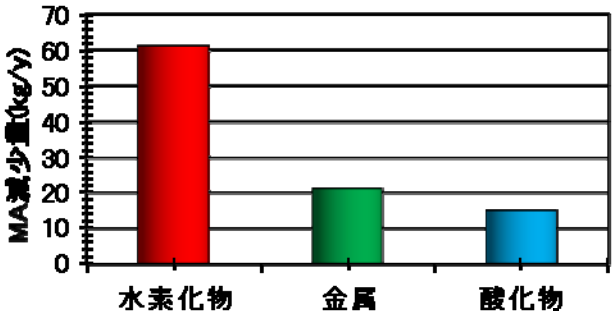


図１　MA-Zr の化学形態による核変換効率の比較



図２　水素化物作製試験に使用する Am 金属

※本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 小無健司，平井睦，牟田浩明，黒崎健、日本原子力学会「2018 年秋の大会」予稿集 3E01

* Kenji Konashi[1], Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3], Koki Hibi[4] and Kazuo Ikeda[5],

[1]Tohoku Univ., [2]NFD, [3]Osaka Univ.. [4]MFBR. [5]NDC

早期実用化を目指したMA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その２）
2. Nd-Zr酸化物の硝酸への溶解特性

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

2. Dissolution behavior of Nd-Zr oxides to nitric acid

*樋口　徹[1]、平井　睦[1]、大内敦[1]、小無健司[2]、牟田浩明[3]、黒崎　健[4]

[1]日本核燃料開発、[2]東北大、[3]阪大、[4]阪大（現、京大）

高速炉ブランケット領域における核変換後にZr水素化物ターゲット母材内に残存するMAを既存の湿式処理工程で回収するための前処理技術を開発することを目的として、Zr-Nd合金酸化物の硝酸への溶解特性を調査した。

キーワード：マイナーアクチノイド、核変換、ネオジム、ジルコニウム、溶解特性

1. 緒言

長寿命放射性廃棄物の地層処分における負担軽減のため、マイナーアクチノイド（MA）－Zr水素化物ターゲットを高速炉ブランケット領域に配置し、核変換の効率化と早期実現を目指した研究を進めている。本研究では、核変換後のZr水素化物ターゲット母材内に残存するMAを既存の湿式処理工程でマルチリサイクルすることの適用性を確認するため、Zr-Nd合金を異なる条件で酸化処理し、硝酸への溶解試験を実施した。

2. 実験方法

本研究では、アーク溶解あるいはメカニカルアロイで作成した90at%Zr-10at%Nd合金をそれぞれ850 ºCのAr+20%O_2あるいは450 ºC の水蒸気雰囲気において酸化させ、Zr-Nd合金酸化物試料として試験に供した。また、低Zr濃度領域でのNdの溶解特性を調べるため、Zr粉末とNd粉体の混合物（5at%Zr-95at%Nd）を1200℃で溶融し、850 ºC の空気中で酸化させた試料も併せて試験に供した。溶解試験では、80℃に加熱した硝酸に、秤量した酸化物試料を投入し、15、30、60、120および240分後に溶液を3ml採取し、その採取溶液をろ過後に誘導結合プラズマ質量分析計（ICP-MS）により分析した。

3. 結果

図1に示すように高温で酸化処理した試料は、Ndの含有率に関わらず、硝酸溶液に速やかにほぼ溶解することが確認された。一方、低温で酸化処理した試料における回収率は、50%程度であり、不溶解残渣中にNdが残存した。不溶解残渣のX線回折測定結果から、低温処理した試料では、高温処理の場合と比較して、母相であるZrO_2へのNdの固溶が促進されていることが示唆された。

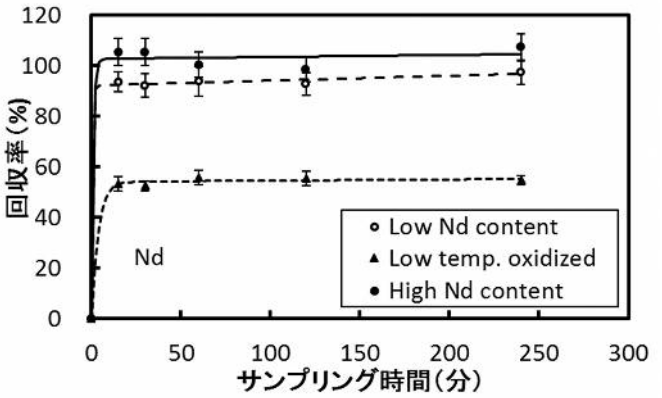


図1 溶解試験におけるNd回収率評価結果

本研究発表は、エネルギー対策特別会計委託事業「早期実用化を目指したMA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

*Toru Higuchi[1], Mutsumi Hirai[1], Atsushi Ouchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3] and Ken Kurosaki[4]

[1]NFD, [2]Tohoku Univ. [3]Osaka Univ., [4]Osaka Univ. (Present address: Kyodo Univ.)

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その 2）
3. Nd-Zr 水素化物の熱・機械物性に与える FP 元素の影響

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

3. Effects of FP elements on thermal and mechanical properties of Nd-Zr hydride

*牟田 浩明[1]，中山 恭輔[1]，大石 佑治[1]，黒崎 健[2]，平井 睦[3]，小無 健司[4]

[1]大阪大学，[2]京都大学，[3]日本核燃料開発，[4]東北大学

MA-Zr 水素化物ターゲットを模擬した Nd-Zr 水素化物に、模擬固溶 FP 元素として Ce を、模擬析出 FP 元素として Ag を加え、その組織を観察するとともに FP 元素添加の物性への影響を評価した。

キーワード：MA-Zr 水素化物，FP，微細組織

1. 緒言

MA-Zr 水素化物の模擬材である Nd-Zr 水素化物は、Nd リッチ水素化物と Zr 水素化物の二相から形成される。この熱機械物性に対する FP の影響を評価するため、Nd 水素化物相に固溶および近傍に析出する FP 元素をそれぞれ選定するとともに、試料を合成し各物性を測定した。

2. 実験方法

アーク溶解にて作製したインゴットを切断・研磨後、高真空ジーベルツ装置にて水素化した。模擬 FP 元素として Ce, Mo, Si, Ag 等を加えた。導入水素量は Zr 相が H/Zr = 1.6、Nd(+Ce)相が H/Nd(+Ce) = 2.0 となるように調節した。作製した試料について結晶構造、組織、元素分布を確認するとともに、熱伝導率、ビッカース硬度等を測定した。

3. 結果

模擬 FP 元素のうち、Ce は Nd 水素化物相にのみ均一に固溶した。一方で Mo 相はマトリクスである Zr 水素化物相中に分散してしまい、予想した析出相が得られなかった。図 1 に示す通り、Ag は Ag_2Nd 化合物として Nd 水素化物相に隣接するように析出しており、このため水素化物ターゲット材における模擬析出 FP 元素に選定した。これら模擬 FP の物性への影響について、図 2 の通り熱伝導率は Ce, Ag いずれの添加でも減少する一方で、硬度には影響が見られなかった。また Ag 添加試料においては Nd の一部が Ag_2Nd を形成したため、水素が過剰となり、一部 ε 相 Zr 水素化物が検出された。これが熱伝導率の比較的大きな減少をもたらしたと考えられる。水素化物ターゲット材における FP 影響においては、析出物自体の効果に加えて、水素の移行によるマトリクスの変化を考慮する必要があるといえる。

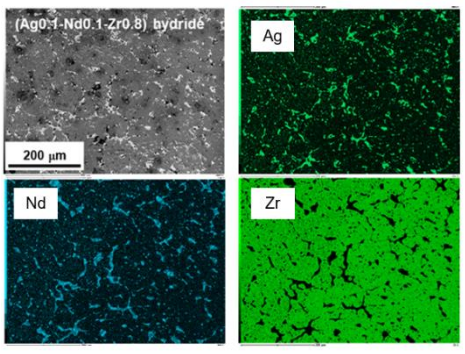


図 1 Nd-Zr-Ag 水素化物の元素分布

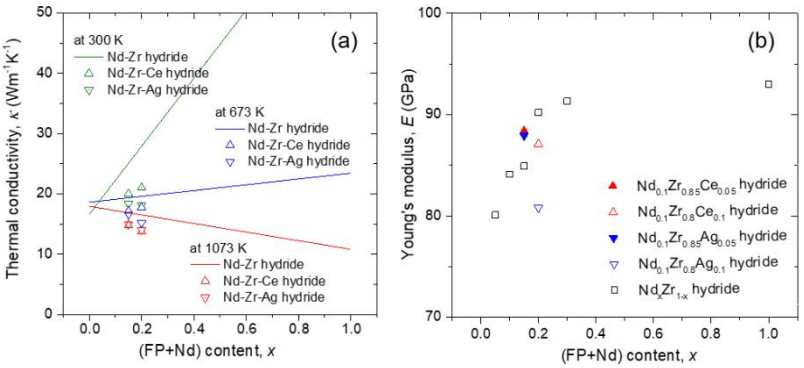


図 2 模擬 FP 添加試料の(a)熱伝導率と(b)ビッカース硬度

謝辞　本研究発表は、エネルギー対策特別会計委託事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

* Hiroaki Muta[1], Kyosuke Nakayama[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[2], Mutsumi Hirai[3], Kenji Konashi[4]

[1]Osaka Univ., [2]Kyoto Univ., [3]NFD, [4]Tohoku Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その２）
4. 設計研究による成立性と有効性に関する研究（Ⅱ）

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

4. Research on availability and realizability for transmutation core with MA-Zr hydride（Ⅱ）

*日比 宏基[1]，池田 一生[2]，伊藤 邦博[2]，小無健司[3]

[1]MFBR，[2]NDC，[3]東北大学

MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理の早期実用化に向け、処分場施設容積の決定因子となるアメリシウム（Am）を核変換対象とした場合について検討し、円柱型の 3 領域炉心の採用と中性子遮蔽体領域でのターゲット冷却等の工夫によって、既存高速炉技術の範囲内で、Am 核変換性能を大きく向上させることができた。

キーワード：MA、核変換、アメリシウム、ジルコニウム水素化物燃料

1. 緒言

既存高速炉設計技術の許容範囲内にて、Am-Zr 水素化物ターゲットの Am 核変換ポテンシャルを最大限に引き出すことができる最適化炉心を設定する。

2. 早期実用化を可能とする炉心概念の最適化

2-1. 外側炉心からの中性子漏えい向上方策

Am-Zr 水素化物ターゲットでは Am 含有率増加により Am ミクロ中性子捕獲断面積が小さくなることから、外側炉心からターゲットへの中性子漏えいを可能な限り高めることが必要であるため、図 1 に示すように、(a)内側／中間／外側炉心の層数を 5／2／1 層とした 3 領域炉心とし、(b)コーナー部のターゲット全 18 体を炉中心側に移動させて外形が円柱型になる炉心とした。

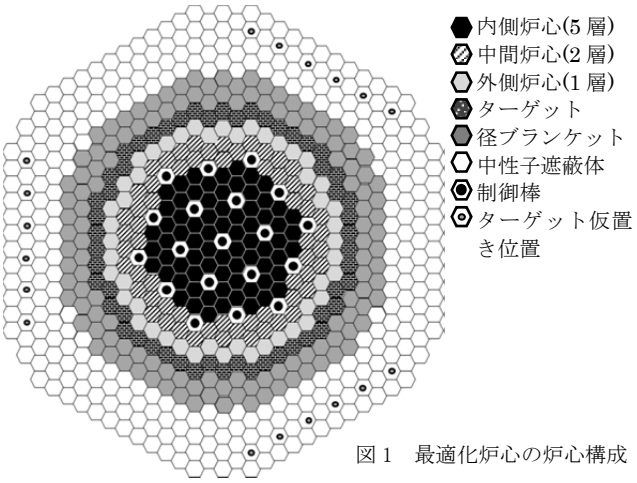


図 1　最適化炉心の炉心構成

2-2.照射済みターゲットの搬出時崩壊熱の低減方策

Am 消滅量の増加は崩壊熱制限値(40kW/集合体以下)への抵触をもたらすため、1)崩壊熱の約 95%が Cm-242(半減期：約 163 日)で、2)中性子はじき出し損傷和(DPA)が約 7dpa で照射変形がほとんど生じていないことに着目し、中性子遮蔽体領域で中性子計装の外乱とならない箇所に 1 サイクル(約 150 日)仮置きして、原子炉容器から搬出するターゲット交換方法を採用した。

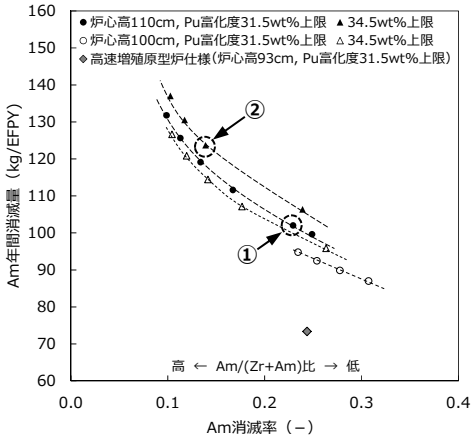


図 2　最適化炉心における Am 核変換特性

3. 結論

評価の結果、Am 消滅率約 25%(Am 割合 10at%)では年間 Am 変換量は約 100kg/EFPY(図 2 中の①点)、消滅率約 14%(Am 割合 20at%)では変換量約 125kg/EFPY(同②点)を達成できる炉心概念を構築することができた。

謝辞　本研究発表は、エネルギー対策特別会計委託事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 日比宏基、池田一生、伊藤邦博、小無健司、日本原子力学会 2018 年秋の年会、2E05

---

*Koki Hibi[1], Kazuo Ikeda[2], Kunihiro Itoh[2], and Kenji Konashi[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Nuclear Development, [3]Tohoku Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その2）
5. 核変換型小型高速炉を導入した場合のマテリアルバランス（MB）評価

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes(2)
5. Material balance (MB) evaluation in case of introduction of nuclear transmutation type small reactors

*向井 悟[1]，池田 一生[1]，伊藤 邦博[1]，日比 宏基[2]，小無 健司[3]
[1]NDC，[2]MFBR，[3]東北大学

軽水炉のみ運転した場合と、軽水炉に加えて Am 変換効率の高い核変換処理を行う小型高速炉を導入した場合について、核燃料サイクル全体のマテリアルバランス(MB)の計算を実施し、核燃料サイクル全体での Am 量を比較することで、Am の低減効果を試算した。

キーワード： MA-Zr 水素化物、核変換、小型高速炉、Am、マテリアルバランス

1. 緒言 前報[1]では、軽水炉のみを順次再稼働した場合の核燃料サイクル全体のマテリアルバランス(MB)の評価を実施し、高レベル廃棄物中に蓄積する MA 量を評価した。今回、小型高速炉を導入した場合の MB 評価を実施することで、放射性廃棄物の低減効果を試算した。

2. 評価条件 2015 年から軽水炉を順次再稼働し、2030 年に総発電量が 24GWe に到達、その後同規模の発電量を維持するとして、2150 年まで計算を行った（軽水炉単独シナリオ（ケース 0））。なお、小型高速炉に必要な Pu 確保のため、Pu サーマル運転は 2050 年で取りやめることとした。次に、0.28GWe 相当の小型高速炉（Am 転換率：約 25%、Am 年間消滅量：約 90kg/EFPY）を 2040 年から 3 年毎に増設し、合計 7 基導入した後、最初の 3 基については 2080 年～2100 年にかけて廃止し、その後は 4 基運転継続する計算を行った（小型高速炉導入シナリオ（ケース 1））。

3. 評価結果 軽水炉運転のみでは、2150 年時点で、燃料サイクル全体で約 140 トンの Am が蓄積する（図 1 参照）。このうち、再処理施設で蓄積した Am を小型高速炉で核変換処理することで、再処理施設の Am 貯蔵量が約 65%低下し、最終処分の負担が軽減する（図 2 参照）。Pu-f 貯蔵量が小型高速炉の導入で大幅に低減する（図 3 参照）。

4. 結論 小型高速炉を導入することで再処理施設に蓄積する Am 量を低減できる見通しを得た。今後、より効率的に Am を低減でき、Pu-f を現状よりも増やさない小型高速炉の導入条件を検討する。

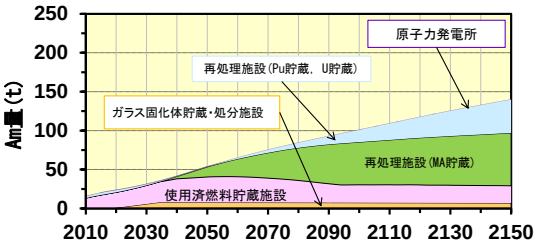


図 1 軽水炉運転のみの場合の Am 量の推移（ケース 0）

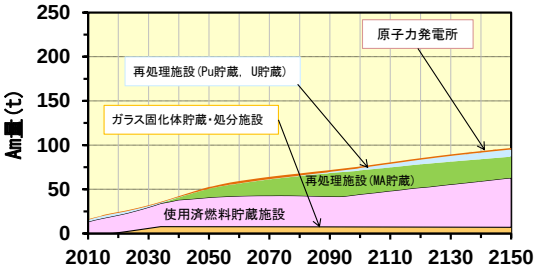


図 2 小型高速炉を導入した場合の Am 量の推移（ケース 1）

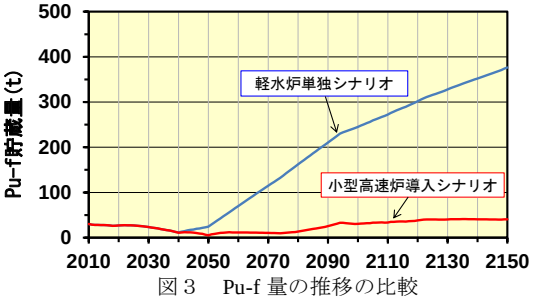


図 3 Pu-f 量の推移の比較（ケース 0 とケース 1）

※本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 伊藤ら、日本原子力学会「2018 年秋の大会」予稿集 3E07

* Satoru Mukai[1], Kazuo Ikeda[1], Kunihiro Itoh[1], Koki Hibi[2] and Kenji Konashi[3]
[1]Nuclear Development Corporation, [2]Mitsubishi FBR Systems, [3]Tohoku Univ.

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

[1F01-06] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 1

Chair:Yoichi Utanohara(INSS)

Wed. Sep 11, 2019 10:15 AM - 11:55 AM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[1F01] Mechanisms of void fraction development in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa[1], Hiroki Ohori[1], Hongji Li[1], Yuya Endo[1] (1. UEC)

10:15 AM - 10:30 AM

[1F02] Optimization of model parameters of a subchannel analysis code based on a data assimilation method

*Atsushi Ui[1], Yoshiro Kudo[1], Masahiro Furuya[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI))

10:30 AM - 10:45 AM

[1F03] Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet flow dynamics

*Riichiro OKAWA[1], Masahiro FURUYA[1], Takahiro ARAI[1], Tsugumasa IIYAMA[1] (1. CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

[1F04] Experimental observation and numerical simulaion of drop impact onto a liquid film

*Katsuyuki Kawai[1], Susumu Yamashita[2], Tomio Okawa[1], Hiroyuki Yoshida[2] (1. UEC, 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1F05] Detailed thermal-hydraulics simulation around a beam-window on ADS

*Susumu Yamashita[1], Hiroyuki Yoshida[1], Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1F06] Observation of Concentration Diffusion Behavior of Sodium Pentaborate by Near-infrared Spectroscopic Technique

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] (1. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

強制対流サブクール沸騰中のボイド率発展メカニズム

Mechanisms of Void Fraction Development in Subcooled Flow Boiling

*大川 富雄　大堀 浩輝　李 洪吉　遠藤 祐哉
電気通信大学

強制対流サブクール沸騰のボイド率発展機構を可視化実験により調べた。正味の蒸気生成（OSV）を生じる上で、気泡合体による凝縮の緩和が重要な役割を果たしていることを示した。

キーワード：強制対流サブクール沸騰、正味の蒸気生成（OSV）、気泡合体、凝縮緩和

1. 緒言

強制対流サブクール沸騰では、核沸騰開始点の直下流におけるボイド率は無視できる程度で、液サブクール度ΔT_{sub}が十分に低下すると、ボイド率の急速な増加を開始する。この現象を OSV と言う。OSV を生じるメカニズムとして、例えば Saha 等は、$Pe = GDc_{pl}/k_l < 70000$ の低 Peclet 数域ではサブクール度の十分な低下、$Pe > 70000$ の高 Peclet 数域では発泡核からの気泡離脱としているが、実験的検証は為されていない[1]。このため、原子炉安全解析における OSV 点の評価は、未だに経験的相関式を用いて行われている状況である。

2. 実験結果

Kaiho 等と同様の装置[2]を用いて、強制対流サブクール沸騰のガンマ線密度計によるボイド率計測と高速度カメラによる可視化を行い、OSV の上流では核沸騰が生じているにもかかわらずボイド率が増加しない原因と、OSV の下流でボイド率が増加する原因を実験的に調べた。実験は、質量流束 G と矩形流路の高さ H をパラメーターとして、Pe = 21800, 43600, 73400 の 3 条件で行った。作動流体は大気圧の水である。

図 1 より、いずれの Pe 条件でも、高サブクール度域のボイド率は小さく、サブクール度が十分に低下するとボイド率の増加を開始することがわかる。また、Pe の増加とともに、OSV を生じるときのサブクール度は低下している。図 2 に、Pe = 73400 で、OSV 前（ΔT_{sub} = 12K）、OSV 近傍（ΔT_{sub} = 7K）、OSV 後（ΔT_{sub} = 5K）における気泡挙動の観察結果を示す。OSV 前はほぼ小気泡のみだが、OSV 後はΔT_{sub} の低下とともに多数の大気泡が形成されており、これが OSV 以降でボイド率の実質的な増加を生じる原因と考えられる。

3. 考察

すべての実験条件で、OSV 前は、発泡核で生成された気泡は、速やかに発泡核及び伝熱面を離脱してバルク液中に移動し、凝縮によって消滅した。すなわち、OSV の上流でボイド率が増加しない原因は、気泡の生存時間がきわめて短いためといえる。また、Pe = 73400 の高 Peclet 数条件でも、OSV 前から気泡の伝熱面離脱が観察されたことから、本実験条件における OSV 発生メカニズムは Saha 等と完全には合致しない。次に OSV 後は、発泡核における成長中の気泡が、近くの発泡核で生成された気泡と合体することで、短時間での消滅を免れる場合があった。この後、合体泡の一部は、伝熱面近くを上昇するとともに、他気泡との合体を繰り返し、図 2(b), (c)に見られる大気泡に成長した。すなわち、発泡核における成長中に生じる気泡合体と、これに引き続く凝縮の緩和が、本実験条件で OSV 生じる直接的な原因と考えられる。

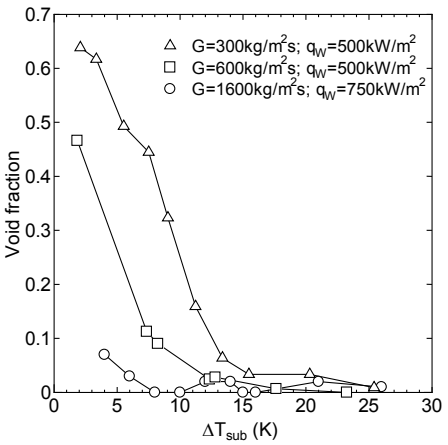
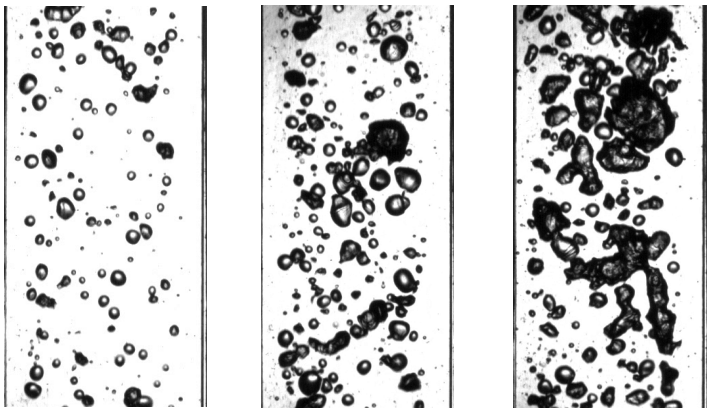


図 1 ボイド率計測結果



(a) ΔT_{sub} = 12K　(b) ΔT_{sub} = 7K　(c) ΔT_{sub} = 5K

図 2 気泡挙動の観察結果（Pe = 73400）

謝辞：本報告は原子力規制庁からの委託「低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です。

参考文献：[1] P. Saha, et al., 1974. *5th Int. Heat Transf. Conf.*, 175. [2] K. Kaiho, et al., 2017. *Int. J. Heat Mass Transf.* 108, 2365.

*Tomio Okawa, Koki Ohori, Hongji Li, Yuya Endo
The University of Electro-Communications

データ同化手法に基づくサブチャンネル解析コードのモデルパラメータの適正化

Optimization of model parameters of a subchannel analysis code based on a data assimilation method

*宇井　淳[1]，工藤　義朗[1,2]，古谷　正裕[1]
[1]電力中央研究所

サブチャンネル解析コード COBRA-TF (CTF)のボイド率分布に影響を及ぼすモデルパラメータを変数として NUPEC 管群ボイド試験を対象に大域的な感度解析を行い，メタモデルを作成した。さらに，ベイズ推定による非線形データ同化手法をメタモデルに適用してボイド率偏差等の応答変量が目標分布に近づくようなパラメータの事後分布を求めた。同定したパラメータセットを CTF に用いた結果，実測結果の再現性が向上した。

キーワード：データ同化，サブチャンネル解析，CTF，ボイド率

1. 緒言

ボイド率分布に関連の深いパラメータによるメタモデルの作成及びデータ同化の実施を通じて，サブチャンネル解析コードの評価性能の分析及び信頼性向上に向けた技術基盤を構築する。

2. 解析方法及び結果

ボイド率分布に影響を及ぼす 7 種類のモデルパラメータを選定し，Latin Hypercube Sampling 法により 100 点のサンプル点に対する感度解析を行い，回帰モデルを構築した。7 種のパラメータで構成されるベクトルを空間座標位置と捉え，位置毎の観測データの自己相関性に基づき任意の位置の予測値を得る Kriging 法を応答曲面モデルとともに用いてメタモデルを作成した。このメタモデルから 7 種のパラメータの事前分布に対する応答変量（集合体平均ボイド率偏差等）を推定し，応答変量が目標分布に近づくようなパラメータの事後分布を求めた（図 1）。ここで，パラメータセットのサンプリングにはメトロポリスーヘイスティング法を用いた。データ同化は，Heo らの非線形ベイズ推定に基づく方法[1]を参考とした。このデータ同化により同定したパラメータセットを CTF の計算に用いて，集合体平均ボイド率偏差がベースケースの 0.072 から 0.025 に改善した（図 2）。

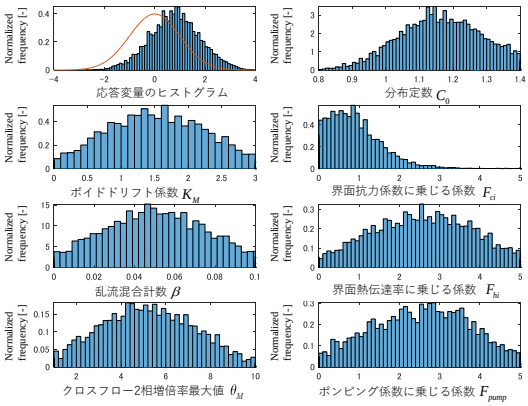


図1　各モデルパラメータの事後分布の結果

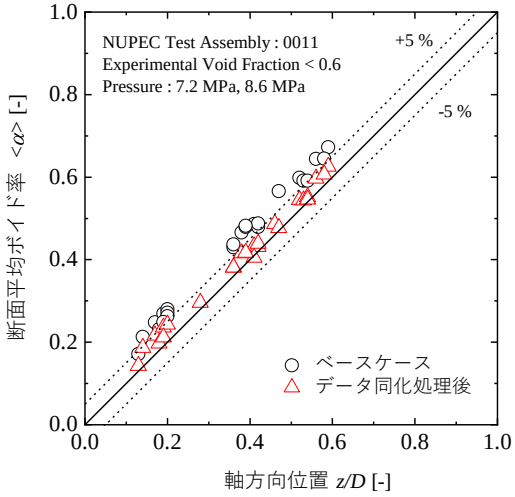


図2　データ同化によるモデルパラメータ変更後のボイド率及びベースケースのボイド率と試験結果の比較（集合体平均ボイド率）

3. 結言

Kriging 手法を活用して，モデルパラメータのメタモデルを作成し，シミュレーション駆動型のデータ同化法を適用し，集合体平均ボイド率偏差量などを良好に評価し得るパラメータセットを同定した。そのパラメータセットを用いて CTF 解析を実施し，集合体平均ボイド率などの予測値が実験値に一致する方向に改善することを確認した。今後本手法を発展させ，解析コードの性能向上の自動化など，広範な活用を目指す。

参考文献　J. Heo, et al., *Nucl. Eng. Technol*. **46**, 619-632, 2014.

謝辞　本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備ための技術開発事業」として実施した。データ同化手法の整備においては，尾崎哲浩氏（原子燃料工業㈱）の支援を頂いた。ここに謝意を表します。

*Atsushi Ui[1], Yoshiro Kudo[1,2] and Masahiro Furuya[1]
[1]CRIEPI, [2]The co-author conducted this study in CRIEPI, and currently belongs to TEPCO HD

BWR スペーサの構造が液滴流動に及ぼす影響評価

Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet flow dynamics

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，飯山 継正[1]

[1]電力中央研究所

BWR 燃料集合体のサブチャンネルを模擬した試験流路を用い、スペーサの構造が流路内を通過する液滴に及ぼす流動効果を明らかにするため、各種スペーサを対象に下流域の液滴挙動を可視化計測した。

キーワード：スペーサ、液滴流、沸騰遷移、BWR 燃料集合体、シャドウイメージング

1. 緒言　BWR 燃料集合体の支持部材であるスペーサは、その構造により冷却材の流動に影響を及ぼし、気相流の乱れがスペーサを通過した液滴の燃料表面への付着を促し、除熱性能を高める効果があると考えられている。本研究は、多様な構造のスペーサを対象に、その下流域における液滴の流動に着目して可視化計測を行い、各種スペーサの有する効果の違いを明らかにすると共に、その構造に応じた高い分解能の実験データベースを蓄積することを目的とする。

2. 実験　実験装置は既報[1]の通り、4 本の燃料棒に囲まれたセンターサブチャンネルと、2 本の燃料棒及びチャンネル壁に囲まれたサイドサブチャンネルを、実機に即した断面寸法で模擬した鉛直上向き流路である。実験条件は大気圧(0.1MPa)・常温(20℃)とし、空気－水の作動流体を用いる。液滴がテスト部上流に設置したノズルから鉛直上方に射出され、同じく底部から供給される気相流に随伴して流れ、テスト部の中央部に配置される模擬スペーサを通過する。シャドウイメージングによる粒子追跡法を用いてスペーサ下流域（スペーサ上端 5mm の位置）の液滴を可視化し、流動径及び速度ベクトルを計測する。気相流の流路断面平均流速は実験パラメータとして 4m/s、7m/s、10m/s の 3 条件とする。スペーサは丸セル型及びグリッド型を基本型として、前者はフロータブの有無、後者は旋回羽の有無も考慮して模擬し、各種構造の違いによる傾向を確認する。

3. 結果及び考察　基本型の模擬スペーサに対し、参考として模擬スペーサを設置しないケースも含め、液滴通過後の下流域における流動径と鉛直方向流速の関係を Fig. 1 に示す。液滴の流動径は概ね 10～400 μm の分布で観測されており、実機において想定される液滴流の径分布を網羅していると考えられる。スペーサを設置しない場合、流動径と鉛直方向流速の間には概ね直線的関係が見られ、気相流平均流速の大きさに従いその勾配が大きくなっている。一方、丸セル型では、流動径が小さくなるほど急激に高速化する傾向が現れ、グリッド型では、流動径の小さい領域で流速のばらつきが低速側に大きく広がる傾向が現れており、個々のスペーサに特有の液滴流動が観測された。

4. 結論　BWR 燃料集合体のサブチャンネルを模擬した試験流路を用いてスペーサ下流域の液滴挙動を可視化計測し、液滴の流動径と速度場との関係に各種スペーサ特有の傾向が確認された。今後は計測データを分析し、その傾向が燃料表面への液滴付着効果に及ぼす影響を明確化する。

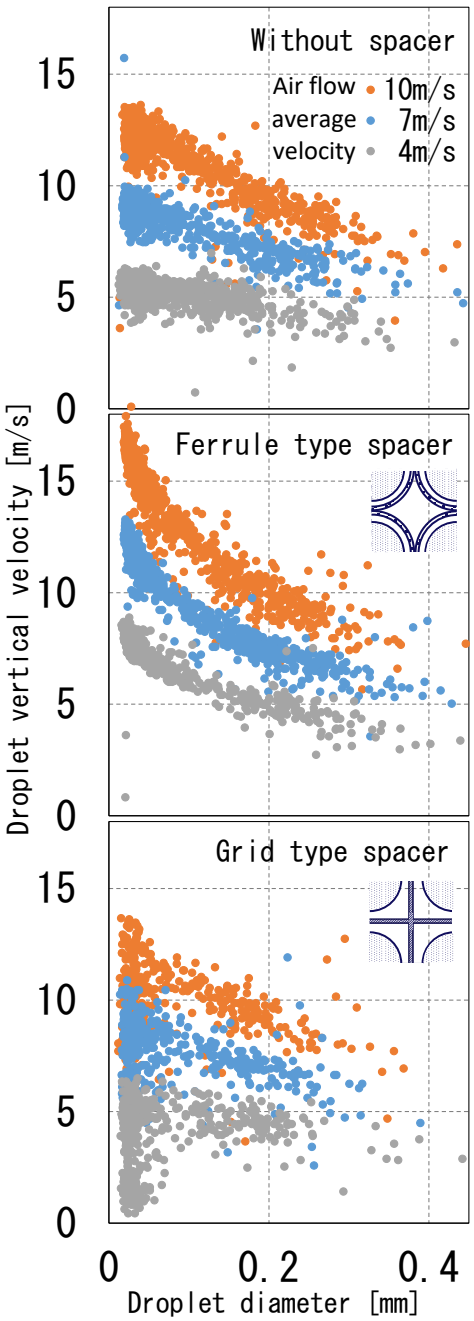


Fig.1　Relation between vertical velocity and diameter of droplet (center subchannel)

謝辞　本研究は、原子力規制庁委託事業「平成３０年度原子力施設等防災対策等委託費（スペーサ影響評価試験）」として実施したものである。

参考文献　[1] 大川他、日本原子力学会 2019 年春の年会、1I10.

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

液滴・液膜衝突現象の実験観察と数値解析

Experimental observation and numerical simulation of drop impact onto a liquid film

*川合　克幸[1], 山下　晋[2], 大川　富雄[1], 吉田　啓之[2]

[1]電通大, [2]JAEA

液滴・液膜衝突現象に関する検証データを収集するとともに、JUPITER コードを用いた数値解析を行い、解析性能の評価を行った。

キーワード：液滴・液膜衝突、実験観察、数値解析

1. 緒言

液滴が液膜に衝突することにより飛散する液滴を二次液滴と呼ぶ。この二次液滴が重要であると考えられる分野としては、スプレー冷却などが有名であるが、軽水炉シビアアクシデント時の溶融燃料の炉容器漏洩や高速炉におけるナトリウム漏洩などでも重要であると考えられる。二次液滴は、Cossali らによって 2 種類存在することが報告されている。[1]本研究では、まず実験により液体側の条件の変化による二次液滴の生成条件を求め相関式を作成した。さらに、実験で行うことが難しい条件の変化による生成条件への影響を数値解析を用いて考察することを目的とし、その準備段階として、実験と数値解析による結果の比較を行った。

2. Crown Splash と Collapse Splash

既存の研究では、2 種類の二次液滴を発生のタイミングにより Prompt Splash と Late Splash と分類している。しかし、このタイミングには明確な定義が存在しておらず、各研究者の主観により分類しているため、研究者によって分類が異なってしまう恐れがある。そこで本研究では、二次液滴の発生の仕方に着目し、Crown Splash と Collapse Splash と分類を行った。二次液滴の径、飛散速度の時間経過を見るとこの 2 種類の間には不連続となる部分が存在するため、別種であると考えて良いといえる。

3. 実験および解析方法

本研究では、衝突現象をハイスピードカメラにより撮影しこの動画から 2 種類の二次液滴生成の有無を判定した。また、数値解析には JAEA の開発した JUPITER を用いた。

4. 実験結果

Fig. 1 に代表として蒸留水の実験による結果を示す。Crown Splash の臨界 Weber 数は、液膜厚さに依存せず一定値となり、Collapse Splash の臨界 Weber 数は、液膜厚さが大きくなると共に大きくなることが分かった。さらに、Collapse Splash は、液膜が十分に薄い無次元液膜厚さが 0.5 以下の場合にのみ発生することがわかった。他の流体でも同様の傾向を示した。ここで、各液体における Crown Splash の臨界 Weber 数より、相関式を作成すると、次式のようになった。

$$We_{Cro} = 8.66 \times 10^3 Oh^{0.608} \quad (1)$$

また、同様にして Collapse Splash の臨界 Weber 数の相関式を作成すると次式のようになった。

$$We_{Col} = \begin{cases} 1.64 \times 10^5 Oh^{0.967} h^{*0.470} \ (Oh \le 0.00572)(h^* \le 0.5) \\ 1.12 \times 10^3 h^{*0.470} \ (Oh \ge 0.00572)(h^* \le 0.5) \end{cases} \quad (2)$$

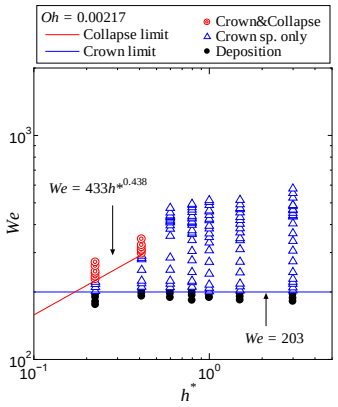


Fig. 1 Pure water

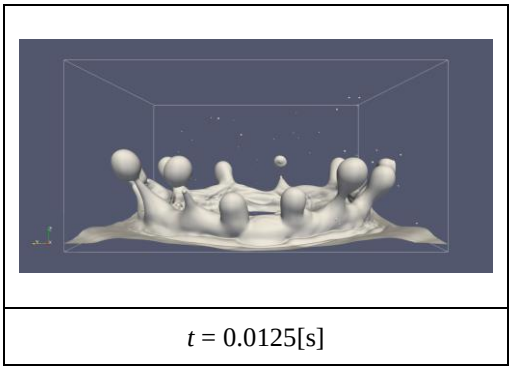
5. 解析結果

Fig. 2 に代表として蒸留水における、実験による結果が Crown Splash と Collapse Splash の両方が発生する条件での数値解析結果を示す。解析領域を狭めるために、一次液滴は自由落下ではなく、初速を与えて落下させている。

t = 0.0125[s]において、Crown Splash と Collapse Splash の両方の発生が確認できる。

よって、定性的には実験結果と数値解析結果は一致することが確認できた。

以上の数値解析結果から、JUPITER では、液滴・液膜衝突現象のような自由表面が激しく流動するような現象についても、十分に解析性能があると考えられる。



t = 0.0125[s]

Fig. 2 Numerical simulation result

参考文献

[1] G. E. Cossali, A. Coghe, M. Marengo, The impact of a single drop on a wetted solid surface, Exp Fluids, Vol. 22, 463-472 (1997).

*Katsuyuki Kawai[1], Susumu Yamashita[2], Tomio Okawa[1], Hiroyuki Yoshida[2]

[1]UEC., [2]JAEA.

ADS ビーム窓周りの詳細熱流動解析
（1）JUPITER による大規模非定常流解析

Detailed thermal-hydraulics simulation around a beam-window on ADS

(1) Large-scale unsteady flow simulation by JUPITER

*山下 晋[1]，吉田 啓之[1]，菅原 隆徳[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ADS ビーム窓周りの熱流動挙動に多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER を適用した。定常流を仮定した既往解析結果では見られない、強い乱れを有する流れ場が確認され、非定常詳細解析の重要性を示した。

キーワード：計算流体力学，ADS，ビーム窓，熱流動，大規模計算

1. 緒言　原子力機構では、ADS ビーム窓の最適設計のため、JUPITER [1]を用いた詳細熱流動解析を実施している。本報では、JUPITER によるビーム窓周りの LBE (Lead Bismuth Eutectic) 流れの非定常解析を行うことにより、熱流動場の乱れの傾向を調べた結果を報告する。

2. ビーム窓周り詳細熱流動解析

図 1 の計算体系中の青実線で囲まれた領域（縦、横、高さ 620 mm, 685 mm, 1100 mm）を計約 9 億点で分割した。境界条件は、下部及び上部境界を流入、流出条件とし、それ以外は、速度は滑り無し条件、温度は断熱条件とした。流入速度は、ノズル内側で 1.96 m/s、外側で 0.16 m/s、ビーム窓近傍の LBE の発熱分布は、粒子・重イオン輸送モンテカルロ計算コード PHITS[2]により得られた分布を与える。図 2 に t = 10 秒の温度分布の縦断面（左）及び異なる 4 カ所の水平断面（右 4 図）を示す。図 2 左より、ノズルの流出口近傍で生じる LBE の乱れは、下流方向の流れと共に発達し、ビーム窓近傍で非対称の複雑な温度分布を形成している。ビーム窓先端部に衝突後、流れは下流と上流へ分岐することが分かる。既往研究[3]で実施された定常解析では、ビーム窓の斜め上流方向に左右対称形の熱だまりの生成が確認されているが、本解析では、乱れの非定常性によりそのような熱だまりは確認できない。また、周方向にも温度分布があることから、流れが強い 3 次元性有することが確認できる。これらより、ビーム窓周りに対する熱流動挙動の評価においては、非定常性及び 3 次元性の考慮が重要であることが分かった。

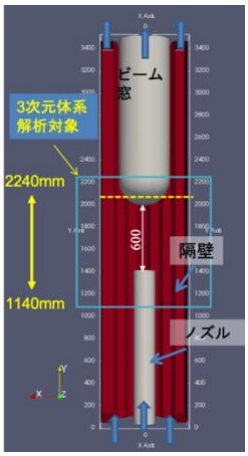


図 1　計算体系

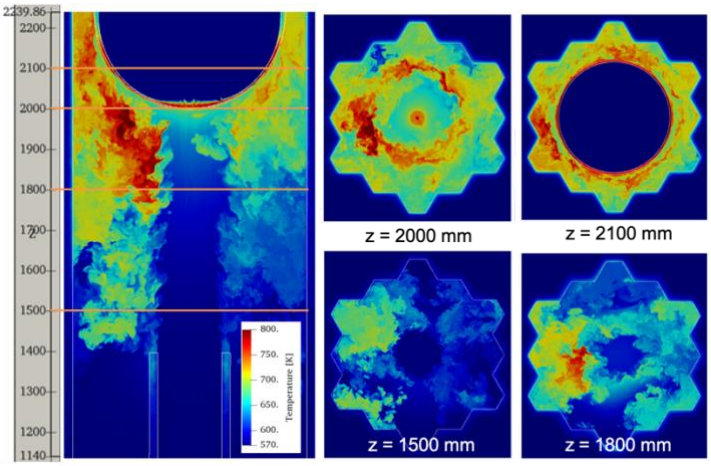


図 2　解析結果。縦断面、横断面の温度分布

謝辞　本研究の成果は、日本原子力研究開発機構の大型計算機 ICE-X を用いた成果である。

参考文献　[1] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017).

[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 55, pp. 684-690 (2018).

[3] T. Sugawara, et al., J. Nucl. Sci. Tech., vol. 47, pp. 953-962 (2010)

---

*Susumu Yamashita[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Takanori Sugawara[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

近赤外分光法による五ほう酸ナトリウムの濃度拡散挙動の観察

Observation of Concentration Diffusion Behavior of Sodium Pentaborate by Near-infrared Spectroscopic Technique

*飯山 継正[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]
[1]電中研

中性子吸収材であるほう酸水の拡散挙動を把握するため、Y 字型マイクロチャンネル（幅 500 μm、深さ 110 μm）を用いて、五ほう酸ナトリウム水溶液と水を層流混合させた。水に対する五ほう酸ナトリウムの濃度拡散の様子を、近赤外カメラで撮影し、吸光度から拡散係数を算出した。

キーワード：マイクロチャンネル，拡散係数，近赤外分光，五ほう酸ナトリウム

1. 緒言

中性子吸収材として原子炉内に注入するほう酸水は対流により拡散するが、流動によらない濃度拡散の程度を把握することが重要である。そこで本研究では、マイクロチャンネル内で層流場を形成し、吸光度から拡散係数を温度と濃度の関数として評価したので報告する。

2. 実験装置及び方法

図 1 に、光源、近赤外カメラ、マイクロチャンネルからなる実験装置の概略を示す。XY 二軸電動ステージ上に Y 字型マイクロチャンネル(幅 500 μm, 深さ 110 μm)を設置し、ステージ下部に光源のハロゲンランプを設置し、マイクロチャンネルを下方から見上げるように照射した。マイクロチャンネル上部に近赤外光カメラを固定し 1900 nm のバンドパスフィルターを装着した。

マイクロチャンネル Y 字部において、水と五ほう酸ナトリウム水溶液を約 2 μL/min で混合させ、電動ステージを用いて、Y 字部から下流 12 mm の範囲までを撮影した。

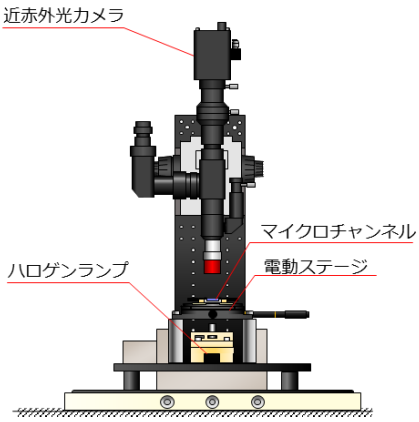


図 1 実験装置概略

3. 結果

撮影した画像の輝度を濃度変換した分布を図 2 に示す。上流から下流にいくにつれて、拡散が進んでいく様子が確認できる。図 2 の Y 方向の濃度変化の傾きから、拡散係数を算出すると、13wt%（0.32 mol/L）の五ほう酸ナトリウムの拡散係数は 2.81×10^{-10} m^2/s と推定される。

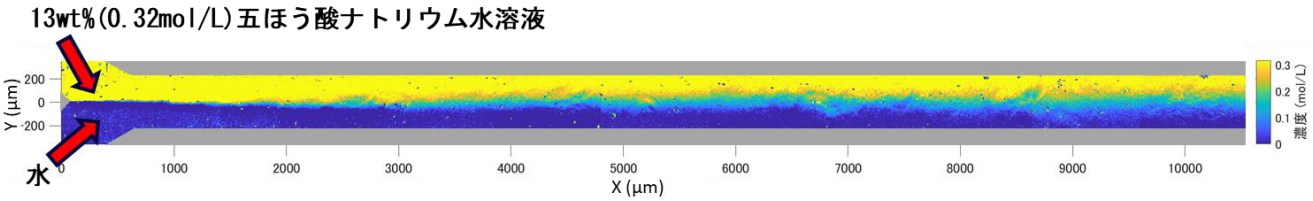


図 2 五ほう酸ナトリウムの濃度分布

4. 結論

Y 字型マイクロチャンネル内で五ほう酸ナトリウム水溶液と水を層流混合し、近赤外吸光度から拡散の様子を観察し、拡散係数を定量化した。

参考文献

[1] 滝口 広樹, 古谷 正裕, 新井 崇洋, ヒドラジン水和物の濃度拡散挙動の観察, 混相流, 2019, 33 巻, 1 号, p. 71-76

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro Furuya[1] and Takahiro Arai[1]
[1]CRIEPI

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

[1F07-09] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 2

Chair:Atsushi Ui(CRIEPI)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[1F07] Effect of high dielectric solution on microwave heating characteristics

*Shohei Kobayashi[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Akihiro Futsuta[1], Kouta Fujiwara[1], Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], katsunori ishii[2], Takeji Kaito[2] (1. Univ. of Tsukuba , 2. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F08] Study on improvement of PWR thermal efficiency by using Economizers in Steam Generators

*Amane Kato[1], Shinichi Morooka[1] (1. WASEDA Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F09] Reverse flow to the branch line of a mixing tee pipe and influence of temperature difference

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1], Masayuki Kamaya[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

マイクロ波加熱特性における高誘電率溶液の影響

Effect of high dielectric solution on microwave heating characteristics

*小林昌平[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，弗田昭博[1]，藤原広太[1]
瀬川智臣[2]，川口浩一[2]，石井克典[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

スペーサの誘電特性が溶液の加熱プロセスに及ぼす影響を調べることを目的とし，低誘電性のテフロンや，空気とほぼ同等の非常に低い誘電性を有するエアロゲルをスペーサとして試料容器の直下に配置し，試料及びスペーサの幾何学的配置並びにスペーサの誘電特性が試料の加熱特性に及ぼす影響を評価した．

キーワード：核燃料サイクル，マイクロ波加熱，誘電率，沸騰，突沸

1. 緒言

核燃料サイクルの再処理工程において，マイクロ波加熱脱硝法が利用されている．マイクロ波加熱は沸騰現象を伴うことから，将来に向けた量産規模の脱硝技術開発において，突沸及び噴き零れを避けるため，運転条件を十分に把握する必要がある．本研究ではスペーサの誘電特性が溶液の加熱プロセスに及ぼす影響を調べることを目的とし，試料及びスペーサの幾何学的配置並びにスペーサの誘電特性が試料の加熱特性に及ぼす影響を評価した．

2. 実験

マイクロ波加熱装置はオーブン上部から 2.45GHz のマイクロ波を照射する構造である．スペーサとしてティエムファクトリ社製メチルトリメトキシシランエアロゲルを使用し，高さ 10~50 mm の範囲で 10 mm ずつ変化させ，サーモグラフィによる溶液の温度分布測定を行った．

3. 結果と考察

図 1 にエアロゲルをスペーサとして用いて実験及び電磁場解析を行った際の加熱効率を示す．実験においてはスペーサ高さが増加するにつれて，加熱効率が減少する傾向がみられた．実験と同条件のモデルにおいて解析結果により，サポート高さ 50 mm までは実験結果により得られた加熱効率と概ね一致することが確認された一方，70, 80mm に増加した場合，加熱効率が最も高くなり，それ以上の高さでは加熱効率が低下することが分かった．図 2 にスペーサ高さ 50 mm の時の溶液内部の電力損失密度の様子を示す．先行研究において，テフロンをスペーサとした時は溶液下部からマイクロ波が進入したのに対し[1]，エアロゲルをスペーサとした時は溶液上部から電磁波が進入する傾向にあり，スペーサの誘電特性が試料の加熱特性に大きく影響を及ぼすことが明らかとなった．

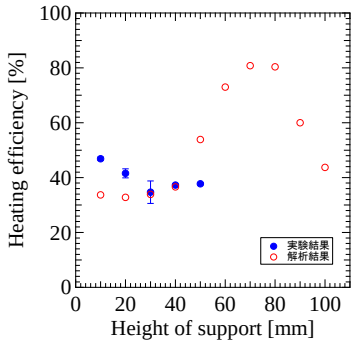
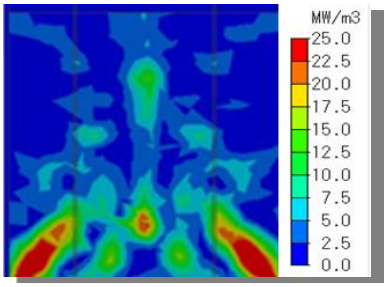
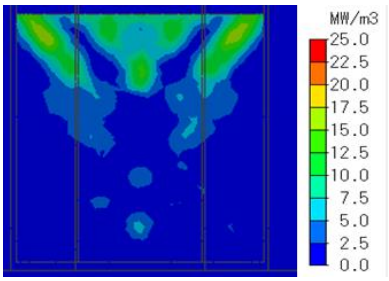


図 1 溶液の加熱効率



(a) テフロンスペーサ



(b) エアロゲルスペーサ

図 2 溶液内部の電力損失密度

参考文献
[1] 長南史記ら「マイクロ波加熱による高誘電率溶液の加熱特性と対流挙動」日本原子力学会 2016 春の年会予稿集，C000782，2016

*Shohei Kobayashi[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1],Akihiro Futsuta[1],Kouta Fujiwara[1]
Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2]
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency.

PWR 蒸気発生器のエコノマイザーによる熱効率の改善に関する研究

Study on improvement of PWR thermal efficiency by using Economizers in Steam Generator

*加藤 周[1]，師岡 慎一[1]

[1] 早稲田大学 共同原子力専攻

発電の経済性とウラン資源の効率的利用の観点から重要な原子力発電の熱効率向上のため，本研究では PWR 蒸気発生器(SG)に搭載されるエコノマイザーに注目した．2 次系圧力やプラント熱効率の評価を通じたエコノマイザーの改良の検討を行うとともに，エコノマイザーと熱効率の関係について考察を行った．

キーワード：加圧水型原子炉，蒸気発生器，エコノマイザー，熱効率

1. 緒言

本研究で扱うエコノマイザー付き SG に関する研究はあるが，この改良に関する研究は報告者の調査範囲では行われていない．エコノマイザーの改良に関する報告者の先行研究[1]の課題である熱効率解析プログラムの構築や熱効率改善のメカニズムの検討を今回の研究目的とする．

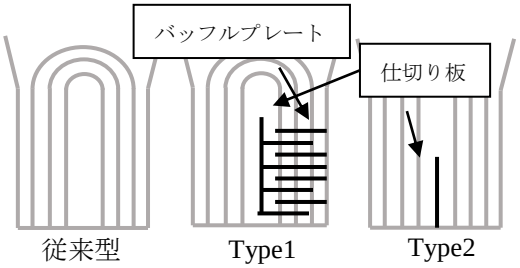


図 1；評価に用いた SG 形状

2. エコノマイザー付き SG 及び PWR プラント熱効率の解析

2-1. 解析対象及び作成した評価プログラム

報告者は SG 熱流動解析及び PWR プラント熱効率解析プログラムの作成と両者の結合により SG 改良時の熱効率を評価した．図 1 に示すようにエコノマイザーとして 2 次系下部に仕切り板を設けた Type2，1 次系から 2 次系への熱通過率向上を目的としてバッフルプレートを取り付けた Type1[2]及びエコノマイザーを設置しない従来型の 3 種類の SG を評価し，US-APWR[3]プラントの熱効率を計算した．

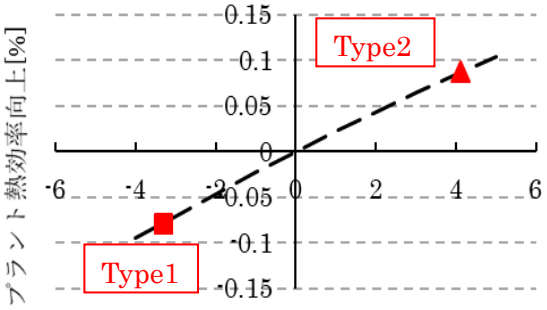


図 2；Current SG に対する 2 次系圧力と熱効率の変化の関係

2-2. エコノマイザーによる SG2 次系圧力及び PWR 熱効率改善評価

図 2 に，横軸，縦軸に従来型 SG からの圧力増大，熱効率向上を取り Type1 と Type2 の解析結果を示す．従来型と比べ Type2 は SG 出口蒸気圧力も熱効率も上昇したが Type1 は両者とも低下した．バッフルプレート内の熱通過率予測に問題があると考えられるため，今後改良した熱伝達率評価方法を用いて図 3 に示すバッフルプレートと伝熱管の間隙やピッチ，流路閉塞率を考慮し SG 熱効率の向上するエコノマイザーの検討を行う．

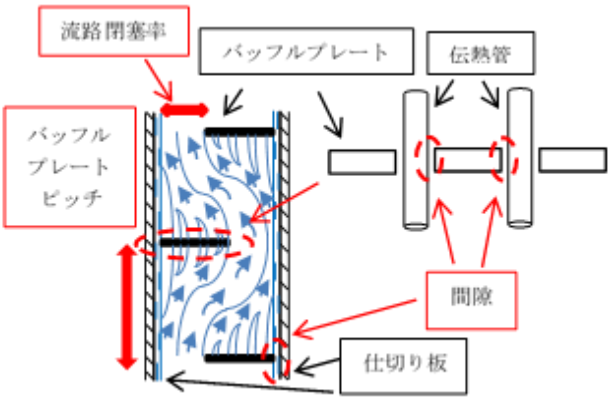


図 3；エコノマイザー内 2 次系冷却水流動，詳細図

3. 結論

SG 改良時の PWR 熱効率を評価できる解析体系を構築した．Type1 エコノマイザーによる圧力と熱効率の増大を確認した．今後 Type2 のバッフルプレート内の熱伝達解析の改良を行う．

参考文献

[1] 加藤周他，動力・エネルギーシンポジウム B122 (2018) [2] Schwarz,T and Bouecke,R. The American Society of Mechanical Engineers Heat Transfer Division, Vol.51(1985) [3] MHI, Ltd., DESIGN CONTROL DOCUMENT FOR THE US-APWR(2013)

---

*Amane Kato[1] and Shinichi Morooka[1]

[1]Waseda Univ.

T字配管合流部の逆流現象と流体温度差の影響評価

Reverse Flow to the Branch Line of a Mixing Tee Pipe and Influence of Temperature Difference

*歌野原 陽一[1]，三好 弘二[1]，釜谷 昌幸[1]

[1]（株）原子力安全システム研究所

原子力発電所のT字合流配管において、合流部から分岐管上流へ遡った地点での熱疲労事例が報告されている。室温水を用いた可視化実験でも、分岐管への逆流が観察されている。本報告では、数値計算により逆流現象の再現を試みるとともに、温度差による浮力が逆流に及ぼす影響を調べた。

キーワード：熱疲労，T字配管，温度変動，数値シミュレーション

1. 緒言

高低温流体が混合するT字配管では温度変動に起因する配管熱疲労が課題である。通常、熱疲労は配管合流部下流で発生するが、分岐管上流へ遡った地点での熱疲労事例が報告されている。筆者らは可視化実験により、主管・分岐管の運動量比によっては主管の流れが分岐管上流へ間欠的に逆流することを明らかにしている[1]。ただ、可視化実験では30℃程度の流体温度差が限界であり、実機プラントのように数百度以上の温度差の実験は難しい。よって数値シミュレーションに取り組み、流体温度差の影響について調べた。

2. 実験および数値計算

原子力安全システム研究所のT-Cubic実験装置に、アクリル試験体（主管内径 D_m = 60mm、分岐管内径 D_b = 20 mm）を設置し、室温の水に粒径30 μmのナイロン粒子を混ぜて通水し、シート状のレーザーを照射して流れ場を可視化した。流速はPIVにより求めた。主管流速 U_m = 10.0 m/s、分岐管流速 U_b = 0.265 m/s とした際、図1に示すように主管流れが分岐管に衝突してから分岐管を逆流するような流れ場が観察された[1]。

数値計算にはFLUENT17.2を用い、LES Dynamicで計算を行った。U_m = 10.0 m/s、U_b = 0.1 m/s とした。主管流体、分岐管流体ともに室温約20℃の場合は、図2のように侵入深さは最大約 $4D_b$ となった。一方、主管流体温度を320℃に変更し、300℃の温度差を付けた場合は、図3に示すように侵入深さは最大約 $6D_b$ となった。等温の場合よりも非等温で温度差が大きくなる方が浮力の影響で潜り込みが深くなった。

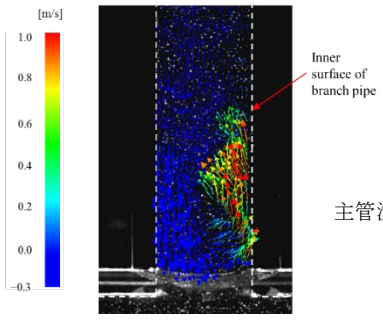


図1　可視化実験による流速ベクトル

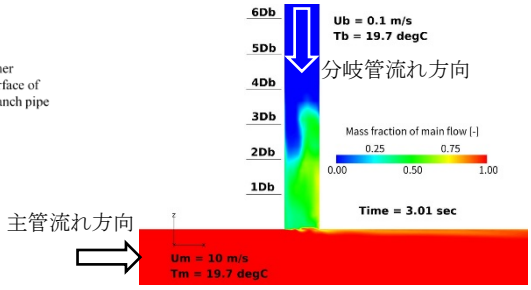


図2 温度差無しの場合
(主管流体質量分率分布)

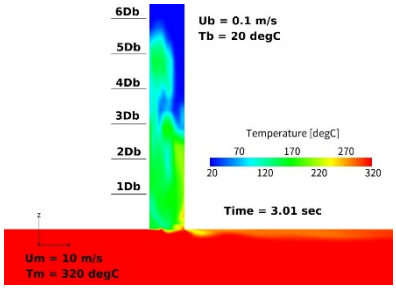


図3 温度差300℃の場合
(温度分布)

参考文献

[1] 三好ら、熱疲労防止に向けたT字合流部の逆流現象の解明（1）可視化実験による観察、動エネシンポ、D211、2019

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1] and Masayuki Kamaya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

[1F10-14] Molten Debris Behavior 1

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 3:35 PM - 4:55 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[1F10] Modeling of anisotropic molten debris spreading and simulation of ECOKATS test

*Akitoshi Hotta[1], Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

3:35 PM - 3:50 PM

[1F11] Development of molten core spreading model at severe accident

*Nobuhide Hara[1], Takuo Oda[1], Yoshiteru Komuro[1], Hironori Noguchi[1], Kouichi Tanimoto[1], Satoru Kamohara[1], Hiroshi Goda[1] (1. MHI)

3:50 PM - 4:05 PM

[1F12] Study for Evaluation of Spreading Behavior of Molten Core Free Fall under Dry Condition

*Yuta Watanabe[1], Yasunori Yamamoto[1], Tomomasa Ito[1] (1. Hokkaido University Graduate School of Engineering)

4:05 PM - 4:20 PM

[1F13] Experimental study on liquid melt spreding in water pool under devere accident

*Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1], Akinobu Morita[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

4:20 PM - 4:35 PM

[1F14] Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds

*Taira Kawakami[1], Hiroto Sakashita[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MSPREAD コードによる溶融デブリの非等方的拡がりモデル化と ECOKATS 実験解析

Modeling of anisotropic molten debris spreading and simulation of ECOKATS test

*堀田 亮年，秋葉 美幸，森田 彰伸
原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

高温溶融デブリの床面上の多次元拡がり挙動を解析するコード MSPREAD を開発中であり、ドライ床面上の実験に基づく妥当性確認を進めている。本研究では、模擬溶融物質を用いた矩形床面上の二次元拡がりに注目した ECOKATS-1 実験に基づき、拡がり先端における停止及び再流動現象をモデル化した。

キーワード：Melt spread, Stop & flow model, MSPREAD, ECOKATS, Validation

1. 緒言

溶融デブリ二次元非等方拡がり挙動解析のために MSPREAD コードを開発しており、基礎方程式、数値解法及びドライ床面実験に対する妥当性確認を紹介した[1]。拡がり後半において、先端部の一部が停止し、近傍から枝分かれ(rivulet)流が発生する現象（以下 Stop & flow）が見られるため予測性が制約された。

2. Stop and flow モデル及び妥当性確認

2-1. 現象同定とモデル開発

ECOKATS-1 実験では矩形コンクリート床面上にアルミナ、酸化鉄等から成る模擬溶融物を放出し、拡がり挙動を熱電対及びビデオカメラにより観察した[2]。動画を詳しく観察したところ、雰囲気に接する上面側には溶融物と共に移動するクラストが浮遊し、これが先端部に集積し床面側クラストと結合する等して堰を形成（Stop）し、後続流れは堰を迂回して流れる、乗り越えて流れる、又は堰を侵食し決壊させて流れる、の 3 パターンにより再流動（Flow）する。本研究では Stop & flow モデルを定式化し機能を確認した。

2-2. ECOKATS-1 実験解析結果

MSPREAD に Stop & flow モデルを組み、ビデオ画像に基づき先端での堰形成及び決壊の位置とタイミングを与え 120 秒間の拡がりを求めた。Fig.1 に示すように、非対称な拡がり形状予測結果はビデオカメラ画像とよく一致した。また、停止直前までの拡がり面積の予測結果は、等方拡がりモデルの場合よりも実験値とよい一致を示した。

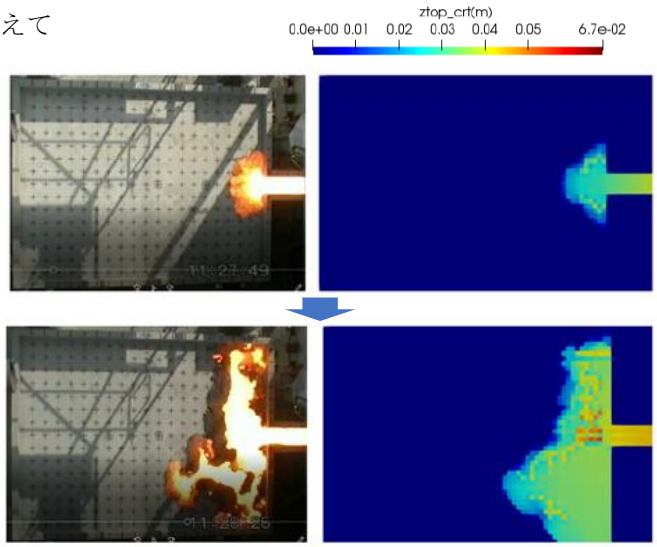


Fig.1 Early and late snapshots of ECOKATS-1(left) and corresponding thickness contours by MSPREAD(right)

3. 結論

今後は上記モデルを床面-デブリ熱抵抗等と結合することにより、基盤伝熱特性を考慮した解析を実施する。

謝辞

本稿では、アドバンスソフト(株）の波田地洋隆氏のご協力を頂いた。ここに 謝意を表する。

参考文献

[1] HOTTA, A. Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena in High Temperature Debris Bed, to be published to J. Nucl. Sci Technol.

[2] Alsmeyer H et al. 2004: November; FZKA 7064 SAM-ECOSTAR-D15.

*Akitoshi Hotta, Miyuki Akiba and Akinobu Morita
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

シビアアクシデント時の溶融炉心の拡がりモデルの開発

Development of molten core spreading model at severe accident

*原　伸英[1]，小田　拓央[1]，小室　吉輝[1]，野口　浩徳[1]，谷本　浩一[1]，蒲原　覚[1]，合田　博志[1]
三菱重工業株式会社,

原子炉過酷事故時の原子炉容器室床面の溶融燃料の拡がり挙動に関するモデル開発を進めている。過去に実施されている1000℃以上の高温溶融物の拡がり実験の検証解析で，拡がり距離を再現出来ることを確認した。

キーワード：拡がり解析，過酷事故，溶融燃料, CFD, MCCI

1. 緒言

原子炉過酷事故時に原子炉容器室床面に溶融燃料が落下した場合，溶融燃料の拡がり距離は粘性変化や床材溶融の影響を受ける。事故時の溶融燃料拡がり距離を予測することは安全性向上の面でも重要であり，本研究では，これらの挙動を同時に扱うモデル構築に取り組んでいる。本発表では過去の文献の拡がり実験を対象とし，拡がり距離の検証解析結果を報告する。

2.拡がり解析

本研究では原子炉過酷事故時に溶融燃料が原子炉容器室床面に落下した後の，溶融燃料拡がり現象を対象に PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table）を作成し，取り扱うべき事象の重要度分類を行い拡がり距離を適切に予測する上で，溶融燃料と床材の連成，溶融燃料の温度変化に伴う粘性変化や相変化(凝固，再溶融)等の重要度の高い現象を抽出した。溶融燃料の拡散位置を予測できるように FLUENT コードの VOF(Volume of Fluid)法を採用，また上記事象を数式化し，ユーザー定義関数として組み込んだ。

妥当性の検証解析対象には，過去に実施されている1000℃以上の高温溶融物を用いた拡がり実験を選定した。模擬燃料を用いた KATS-12 試験［1］，及び実燃料を用い床材がセラミックチャネルの VULCANO-VE-U7 試験［2］の検証解析結果をそれぞれ図 1 及び図 2 に示す。構築したモデルで，拡がり距離を再現出来ることが確認された。

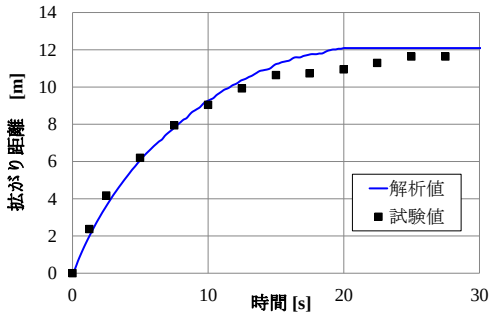


図 1 KATS-12 の拡がり検証解析

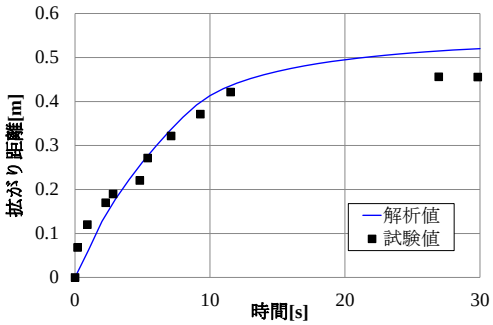


図 2 VE-U7(セラミックチャネル)の拡がり検証解析

3.結論

溶融燃料拡がり現象を対象に PIRT を作成し，拡がりモデルを構築した。過去に実施されている拡がり実験の検証解析で，拡がり距離を再現できることを確認した。なお，本研究は経済産業省　原子力の安全性向上に資する技術開発費補助金を受け実施したものある。

参考文献

[1] M.T. Farmer et al., ANL-09/10, 69 ,(2009). [2] C. Journeau et al., Nuclear Engineering and Design 223,75-102, (2003).

---

*Nobuhide Hara, Takuo Oda, Yoshiteru Komuro, Hironori Noguchi, Kouichi Tanimoto, Satoru Kamohara and Hiroshi Goda
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

ドライ条件における溶融炉心自由落下時の拡がり挙動評価のための研究

Study for Evaluation of Spreading Behavior of Free-Falling Molten Core under Dry Conditions

*渡邊優太[1], 伊藤智将[1], 山本泰功[1]
[1]北海道大学

溶融炉心の自由落下時のデブリの拡がり挙動を評価するための基礎的なデータを取得することを目的として、拡がり厚さや堆積挙動を評価するための実験を行った。模擬物質としては、凝固の影響が無視できる水やグリセリンと溶融金属を用いた。

・キーワード：溶融炉心　溶融金属　自由落下　拡がり挙動

1. 緒言

炉心溶融時の事故の進展を正確に予測するためには、溶融炉心落下によるデブリの拡がり挙動を正しく考慮してデブリの冷却性や溶融炉心コンクリート相互作用の進展を評価する必要がある。これまでにコアキャッチャーの健全性評価等を目的としてデブリを横流しにした場合を想定した実験は多く行われているが、自由落下を伴う条件での知見は不足している。本研究では、床面に水を張らないドライ条件に着目し、自由落下時の拡がり面積や堆積厚さの評価を行った。実験に使用した模擬物質としては、溶融金属に加えて凝固の影響が常温では無視できる水やグリセリンなどを用いた。

2. 実験方法

水、グリセリン、錫を堆積と高さを変化させて落下させ、拡がり面積と密度から堆積厚さを算出した。錫については、高周波加熱装置を用いて完全に溶融させた状態で下部に設置した鋼板へ落下させた。表面張力と重力の釣り合いから拡がり面積が最小になる場合の堆積厚さである最小拡がり厚さ δ を次式で定義した。このとき、ρ は密度、σ は表面張力、gは重力加速度、θ は接触角を表す。

$$\delta = \sqrt{\frac{2\sigma \sin\theta}{\rho g}}$$

3. 結果・考察

最小拡がり厚さに対する堆積厚さの比 t/δ と Re 数の関係を図 1 に示す。錫を落下させた場合には Re 数が大きくなるほど t/δ が小さくなる傾向が見られる。一方で、グリセリンを落下させた場合には t/δ に Re 数依存性があまり見られなかった。グリセリンの落下量を変化させて行った実験からは、落下量を増やすと t/δ が 1 に漸近する傾向が見られており、粘性抵抗が錫よりも高いグリセリンではより少ない落下量で Re 数依存性が見られなくなったと考えられる。

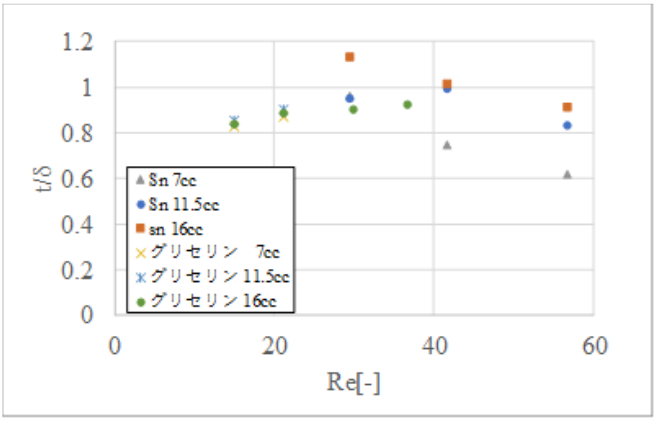


図 1 . Re 数と t/δ の関係

---

*Yuta Watanabe[1], Tomomasa Ito[1] and Yasunori Yamamoto[1]
[1]Hokkaido University

重大事故時における溶融炉心のプール水中床上拡がり挙動に関する実験

Experimental study on liquid melt spreading in water pool under severe accident

*秋葉　美幸，堀田　亮年，森田　彰伸
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

デブリベッドの冷却性を評価する解析コード開発に資するデータ採取を目的とし、プール水中における溶融デブリの拡がり挙動実験を行っている。今回、模擬デブリから発生する黒煙の発生を抑えることによって、デブリとその周囲の蒸気挙動を明確に捉えることができた。

キーワード：重大事故、溶融炉心、床上拡がり、先行注水

1. 緒言　プール水中における溶融デブリの拡がり挙動は、落下時の微粒化や拡がり時の固化過程等における影響因子が多いことから、系統的な実験数が少なく、拡がり及び冷却挙動を評価する解析コード開発に必要なデータの取得が望まれている。これまでに、スウェーデン王立工科大学(KTH)の PULiMS 装置[1]により、溶融物の過熱度、プール水サブクール度及び落下ノズル径を変化させた結果を報告している[2][3]。しかし、これらの実験では溶融デブリからの黒煙の発生により、溶融デブリとその周囲の流体状況が明確に観察できない課題があった。そこで今回、解析コード開発の観点等から可視性の向上を著者らが求め、KTH が考案した以下の装置改良により黒煙発生を抑制し、デブリ挙動を詳細に観察した。

2. 装置改良と実験条件　黒煙発生の要因は、模擬溶融デブリとして用いている酸化ビスマス(Bi_2O_3)と酸化タングステン(WO_3)の共晶組成が、溶融時にるつぼ材質と反応していることと推定されたため、KTH の考案により、るつぼ材質を炭化ケイ素から反応の抑えられるアルミナへ変更した。また、これまでに拡がり挙動は比較的溶融デブリジェットの落下中心軸対象である結果が得られていることから、デブリ周囲に発生する気泡等の影響を抑えてデブリ自体の挙動を明確に観察可能とするため、試験部は石英ガラスの仕切りにより周方向 90 度のみとし、観察する構成とした。実験条件を表 1 に示す。

3. 実験結果と考察　図 1 に E18 ケースにおける模擬溶融デブリの床上拡がり挙動を高速度カメラで撮影した結果を示す。図に示す通り、黒煙は発生せず、模擬溶融デブリとその周囲に発生する蒸気の挙動を明確に捉えた。図より模擬溶融デブリジェットが最初に床面に衝突して飛散した後、さらに上方からジェットが落下し、徐々に拡がってゆく挙動が観察された。デブリの落下した量が増えるにつれて蒸気量が著しく増加し、この蒸気の上昇流れにより、デブリが床面を水平方向に流れる挙動が阻まれる様子も観察された。そのため本条件では、落下したデブリが徐々に固まり、その上方に堆積してゆく結果となった。また、E17 ケースは、加熱炉内におけるデブリ温度が E18 に比べて高い条件にも関わらずノズルからの平均落下流量が少なく、ジェットというよりは滴状落下に近い状態となった。要因を検討するため、固化した模擬デブリの組成を調べたところ、Bi_2O_3 と WO_3 の割合が共晶となる質量比 42.6:57.4 ではなく 25.4:74.6 であったことが明らかとなった。溶融物生成時に投入した Bi_2O_3 と WO_3 の量は共晶組成割合としているが、混合時あるいは実験時に偏り等が生じ、共晶組成からずれて融点が 870℃から 1200℃程度まで上昇、固化しやすくなり、漏斗及びノズル内での放熱により固化が進みつつ落下したためと考えられる。なお、E18 の固化デブリは共晶組成となっていることを確認している。

表 1 実験条件

パラメータ	ケース	
	E17	E18
落下ノズル径 (mm)	17	
落下デブリ平均流量 (kg/s)	0.15	0.75
ノズル部デブリ最高温度 (℃)	988	889
空気中落下距離 (mm)	56	
プール水深 (mm)	210	
プール水サブクール度 (℃)	16	9

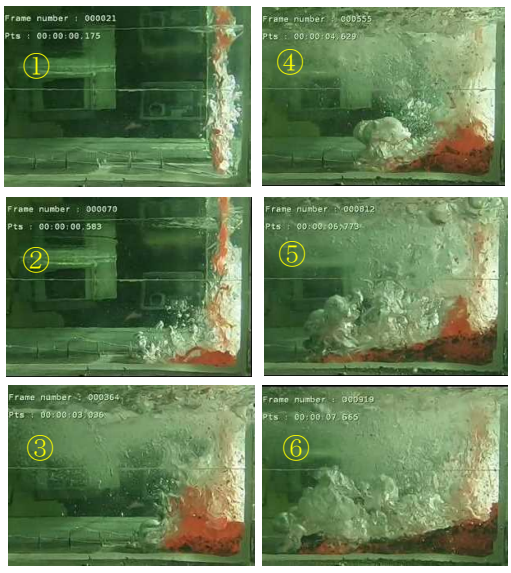


図 1　E18 ケースの拡がり挙動

4. 結言　溶融デブリのプール水中床上拡がり挙動について、実験装置等の改良を行うことで黒煙の発生を抑え、デブリ拡がり挙動への蒸気挙動の影響を確認できた。

参考文献　[1] A. Konovalenko et al., NUTHOS-9, 2012. [2] 秋葉ら，原子力学会 2016 年秋の大会，[3] 秋葉ら，原子力学会 2018 年春の年会

*Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta, Akinobu Morita
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

デブリベッドの沸騰熱伝達特性に関する研究
（第四報：伝熱面上の沸騰様相の可視化測定）

Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds
(4th: Visualization of boiling behaviors on a heating surface)

*川上大良 [1]，坂下弘人 [1]，小野綾子 [2]，吉田啓之 [2]
[1] 北海道大学，[2] JAEA

過酷事故時の溶融デブリの冷却機構を検討する上で重要となる，デブリベッドの限界熱流束機構を明らかにするために，粒子層を堆積させた伝熱面上の沸騰様相の可視化測定を行った．

キーワード：原子炉過酷事故，底面および内部加熱デブリベッド，沸騰熱伝達，限界熱流束，可視化

1. 緒言　過酷事故緩和策であるペデスタルへの事前水張りの有効性検証には，溶融プール表面の固化クラスト上に粒子デブリが堆積した体系での，クラスト表面での沸騰特性の把握が重要である．著者らは，粒子層の発熱が伝熱面上の CHF に与える影響を検討している．Fig.1 に前報[1]までに得られた CHF の測定結果を示す．図中の QH は粒子層の総発熱量である．既往モデルでは，粒子層発熱量 QH の増大とともに伝熱面上の CHF は低下すると予測するが，本実験結果は，底面のみの加熱(●)と粒子層及び底面加熱(○)で CHF に大きな差は無い．この事実は，CHF の発生には既往モデルで仮定する粒子層内の気液流動ではなく伝熱面ごく近傍の現象が関与していることを示唆している．そこで，本報では底面加熱体系において伝熱面下方から沸騰様相の可視化測定を行い，伝熱面上のドライアウト挙動を検討した．

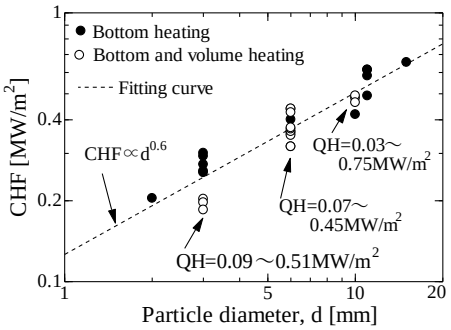


Fig.1 CHF vs. particle diameter

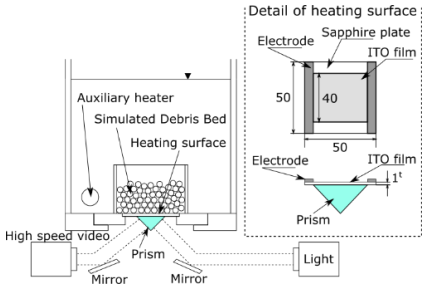


Fig.2 Experimental apparatus

2. 実験方法　実験装置を Fig.2 に示す．ITO 導電膜を蒸着させた 50mm×50mm のサファイアガラスを伝熱面として用い，直径 d=2~15mm の粒子を堆積させ下方から全反射を利用した可視化計測を行った．

3. 実験結果　Fig.3 は，直径 d=6，15mm の粒子を堆積させた場合の，同一熱流束における伝熱面上の時間平均ボイド率分布である．d=6mm では粒子間隙で生じたドライアウトが全体に伝播する様子が見られた．一方 d=15mm では，粒子底部近傍でのドライアウトは確認されたが全体に伝播せず，粒子間隙では孤立気泡の発泡点が多く見られた．Fig.4 に伝熱面上の乾燥領域割合の熱流束による変化を示す．横軸の矢印は各粒子径での CHF 値である．粒子径が小さいほどドライアウトの拡大が促進され，粒子径が大きい場合は裸面の傾向に近づくことが判明した．これらの結果から，ドライアウトには伝熱面上で生成する気泡と粒子間隙のサイズの比率が大きく関与しており，このことが CHF の粒子径依存性を生じさせている可能性が高い．

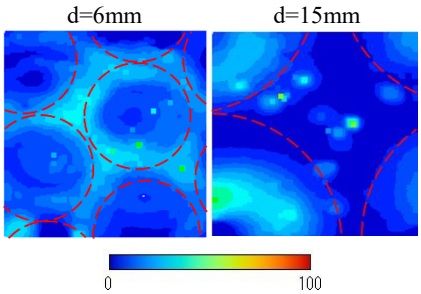


Fig.3 Comparison of time averaged surface void fraction (q=0.2MW/m²)

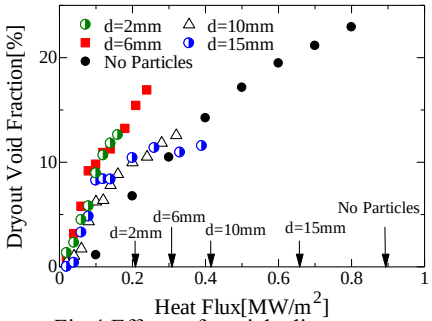


Fig.4 Effects of particle diameter on averaged surface void fraction

4. 結言　デブリベッド底部のドライアウト挙動は堆積粒子径に強く影響を受ける．これが CHF の粒子径依存性に関与していると思われる．

参考文献 [1] 川上,他，原子力学会 2019 春の年会，2I14.

* Taira Kawakami 1，Hiroto Sakashita 1，Ayako Ono 2，Hiroyuki Yoshida 2
1 Hokkaido Univ，2 Japan Atomic Energy Agency

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

[1F15-18] Molten Debris Behavior 2

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 4:55 PM - 6:00 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[1F15] Development of Steam Explosion Retardant with Carbonated Water

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

4:55 PM - 5:10 PM

[1F16] Development of three-dimensional Molten Core Concrete Interaction analysis method

*Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

5:10 PM - 5:25 PM

[1F17] Designing melting core cooling system for existing ABWR

*Akira Kirihara[1], Shinichi Morooka[1] (1. WASEDA University)

5:25 PM - 5:40 PM

[1F18] Accuracy improvement of natural circulation flow rate prediction by void fraction correlation modification

*Shusuke Yoshimura[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda University, Cooperating Major in Nuclear Energy)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

炭酸ガス溶解による水蒸気爆発抑制法の開発

Development of Steam Explosion Retardant with Carbonated Water

*古谷 正裕[1], 新井 崇洋[1], 飯山 継正[1], 大川 理一郎[1], 宇井 淳[1]
[1]一般財団法人 電力中央研究所

水蒸気爆発を抑制する対策として、二酸化炭素を水に溶解する抑制材を開発した。水蒸気膜中の溶存二酸化炭素が不凝縮性ガスとして蒸気膜を安定化し、水が高温液（溶融金属等）に接触することを阻害する。溶融錫液滴列を水中に注入し、抑制効果を発現するために必要な溶存二酸化炭素濃度を明らかにした。

キーワード：水蒸気爆発、抑制材、不凝縮性ガス、二酸化炭素、溶融錫滴

1. 緒言　原子炉容器から流出した溶融炉心を冷却する手段としては、水張りや注水による沸騰冷却が有効である。コンクリート浸食反応を抑制し、格納容器を健全に維持できる可能性を高めることが期待できる一方で、水蒸気爆発に対する配慮が必要となる。著者らは、これまでの有機物（ポリエチレングリコール）を用いた水蒸気爆発抑制材に加え、本報では無機物を用いた水蒸気爆発抑制材を提案する。その一つとして二酸化炭素を代替冷却材に溶解した炭酸水の水蒸気爆発抑制効果について報告する。

2. 実験装置及び方法　実験は坩堝内で錫を溶融させて 600℃に維持し、坩堝下部から水プール中に液滴列として注入する体系で実施した。溶融錫滴下ノズルの内径は 2 mm であり、液面までの距離は 20 mm とした。プール容器は内幅 100 mm、奥行き 100 mm、高さ 200 mm の矩形容器である。液位は 190 mm とした。初期液温は 15℃とした。二酸化炭素は、高圧ガスボンベから内径 1.6 mm のノズルを介して水中にバブリングさせ、溶解した。二酸化炭素溶解量は溶解して十分な時間を経た後に東亜 DKK 社製溶存二酸化炭素濃度計 CGP-31 を用いて計測した。

3. 実験結果及び考察　Fig. 1 に溶融錫液滴がプール液に連続して注入された様子をバックライト法で撮影した一連の写真を経過時間と共に示す。Fig. 1(a)は二酸化炭素を溶存させていない水の場合である。溶融錫が水と触れると水蒸気爆発により微粒化している。Fig. 1(b)は二酸化炭素を 150 mg/L 溶解させた場合である。水蒸気爆発は発生せず、溶融錫は安定した蒸気膜に包まれている。一連の結果から、濃度の増大に伴い水蒸気爆発発生頻度が低減した。溶解した二酸化炭素が蒸気膜内で不凝縮性ガスとして溶融金属との接触を阻害し、水蒸気爆発を抑制したと考えられる。完全に抑制するために本実験では濃度 150 mg/L 以上が必要であることを示唆している。

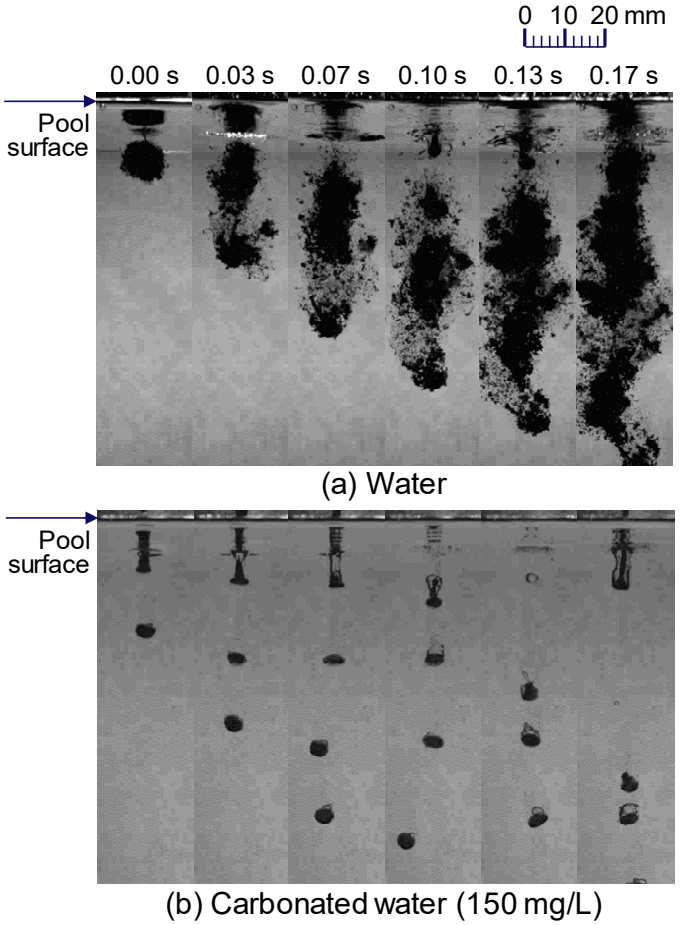


Fig. 1 Successive stages of tin drops immersed into solution pool

4. 結論　無機系の水蒸気爆発抑制材として二酸化炭素を水に溶解した水溶液を提案した。溶融錫液滴列をプール液中に注入する実験を行った結果、濃度の増大に伴い、水蒸気爆発頻度が低減した。本実験において水蒸気爆発を抑制するためには、溶存二酸化炭素濃度が約 150 mg/L 以上であれば良いことを明らかにした。

謝辞　本実験に際しては株式会社電力テクノシステムズ 吉岡武男氏、鈴木広治氏にご協力いただいた。ここに記して謝意を表します。

*Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1], Riichiro Okawa[1], Atsushi Ui[1]
[1]CRIEPI

多次元溶融炉心 - コンクリート相互作用解析手法の開発

Development of three-dimensional Molten Core Concrete Interaction analysis method

*森田　彰伸，堀田　亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

非対称体系における溶融炉心ーコンクリート相互作用（MCCI）を評価するための解析コード CORCAAB を開発中である。本研究では、基本となる三次元コンクリート侵食及びクラスト成長に係るアルゴリズムを開発し、これらを同コードに組み込んで機能確認を行った。

キーワード：Molten Core Concrete Interaction、Three-dimensional ablation algorithm、Crust growth, CORCAAB

1. 緒言　実炉における MCCI では、キャビティ周辺やサンプ内に局所的に溶融物が堆積することにより、コンクリート侵食が非等方的に進展する。また、OECD/NEA MCCI 実験[1]で確認された小規模体系での侵食挙動を実機体系にスケールアップするためには、三次元的な幾何形状の影響を直接考慮する必要があり、三次元的なコンクリート侵食及びクラスト成長に係るアルゴリズムが必要となる。

2. 侵食計算アルゴリズム　CORCAAB におけるコンクリート侵食挙動は直交デカルト座標系にて定式化され、侵食面が存在する計算セル内においては複数の侵食面が存在する場合もあるが、単一稜線上には最大で 1 つの侵食フロントのみが存在するものとし、セル内の侵食面を 14 パターンに分類した。三次元体系におけるコンクリート侵食面追跡は、Gueyffier et al.[2]による PLIC(Piecewise Linear Interface Calculation)法に基づき設定している。本理論では、Fig.1 に示すように、各パターンにおいて各稜線上の侵食フロント座標の平均値$\bar{x}$を算出し、また、中心座標$\bar{x}$と各稜線上の二つの頂点x_l、x_{l-1}の 3 点からなる n 個の三角形の法線ベクトルの平均$\bar{n}$を侵食面の単位法線ベクトルとする。中心座標$\bar{x}$及び法線ベクトル$\bar{n}$を持つ平面を用いて侵食面積及び侵食体積を求める。コンクリート侵食速度は侵食面の一次元熱収支から求めることができ、侵食速度から侵食フロントの移動量を計算する。侵食フロントの移動量は隣接する計算セルで算出された移動量の最小値とし、侵食フロントが計算セルの頂点を通過する場合には侵食フロントの移動量に調整を加えた。本アルゴリズムの検証のため、侵食計算アルゴリズムの他に、デブリ初期形状やクラスト形成に係るモデル、デブリとコンクリート/クラスト間の熱伝達や崩壊熱等を組み込んでいる。

3. 機能確認解析結果　現状における侵食アルゴリズムの機能を確認するため、実機において想定される複数の非対称侵食体系を想定した解析を実施した。Fig.2 では、二箇所のサンプを有するキャビティ形状の解析例を示す。コンクリート侵食によりサンプ溝が拡大し、やがて合体する状況までの過程を解析することができた。その他、ドレイン管内溶融デブリ、キャビティ周辺や機器近傍の入隅部及び出隅部に堆積した溶融デブリの侵食挙動を解析し、同様に侵食アルゴリズムが適切に機能していることを確認した。

4. 結言　今後、実績のある熱伝達係数等のモデルを組み込み、MCCI 実験解析を行うことにより、コードの妥当性を確認する予定である。

謝辞　本稿では、みずほ情報総研株式会社の山崎昇氏並びに高橋昌伸氏らにご協力をいただいた。ここに感謝の意を表する。

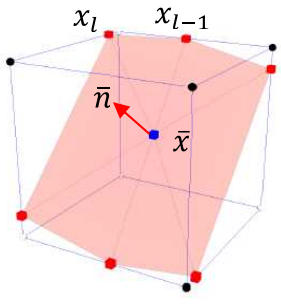


Fig. 1 Example of definition of ablation surface.

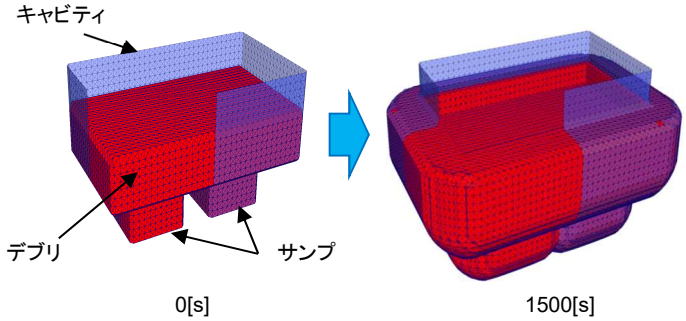


Fig. 2 Example of demonstration analysis result.

参考文献

[1] M. Farmer et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report,”, Rev. 1-Final, November 2010, OECD/MCCI-2010-TR07.

[2] Gueyffier et al., Volume-of-Fluid interface tracking with smoothed surface stress methods for three-dimensional flows, Journal of Computational Physics, Vol, 152, Issue 2, July 1999, Pages 423-456

*Akinobu Morita, Akitoshi Hotta

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

既設 ABWR 用溶融炉心冷却装置の考案

Design of melting core cooling system for existing ABWR

*桐原　明，師岡　慎一　早稲田大学　共同原子力専攻

再稼働に向けた無電源安全対策として、自然循環を利用した既設 ABWR 用の溶融炉心冷却装置を検討した。炉心溶融事故時の除熱性能を評価し、検討した装置が熱的な健全性を維持できることを明らかにした。

キーワード：溶融炉心，ABWR，自然循環，限界熱流束

1. 緒言

福島第一原子力発電所での過酷事故を受けて、無電源での安全対策の研究が進んでいる。特に、自然循環を利用した無電源での溶融炉心冷却装置に注目が集まっている。本報告の目的は、既設 ABWR に設置可能な溶融炉心冷却装置を検討し、冷却装置の炉心溶融時の除熱性能を評価した。

2.検討条件

ABWR の溶融炉心冷却装置の設置場所は、原子炉格納容器の下部であり、設置に利用できる空間は、参考文献[1]を基に高さ 2.5m、直径 7.5m の円柱型であると推定した。装置の各部において限界熱流束が溶融炉心からの熱流束を上回り、流路閉塞を防ぐデブリ除け、流路の破損を防ぐ耐熱板を設置する必要がある。

3. 検討案

検討案を図 1 と図 2 に示す。図 1 は装置の俯瞰図であり、図 2 は中心から外周にかけての断面図である。中心角が 15 度の伝熱板（図 2(A)）と 30 度の伝熱板（図 2(B)）8 枚ずつの組み合わせからなり、傾斜角 5 度のすり鉢状の溶融炉心（デブリ）受け部を形成している。15 度伝熱板には半径方向に垂直流路を 2 本設置している。ダウンカマから冷却水が流入し、傾斜板の下面を通って、垂直流路に流れ込む。最外部のダウンカマの内側はアニュラー流路となっており、加熱された冷却水の出口流路となっている。傾斜流路、垂直流路において冷却水が沸騰し蒸気と水の二相流となる。水単相であるダウンカマとの密度差が発生するので、冷却水は自然循環する。検討した装置は高さが 2.2m、直径 7.5m となり、検討条件を満たしている。また、図 2 のようにデブリ除け、耐熱板を設置しており、検討条件を満たしている。

4. 解析方法

各伝熱板の流路において駆動力＝圧力損失となる流量を自然循環流量として決定し、金川ら[2]が Rouge ら[3]のデータに基づいて作成した式から限界熱流束を算出した。実際には、溶融炉心には熱流束の分布が存在するが、溶融炉心の総熱量を装置の伝熱面積で割った値を平均熱流束として、熱流束は各部一定であるとした。限界熱流束を平均熱流束で割った値を余裕度とし、評価パラメータとした。

5. 解析結果

装置中心からの距離を横軸、傾斜流路の余裕度を縦軸にとったグラフが図 3 である。傾斜流路では、中心から遠ざかるほど、余裕度が減少し、30 度伝熱板の傾斜流路の終点部分で 1.88 の最小余裕度を得た。図示はしていないが、垂直流路では、限界熱流束は大きくなり、余裕度は 10 程度となった。

6. 結論

既設 ABWR における溶融炉心冷却装置の設置寸法を推定し、目標を満たす装置を検討した。検討した装置の除熱性能評価を行い、装置各部において余裕度が 1 を上回り、装置の熱的な健全性を明らかにした。

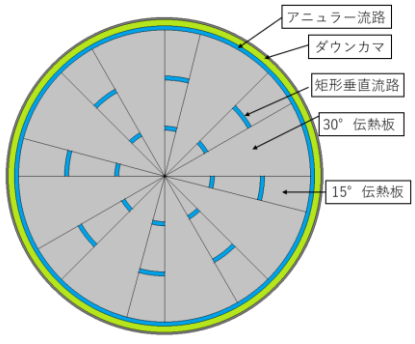


図 1　設計装置俯瞰図

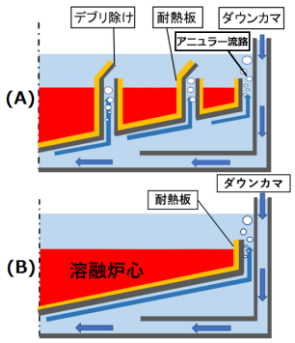


図 2　設計装置断面図

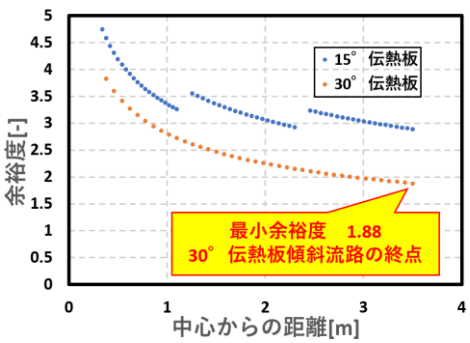


図 3　中心からの距離と余裕度の関係

参考文献

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. Advanced Boiling Water Reactor, http://www.hitachi-hgne-uk-abwr.co.uk/downloads/2016-05_abwr-brochure.pdf ,(2016).
[2] 金川，自然循環による溶融炉心冷却評価手法の構築(2012)，早稲田大学修士論文.
[3] S. Rouge, SULTAN Test Facility for Large-Scale Vessel Coolability in Natural Convection at Low Pressure, Nuclear Engineering and Design, ISSN 0029-5493, 169, 185, (1997).

*Akira Kirihara And Shinichi Morooka　Waseda Univ, Morooka Lab.

ボイド率相関式改良による自然循環流量予測精度向上に関する研究

Accuracy improvement of natural circulation flow rate prediction by void fraction correlation modification

*吉村　周佑[1]，師岡　慎一[1]

[1]早稲田大学　共同原子力専攻

流体の密度差を駆動力とする二相流自然循環現象は、密度差を決定するボイド率が重要なパラメータとなる。また、ボイド率は気液界面の特性を決定する流動様式に影響を受ける。本報告では流動様式ごとにボイド率の相関式を実験的に検討することで自然循環流量予測精度向上を行った。

キーワード：自然循環、ボイド率、流動様式判別

1. 緒言

二相流自然循環現象は原子炉施設の安全設計上重要な現象であり、限界熱流束を評価するために正確な流量予測を行う必要がある。当研究室で水-空気系自然循環流量予測手法が開発され[1]、最大誤差約 15%での予測が行えている[2]。さらなる予測精度向上を図るうえで、二相流密度を決定するボイド率が誤差要因として研究課題になっている[3]。そこで、本報告では広範な試験条件でのボイド率測定、ボイド率に影響を及ぼす流動様式の判別手法そして、流量予測精度の向上について検討を行った。

2. 試験

2-1. 試験装置及び試験方法

試験体系を Fig.1 に示す。自然循環試験では空気ポンプから空気注入を行うことで自然循環を発生させ、流量を測定する。ボイド率測定試験ではニードルバルブにより液相流量を調節することで、より広範な条件で試験を行うことができる。ボイド率の測定法には急弁締め切り法と二相差圧測定法を用いている。

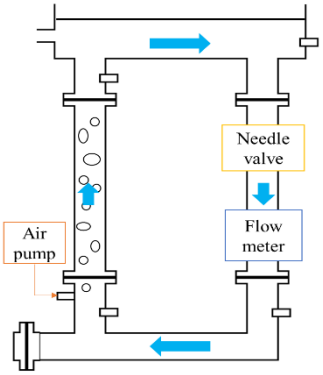


Fig.1 試験装置概要

2-2. 試験結果および検討

ドリフトフラックスモデルを用いてボイド率の測定結果から相関式を作成し、自然循環流量予測プログラムに組み込んだ結果と先行研究[2]との比較を Fig.2 に示す。既存モデルのボイド率相関式は Ishii モデルを使用している。ボイド率相関式を改良することにより、自然循環流量の予測精度が向上することがわかった。

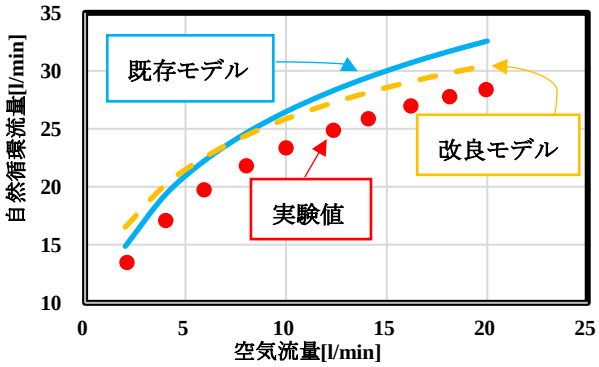


Fig.2 改良前後の自然循環流量予測比較結果

3. 結論

実験的にボイド率相関式を作成することで流量予測精度の向上が確認できた。

参考文献

[1] 金川他, 混相流 28 巻 2 号 (2014), [2] 吉村他, 日本混相流学会　2018 シンポジウム　要旨集　P067 (2018-8), [3] 山口他, 混相流 32 巻 4 号 (2018)

*Shusuke Yoshimura[1], Shinichi Morooka[1]

[1]Waseda Univ, Cooperating Major in Nuclear Energy.

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

[1G01-02] Fukushima Daiichi NPP Accident

Chair:Masashi Himi(AdVanceSoft)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:35 AM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G01] Observation of IC operation by records, analyses, and relational informations within earthquake and tsunami

*Kazuo Watanabe[1], Katsuyuki Sugiyama[2] （1. WNR-Cx Watanabe Lab., 2. Group of Manifestation of the Chief Yoshida and Fukushima 50）

10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Discussion of Containment Depressurization Scenario of Fukushima Daiichi Unit-2 during March 15th Morning

*Seiichi Dono[1], Kenichiro Nozaki[2], Takeshi Honda[1], Masato Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1], Shinya Mizokami[1] （1. TEPCO HD, 2. TEPCO SYSTEMS CORPORATION）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福一１号機地震津波間 IC 作動の記録・解析・関連情報の考察

Observation of IC operation by records, analyses, and relational information within earthquake and tsunami

＊渡邊一男[1]（WNR-Cx 渡邊研究処），杉山 勝行[2]（一社・吉田昌郎元所長福島 50 顕彰会）

The IC operations between earthquake and tsunami on 3.11 are told variously by different researchers. 2019 is the year of 60th anniversary of AESJ foundation and the closing of HEISEI era, and accordingly the residual matter would be desirable to be confined reasonably by effort of a relational committee.

キーワード: IC 非常用復水器、福一１号機、地震津波間、作動状況確認、チャート記録、MAAP 解析

１．緒言

地震津波間の IC 作動にはいくつかの記録・解析と関連の情報・報告があるが、今春の茨城大・水戸での関連報告と討議はこの課題が未だ結論的合意に至っていない気配である[1,2,3,4,5,6,7]。本件は 3. 11 最初の事象情報として象徴的であり、8 年経過・学会 60 年・令和を機に関連部会による検討等然るべき対応を提案したい。

２．関連の記録・解析・情報

表１．IC 作動の記録、解析、関連情報

	記録・解析・情報	内容
1	初期アナウンス「定説」	IC は 2 系統→1 系統 3 回と作動
2	東電チャート線図記録	説明文は両義的な表現 線図は 2 系統→1 系統に否定的
3	原電敦賀チャート記録 所見	2003, 2004 年 IC 作動チャート提示 2 系統→1 系統 3 回を認める
4	基盤機構解析	東電チャート記録をなぞる、定説肯定
5	東電デジタル打点記録	チャート線図記録と同型
6	東電関連弁開閉打点記録	2 系統→1 系統 3 回の作動
7	東電 MAAP 解析	2 系統→1 系統 3 回を作図、チャートとの異動を明示、実質的には定説を否定
8	マニュアル	IC 作動の規定なし
9	非常対応訓練	IC 作動の訓練は実施せず
10	崩壊熱解析	定説を肯定

表１に示すように IC 作動に関連する記録にはアナログ・デジタルと原電敦賀の実際に作動したアナログチャートデータがある。解析情報には基盤機構・東電がある。また参照として担当者報告、マニュアル、日常訓練がある。さらに二次的資料として関心研究者による原子力学会大会報告がある。当初報道は作動であるが、IC 不作動の論旨は当初記録の観察による。IC 作動とみるのは解析実施者の判断である。

３．望ましい対応

解析には経過記録への適合を主眼とするものと、IC 作動の建前である 2 台→1 台の推移を表出するものがあり、両者の異同への客観的な理解は示されていない。即ち IC 作動特性理解と状況確認期待の混同がみられ、冷静な科学的視点からの対応が望まれる。

４．結言

本件の状況の推移は、① IC 作動 2 台→1 台のアナウンス、② 両義的説明のチャートの開示、③ 原電敦賀への認知の要請と応答、④ なぞる解析、⑤ 「2 系統→1 系統」を入力した解析、と続いている。今春の水戸年会の関連報告での討議で未だに混乱の継続がみられることのポイントは、「東電 MAAP 解析」を「2→1 系統入力・矛盾」とみるか「単純肯定」とみるかにあることが知られた。関心研究者の問題提示に応えるため、学会 60 年を機会に福島再論の視点からの 3.11 の最初の課題である IC 作動問題の合理的解明を期待したい。

謝辞：

成冨健一郎氏のご指導に感謝を申し上げる。

参考文献

[1, 2, 3] 米山潔, 藤井晴雄, 渡邊一男, 全電源喪失時反応炉状況把握技術の提案（2, 3, 4), 原子力学会 2016 年春予稿集

[4, 5, 6] 米山潔, 福一 1 号機 IC は地震から津波まで運転停止, 原子力学会 2017 年, 2018 年, 2019 年春年会予稿集

[7] 渡邊一男, 福島第一・１号機 IC 非常用復水器作動の考察 - 中間報告, 空気調和・衛生工学会大会学術講演 2016. 9. 14 ～16（鹿児島）第８巻, pp.37-40

[1]Kazuo Watanabe (WNR-Cx Watanabe Lab.) [2]Katsuyuki Sugiyama (Chief Yoshida & Fukushima 50 Celebration Assoc.)

3 月 15 日午前中に発生した福島第一 2 号機格納容器減圧シナリオについての検討

Discussion of Containment Depressurization Scenario of Fukushima Daiichi Unit-2 during March 15th Morning

*堂埜　誠一[1]，野﨑　謙一朗[2]，本多　剛[1]，溝上　暢人[1]，山内　大典[1]，溝上　伸也[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]株式会社テプコシステムズ

福島第一原子力発電所 2 号機における 2011 年 3 月 15 日 7:20～11:20 の期間に発生した格納容器ドライウェル(以下、D/W)の急減圧について、この圧力挙動を説明しうる事故進展シナリオを検討した。

キーワード：福島第一，2 号機，事故進展，ガス漏えい，凝縮，温度成層

1. 緒言　3 月 14 日夜、2 号機の D/W 圧力は事故の進展に伴い 0.7MPa[abs]以上に上昇した。以降 15 日朝まで D/W 圧力は高圧のまま推移したものの、7:20 以降に一旦計測が途切れ、11:20 に計測が再開された際には 0.155MPa[abs]まで低下していた（図 1 参照）。この減圧は外部への放射性物質の放出を示唆している可能性があるものでもあり、事故進展の理解深化を目的に、プラントデータの推移や現場の観測事実との整合性をふまえ、この圧力挙動を説明しうる事故進展シナリオの検討を行った。

2. 格納容器減圧シナリオ検討　事故後に 2 号機のシールドプラグ周辺で高線量が測定されているように[1]、14 日夜 D/W 圧力が高くなっていた期間には、すでに格納容器トップヘッドフランジからの漏えいが生じていた可能性がある。15 日 7:20～11:20 にかけての減圧に必要となる気相漏えい面積を熱水力解析コード GOTHIC8.2(QA)で評価したところ、減圧を漏えいのみで再現するには格納容器漏えい面積として 300cm^2（減圧中一定）が必要との結果を得た。しかし、この評価結果は、現在 2 号機 D/W の気密性が高いことと整合しない。そこで、格納容器が減圧する要因として、格納容器からの気相漏えいに加えて、津波の影響で浸水したトーラス室の水位が上昇し、サプレッションチェンバ（以下、S/C）気相部が外部から冷却され、蒸気の凝縮が進んだ結果、減圧した可能性を考えた（図 2）。このシナリオにおいては、トーラス室の水位に加え、S/C 内の非凝縮性ガスの存在割合（S/C 気相部壁面の凝縮熱伝達率）、S/C プール水のサブクール度等の状況に不確かさはあるものの、格納容器の漏えい面積が小さくても十分に減圧する可能性を示す見通しを得た。なお、2 号機は現在 S/C 水位とトーラス室水位が同じレベルにあり、S/C の低い位置（または低い位置から繋がる配管等）に漏えい口がある可能性が考えられる。この漏えい口について、現在は水没しているものの、今回検討の対象とした期間には S/C 水位が低く、気相部の漏えい口として減圧に寄与した可能性も考えられる。

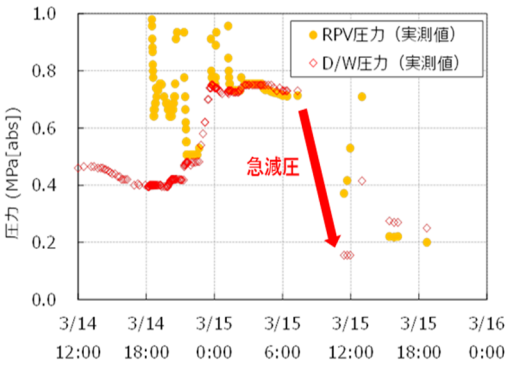


図 1 格納容器圧力の推移

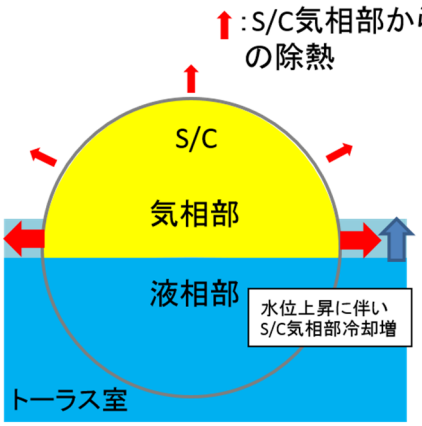


図 2 トーラス室水位上昇に伴う凝縮

3. 結論　当該減圧挙動については、格納容器からの気相漏えいに加えて、S/C の外部冷却が促進された可能性など、複合的な要因で生じた可能性が考えられるとの見通しを得た。

参考文献

[1] 東京電力株式会社，“建屋内の空間線量について”，2013 年 3 月 22 日
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/surveymap/images/f1-sv3-20130322-j.pdf

*Seiichi Dono[1], Kenichiro Nozaki[2], Takeshi Honda[1], Masato Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1] and Shinya Mizokami[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

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

[1G03-07] Source Term

Chair:Shinichiro Uesawa(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 10:35 AM - 11:55 AM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G03] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

*Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Junpei Imoto[1], Liu Jiazhan[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[1G04] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[1G05] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

*Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[1G06] Analytical study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool

*Shinya Miyahara[1] (1. University of Fukui)

11:20 AM - 11:35 AM

[1G07] Analytical study for remobilization of iodine deposits under air condition

*Hiroyuki Shiotsu[1], Hiroto Ito[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ソースターム評価手法の高度化に向けた核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の開発
(1) 化学反応速度データセット

Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method
(1) Dataset for chemical reaction kinetics

*三輪 周平[1]，堀口 直樹[1]，宮原 直哉[1]，中島 邦久[1]，鈴木 恵理子[1]，井元 純平[1]，劉 家占[1]，唐澤 英年[1]，逢坂 正彦[1]

[1]原子力機構

軽水炉等シビアアクシデント時における核分裂生成物化学挙動を評価するためのデータベース ECUME（Effective Chemistry database of fission products Under Multiphase rEaction）を開発した。ECUME の化学反応速度データセットにより、セシウムの化学挙動へ与える BWR 制御材ホウ素の影響等を速度論的に評価できるようになるため、環境への放出に至るまでの化学形態や割合の予測精度の向上が期待される。

キーワード：核分裂生成物，シビアアクシデント解析コード，セシウム，ホウ素

1. 化学挙動データベース ECUME 概要

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価手法の高度化に資するため、核分裂生成物（FP）の核燃料からの放出挙動や炉内移行挙動に大きな影響を与える化学挙動を評価するためのデータベース ECUME を開発した。ECUME には、特に低温領域で重要となる速度論的な評価を可能とするための化学反応速度データセット（CRK: Dataset for Chemical Reaction Kinetics）、FP 挙動を評価するための要素過程モデルセット（本シリーズ発表 2 件目）、それらに使用する熱力学データセット（本シリーズ発表 3 件目）を格納している。ECUME は、これらのデータセットをもとに実用的な化学挙動モデルを構築することで、SA 解析コードの改良に反映することができる。

2. 化学反応速度データセット概要

化学反応速度データセットは主要な化学反応と化学反応速度定数から成り、被ばくの観点で重要なセシウム（Cs）やヨウ素（I）、これらの化学挙動に大きな影響を与えるモリブデン（Mo）や BWR 制御材ホウ素（B）等のデータを取り込んでいることに特徴を有する。また、再処理施設事故においても重要となるルテニウム（Ru）を含む Ru-N-O-H 系も対象としている。気相化学反応については、文献値をレビューして反応速度定数を整備し、Cs と B の反応等、文献値の無いものについては、第一原理計算を用いてエネルギーが最も低い反応経路における遷移状態の分配関数より化学反応速度定数を算出した[1]。気相-固相間の化学反応についても整備する予定であり、これらは種々の化学条件をパラメータとした要素過程実験により整備する。

3. 化学反応速度データセット適用の効果・結言

CRK を用いて約 2500 K から約 700 K の領域を約 25 秒間で移行する仮想的な SA 条件で、化学反応速度論を考慮して CHEMKIN ソフトウェアにより Cs 化学種の存在量を解析し、既往の SA 解析コードで適用されている平衡条件での解析結果と比較した。平衡状態を仮定した場合の各 Cs 化学種の存在量は、低温側に移行するにつれ、CRK を用いた場合と大きく乖離することが分かった。この結果は、環境への放出に至る炉内低温領域までの化学形態や割合を評価するためには、化学反応速度論の適用が必要であり、CRK によりこれらの予測精度の向上が期待できることを示している。

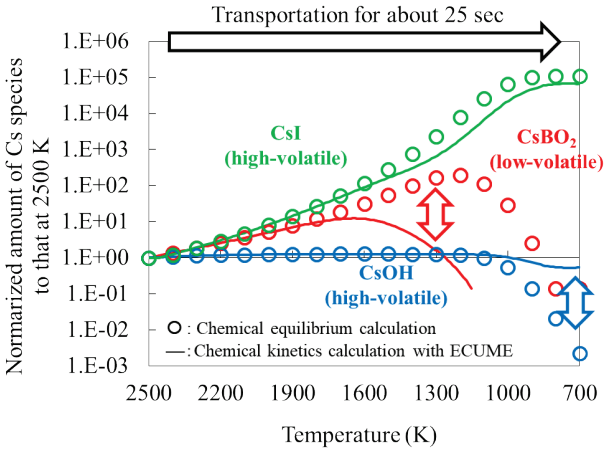


図 1 低温側に移行していく場合の各 Cs 化学種の存在量（2500 K の値で規格化）

参考文献

[1] 例えば、N. Miyahara, et al., JNST, 56(2) (2019) 228-240.

*Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Junpei Imoto[1], Liu Jiazhan[1], Hidetoshi Karasawa[1] and Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ソースターム評価手法の高度化に向けた核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の開発
（2）要素モデルセット

Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method
(2) Elemental model set

*鈴木 恵理子[1]，中島 邦久[1]，西岡 俊一郎[1]，三輪 周平[1]，堀口 直樹[1]，井元 純平[1]，
劉 家占[1]，唐澤 英年[1]，逢坂 正彦[1]
[1]JAEA

核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の要素モデルセットには、シビアアクシデント解析コードへ組み込み可能なモデルを収納しており、多様な化学条件を考慮できることに特徴を有する。改良したステンレス鋼へのセシウム化学吸着モデルでは、気相中セシウム濃度やステンレス鋼中ケイ素濃度の影響を考慮でき、セシウムの炉内高温領域分布のより正確な評価に資する。

キーワード：核分裂生成物，シビアアクシデント解析コード，化学吸着，セシウム

1. 要素モデルセット概要

軽水炉シビアアクシデント（SA）時に想定される多様な化学的及び熱流動条件は、セシウム（Cs）等の化学的活性の高い核分裂生成物（FP）の化学挙動に大きく影響を及ぼすと考えられる。しかし、SA 解析コードに組み込まれている既往の FP 化学挙動モデルは、過去の実験を基にした経験的モデルであったり代表的な化学条件又は熱流動条件のみを考慮していたりと、多様な条件における FP 化学挙動を取り扱うには不十分であった。化学挙動データベース ECUME の要素モデルセット（EM：Elemental Model set）には、既往のモデルを基に改良された FP 化学挙動モデルを収納しており、種々の化学条件及び熱流動条件を考慮できることに特徴を有する。現行 EM で対象とする FP 化学挙動は、圧力容器構造材であるステンレス鋼への Cs 化学吸着挙動である。さらに、化学吸着した Cs の再蒸発挙動、BWR 制御材であるホウ素による Cs やヨウ素沈着物の再蒸発挙動、FP 化合物のエアロゾル挙動及び溶出挙動についてのモデルを構築中である。改良モデルに含まれるモデル式や係数等は、種々の化学条件及び熱流動条件にて実施した要素過程実験結果の解析により決定する。

2. 要素モデルセットの適用の効果、結言

現行 EM では、既往のステンレス鋼への Cs 化学吸着モデルに含まれる反応速度定数 v_d を改良した。既往の v_d では温度依存性のみを考慮していたが、EM の v_d では温度に加えてステンレス鋼中のケイ素濃度や気相中 Cs 濃度の依存性を組み込んでいる。図 1 は、気相中 Cs 濃度を考慮した場合の、EM により算出した Cs 化学吸着量に対する既往モデルにより算出した Cs 化学吸着量の相対値を示す。既往モデルでは、気相中 Cs 濃度によっては 10 倍程度の過小/過大評価となることが分かった。この結果から、Cs 化学吸着の EM により、より正確な炉内 Cs 化学吸着量・分布評価が期待できる。今後は、SAMPSON 等の SA 解析コードにモデルを組み込み、福島第一原子力発電所事故時の炉内 Cs 化学吸着量・分布評価を行っていく。

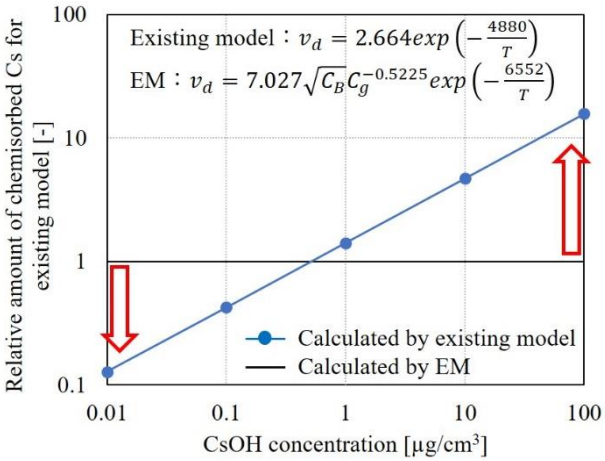


図 1　EM による Cs 化学吸着量算出値に対する既往モデルによる Cs 化学吸着量算出値の相対値

参考文献

[1] B. R. Bowsher, et al., AEEW-R 1863, (1990)　[2] K. Nakajima, et al., Proc. ICONE27, Japan, (2019)

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]JAEA

ソースターム評価手法の高度化に向けた核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の開発
(3) 熱力学データセット

Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method
(3) Thermodynamic dataset

*中島 邦久[1]，鈴木 恵理子[1]，西岡 俊一郎[1]，三輪 周平[1]，堀口 直樹[1]，井元 純平[1]，
劉 家占[1]，唐澤 英年[1]，逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構

核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の熱力学データセットには、セシウムとホウ素やケイ素との化合物等の熱力学データを収納している。これにより、炉内高温領域におけるセシウム化合物の化学形態や割合、鋼材に化学吸着したセシウムの再蒸発挙動をより正確に評価することが可能となる。ECUME をシビアアクシデント解析コード等へ適用することにより、核分裂生成物の放出移行挙動に影響を及ぼす化学挙動を考慮できるようになり、ソースターム評価手法の高度化への貢献が期待される。

キーワード：セシウム，熱力学，ケイ素，ホウ素

1.熱力学データセット概要

セシウム（Cs）化合物の揮発特性や構造材との化学反応による固着性は化合物の種類によって大きく異なるため、軽水炉シビアアクシデント（SA）時の Cs の放出移行挙動評価には、Cs 化合物の化学形態や割合に関する情報が不可欠である。特に、SA 時に化学平衡が成立するような炉内高温領域では、熱力学的な解析手法が Cs 化合物の化学形態や割合の決定に有効となる。現行 ECUME の熱力学データセット（TD：ThermoDynamic dataset）には、SA 時の Cs の主な化学形の一つと考えられている気体ホウ酸セシウム $CsBO_2$(g)や、気体水酸化セシウム CsOH(g)と鋼材との化学吸着により生成する固体ケイ酸セシウム $CsFeSiO_4$(s)等の熱力学データが整備されている。

$CsBO_2$(g)の熱力学データについては、高精度な $CsBO_2$ の平衡蒸気圧データを取得することで不確かさを 5%以上から 1%程度まで低減している[1]。一方、$CsFeSiO_4$(s)等の測定値の無い熱力学データについては、絶対 0 度付近から室温近くまでの低温熱容量測定データや第一原理計算等を用いて評価している[2]。

2. 熱力学データセット適用の効果

図 1 に一例として福島第一原子力発電所（1F）1 号機事故条件を想定した条件下での化学平衡計算結果を示すが、本 TD に収納された $CsBO_2$(g)の熱力学データを用いることで、これまでよりも Cs 化合物の化学形態や割合を 5 程度精度よく評価できるようになった。一方、$CsFeSiO_4$(s)等の熱力学データを新たに整備することで、鋼材に化学吸着した Cs の再蒸発挙動[3]を定量的に評価できるようになった。

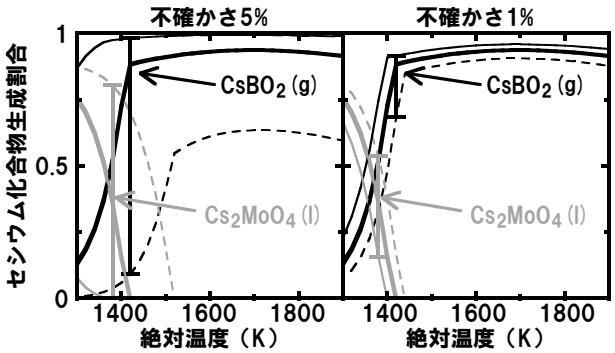


図 1 1F1 号機事故条件(H_2/H_2O=0.1)下での Cs 化合物生成割合(g：気相、l：液相)

3. 結言

これまで化学挙動の取扱が不十分であった SA 解析コード等に対して ECUME に基づくモデル、例えば、低温領域に至るまでの Cs 化合物の化学形態や割合、また様々な化学条件を考慮可能な構造材への化学吸着モデル等を適用することにより、SA 時の Cs の放出移行過程における化学挙動をシミュレーションすることができるようになり、ソースターム評価手法の高度化への貢献が期待される。

参考文献

[1] K. Nakajima, Mass Spectrom (Tokyo) (2016) S0055. [2] F. Miradji et al., Proceedings of ERMSAR2019. [3]中島他、原子力学会 2018 年春の年会[2M12]

* Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Liu Jiazhan[1], Hidetoshi Karasawa[1] and Masahiko Osaka[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Na プール中の希ガス気泡内 Cs エアロゾルの除去機構に関する解析検討

Analytical study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool

*宮原　信哉[1]
[1]福井大学・附属国際原子力工学研究所

希ガス気泡が Na プール中を上昇する際の気泡内 Cs エアロゾルの慣性沈着、重力沈降、ブラウン拡散による除去効果を、気泡上昇に伴う気泡形状変化と気泡膨張を考慮した運動方程式と共に扱うプログラムを作成し、初期気泡径やエアロゾル粒子径等をパラメータとした感度解析を行って除染係数の影響因子を抽出した。

キーワード：希ガス気泡，セシウム，エアロゾル，ナトリウムプール，除染係数

1. 緒言

Na 冷却高速炉の燃料破損時に冷却材 Na 中に放出される希ガス気泡には I や Cs 等の揮発性 FP が含まれ、Na プールを上昇中に気泡内から除去されると想定される。I については、I_2 蒸気の除去機構を実験と解析の両面から検討した[1],[2]が、本報では CsI エアロゾルとして気泡に含まれる場合の除去機構を解析により検討したので報告する。

2. 感度解析

2-1. 計算モデル

Na プール中を上昇する気泡の挙動は、気泡形状とドラッグ係数の関係[3]を考慮した運動方程式と水頭圧変化に伴う気泡膨張に関する L. Rayleigh の式[4]を組み合わせて解いた。気泡内エアロゾルの慣性沈着、重力沈降、ブラウン拡散による減衰は、N.A. Fuchs による気泡が単位距離を上昇する間の減衰割合である減衰係数[5] α_{ID}、α_{SD}、α_{BD} を用いて計算し、結果は除染係数：DF で表した。

表１　パラメータと範囲

パラメータ		基準ケース	
初期気泡直径（cm）	1	3	5
Na液深（m）	3	5	8
エアロゾル粒子直径（μm）	1	5	10
エアロゾル粒子密度（g/cm^3）	1	3	5
エアロゾル濃度（g/m^3）	1．56	15．6	156
Na温度（℃）	400	500	600

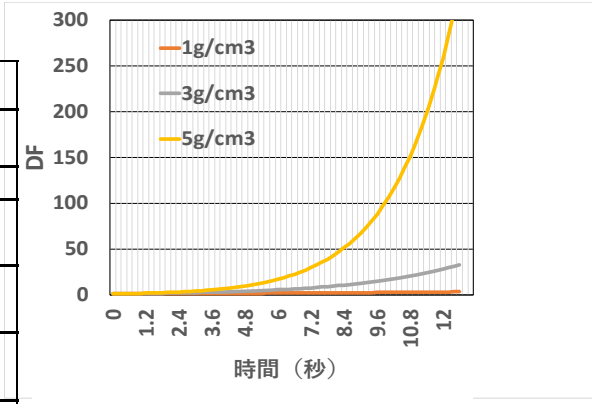


図１　エアロゾル粒子密度の効果

2-2. パラメータと範囲

気泡挙動及び CsI エアロゾル除去挙動に影響すると考えられる初期気泡直径、Na 液深、エアロゾル粒子直径、エアロゾル粒子密度、エアロゾル濃度及び Na 温度の 6 種類とした。範囲と共に表 1 に示す。

2-3. 解析結果

初期気泡直径については小さい程、Na 液深、エアロゾル粒子直径、エアロゾル粒子密度については大きい程、DF が大きくなった。Na 温度の影響は小さく、エアロゾル濃度については DF への影響は見られなかった。代表的な結果として、エアロゾル粒子密度をパラメータとした場合の DF の時間変化を図 1 に示す。

3. 結論

DF に大きく影響する因子として、初期気泡直径、Na 液深、エアロゾル粒子直径、エアロゾル粒子密度を抽出した。エアロゾル濃度の効果については、エアロゾル凝集効果を考慮することで粒子直径の影響が顕著に表れると推測されるため、気泡内でのエアロゾル凝集モデルを追加して更なる解析を実施する。

参考文献

[1] S. Miyahara, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol.33, No.2, 1996. [2] S. Miyahara, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol.33, No.3, 1996. [3] R. Clift, J.R. Grace, M.E. Weber, “Bubbles, Drops and Particles,” Academic Press (1978). [4] L. Rayleigh : Phil. Mag., Vol.34, p.94 (1917). [5] N.A. Fuchs, “The Mechanics of Aerosols,” Pergamon Press (1964).

*Shinya Miyahara[1], [1]Univ. of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering

空気条件におけるヨウ素沈着物の再揮発現象に係る解析的検討

Analytical study for remobilization of iodine deposits under air condition

*塩津　弘之，伊藤　裕人，杉山　智之、丸山　結

原子力機構

VERDON-2 実験で確認された空気混入条件でのヨウ素沈着物の再揮発現象を明らかにすることを目的に、平衡を仮定する化学反応モデルを有する VICTORIA コードによる解析を実施した。その結果、酸素濃度の増加による酸化還元反応で沈着物中のヨウ素が I_2 として再移行する可能性があることが分かった。

キーワード： ヨウ素，再移行，空気条件，シビアアクシデント, VERDON-2

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）晩期のソースターム（ST）評価において、配管等へ沈着・吸着した核分裂生成物（FP）の再移行挙動を理解することは重要である。沸騰水型軽水炉 SA で想定される空気混入条件の FP 沈着物への影響を評価した仏 CEA の VERDON-2 実験では、水蒸気条件で沈着したヨウ素（I）が空気条件下で優位に蒸発し再移行することが示された[1]。しかしながら、同現象の反応機構は明らかにされておらず、現状の ST 評価には十分に活用されていない。そこで本研究では、一般的な化学モデルである化学平衡論に基づく FP 移行挙動解析コード VICTORIA[2]を用いた VERDON-2 実験解析を実施し、空気雰囲気条件での沈着物 I の再移行に係る反応機構を推定した。

2. 実験概要・解析手法

VERDON-2 実験では、加熱炉と温度勾配管（TGT）から成る装置体系において、MOX 燃料を加熱することにより FP の放出・移行挙動を評価している。さらに複数の TGT を実験過程毎に切り替える（水蒸気雰囲気：TGT-1 及び 2→空気雰囲気：TGT-2 及び 3）ことで、各雰囲気条件の影響を推定している。解析では全 18 分割（加熱炉：1、接続部位：1、TGT：16）から成る体系で、水蒸気雰囲気の沈着傾向を保持する TGT-1 と水蒸気及び空気雰囲気の沈着傾向を示す TGT-2 までの実験過程を模擬した。

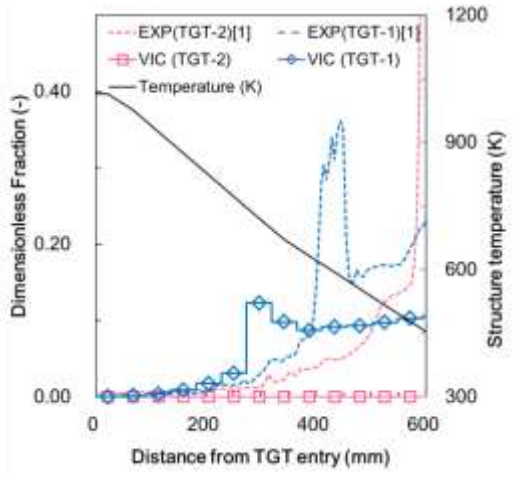


図 1 TGT1(水蒸気)及び TGT2(水蒸気→空気)での I 沈着分布

3. 結果・考察

水蒸気雰囲気（TGT-1）の I 沈着傾向に係る傾向（図 1）は、ピーク位置のズレはあるが沈着開始位置について実験と解析結果で一致した。これは沈着・壁面凝縮に係るモデルが不十分ではあるが、移行化学種特有の凝縮温度を再現できたことを示している。また、実験で見られた TGT-1 及び TGT-2 間での I 沈着ピークの減少傾向について、本解析でも同様の傾向が再現され水蒸気雰囲気で沈着した I が空気混入によって再移行することが示された。解析結果の分析によると水蒸気雰囲気での沈着物 I は、ヨウ化セシウム（CsI）であり、空気混入時に分子状ヨウ素（I_2）へ化学変化（酸化反応）し再移行することが分かった。この酸化反応は、CsI 中の対イオンである Cs の安定な化合物であるモリブデン酸セシウム（Cs_2MoO_4）の生成が鍵となっており、沈着物中の酸化モリブデンと共存する場合でのみ有効であることが示唆された。

参考文献

[1] A. Gallais-During et al., Ann. Nucl. Energy, 101, 109-117, 2017. [2] N. E. Bixler, NUREG/CR-6131,1998.

本件は、原子力規制庁受託「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」の成果である。

*Hiroyuki Shiotsu, Hiroto Ito, Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama

Japan Atomic Energy Agency

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

[1G08-11] RIA

Chair:Ayako Ono(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:50 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G08] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

*Kenichi Harada[1], Yuichi Sago[1], Masahiro Furuya[2], Tsugumi Tsuchida[3], Takamasa Miyaji[4] (1. Chubu Electric Power, 2. CRIEPI, 3. GNF-J, 4. NFI)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G09] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Atsushi Ui[1], Riichiro Okawa[1], Yuichi Sago[2], Kenichi Harada[2] (1. CRIEPI, 2. CHUBU Electric Power)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G10] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

*Takamasa Miyaji[1], Tetsuhiro Ozaki[1], Ryosuke Nakamura[1], Toru Kanazawa[2], Tsugumi Tsuchida[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. NFI, 2. GNF-J, 3. Chubu Electric Power)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G11] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

*Kensuke Kobayashi[1], Tsugumi Tsuchida[1], Ryosuke Nakamura[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA）
（5）研究経過及び概要

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(5) Progress and Overview

*原田 健一[1]，佐合 優一[1]，古谷 正裕[2]，土田 嗣美[3]，宮地 孝政[4]

[1]中部電力，[2]電中研，[3]GNF-J，[4]NFI

RIA 解析へボイド反応度フィードバック効果を導入するための適用性研究として，RIA 時の沸騰遷移（過渡限界熱流束）に関する研究に取り組んでおり、高温待機時の RIA 模擬 CHF 試験及び解析評価を実施した。本発表(5)では，研究の経緯及び概要について報告する。

キーワード： BWR，RIA，最適評価手法，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，限界熱流束（CHF）

1. 緒言

BWR プラント再稼働後の安全性向上評価では，RIA 解析への 3 次元最適評価手法の導入と合わせて，非断熱計算に基づくドップラフィードバック及びボイド発生による核的な反応度フィードバックの考慮が必要となる可能性がある。また，将来の高燃焼度燃料では，RIA 時の破損しきい値の低下などにより RIA 解析における燃料エンタルピ評価結果の安全余裕が低下することから，ボイド反応度フィードバック効果の導入が必須となる見通しである。本研究は，RIA 時のボイド反応度フィードバック効果を 3 次元最適評価手法に適切に取り込むために必要な適用性研究の一環として，ボイド率に大きく影響する沸騰遷移（過渡限界熱流束）を判定する限界熱流束（CHF）相関式に着目し，低温時及び高温待機時の RIA 模擬 CHF 試験に基づく，現実的かつ信頼性の高い CHF 相関式を整備することを目的とする。

2. 研究経過

研究の全体計画を策定し、実機における低温時 RIA を想定した CHF 試験を実施した。試験データに基づく低温時 CHF 相関式を作成し、実機 RIA 解析への適用性を確認した。（2017 年秋の大会にて報告済）

3. 本発表の概要

3-1. 高圧条件下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束（本シリーズ(6)）

高温待機時の高圧条件下で急速に直接通電加熱される 3×3 バンドル試験を行った。また，パラメータ試験を実施して，圧力及び入口流速が過渡限界熱流束に及ぼす影響を把握した。

3-2. 試験データに基づく CHF 相関式の作成及び検証（本シリーズ(7)）

3-1 で得られた試験データに基づき，CHF に至る物理過程を機構論的にモデル化した高温待機時 CHF 相関式を作成した。相関式による評価結果は、不確かさ±20%の範囲で実測値と一致することを確認した。

3-3. BWR プラントに対する高温待機時 RIA 解析の実施（本シリーズ(8)）

9x9 燃料（A 型）及び（B 型）炉心に対して，3-2 で作成した CHF 相関式を用いた RIA 解析を実施した。高温待機時 RIA に使用される従来の沸騰遷移相関式との比較により，作成した相関式の適用性を確認した。

4. 研究成果の活用及び今後の課題

RIA 解析へ本研究成果及びボイド反応度フィードバック効果を取り入れた 3 次元最適化評価手法を導入していく。また、評価手法の透明性のため、本研究成果を公開し、安全解析の信頼性向上に努めていく。

備考

本研究シリーズ(5),(7),(8)は電力共通研究として実施された。研究(6)は電事連の要請研究として電中研にて実施された。

* Kenichi Harada[1], Yuichi Sago[1], Masahiro Furuya[2], Tsugumi Tsuchida[3] and Takamasa Miyaji[4]

[1]Chubu Electric Power., [2]CRIEPI, [3]GNF-J, [4]NFI

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA）
(6) 高圧条件下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束

A Study on the Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(6) Transient critical heat flux with 3 × 3 bundle heated rapidly at high pressure

*新井 崇洋[1]，古谷 正裕[1]，白川 健悦[1]，宇井 淳[1]，大川 理一郎[1]，佐合 優一[2]，原田 健一[2]

[1]電中研，[2]中部電力

RIA 時の過渡限界熱流束相関式を導出するため，高温待機時の高圧条件下で急速に直接通電加熱される 3×3 バンドル限界熱流束実験を行った。高圧での過渡限界熱流束が明瞭に定義できること明らかにし、圧力及び入口流速が過渡限界熱流束に及ぼす影響を把握した。

キーワード：高温待機時 RIA，過渡限界熱流束, 3×3 バンドル，ロッド温度，沸騰遷移

1. 緒言　急速な加熱による過渡沸騰時の限界熱流束は、流動条件だけでなく表面熱流束の時間変化率や流路形状が大きく影響する。本研究では、高温待機時の高圧条件下における急速発熱時の過渡限界熱流束を明らかにするため、バンドル体系による限界熱流束実験を行い、圧力や流速に対する過渡限界熱流束を取得し、解析コードの妥当性確認として急速発熱時のバンドル内ボイド率分布を得ることを目的とする。

2. 実験　実験体系は発熱ロッド（有効発熱長 310 mm）を正方格子状に配置した 3×3 バンドル（ロッド外径 11.2 mm、ロッドピッチ 14.3 mm）であり、低温時の大気圧下での過渡限界熱流束実験[1]と同様である。発熱部であるインコネル 600 製薄肉円筒管を直接通電によってジュール発熱させ、ロッドあたり 6 本の埋込極細シース熱電対によってロッド温度分布を計測した。ボイド率分布はワイヤ電極で構成する直接通電加熱用ボイドセンサを用いて 1600 断面/s で計測した。実験条件は、圧力を大気圧から 7.2 MPa、入口サブクール度を 5 – 10 K、入口流速を 0.2 – 0.75 m/s とし、バンドル熱出力分布は、軸方向及び径方向共に一様である。

3. 結果及び考察　本実験では熱出力を立ち上がり時間 0.2 s、最大熱出力で 0.5 s 保持し、即時遮断した。図 1 は最大熱出力をパラメータにしたときのロッド温度の時間変化である。Q_{max} = 194 kW ではロッド温度が急上昇し、発熱停止後も高温状態が持続した。本実験ではロッド温度が急上昇する状態を過渡限界熱流束と定義した。図 2 に、圧力及び入口流速に対する限界熱流束値を示す。入口流速の増大に伴い限界熱流束が増大し、圧力 3～5 MPa で極大となることがわかった。

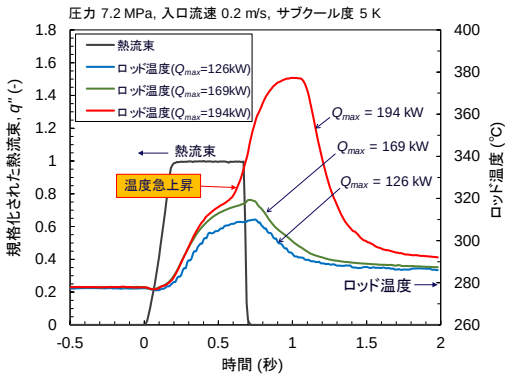


図 1　急速発熱時のロッド温度変化

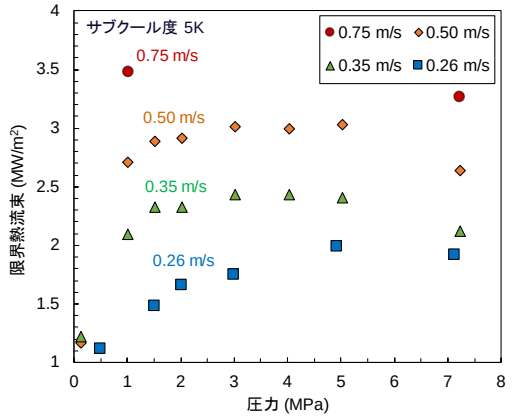


図 2　過渡限界熱流束に及ぼす圧力影響

4. 結論　3×3 バンドル体系における高圧条件下での急速発熱時過渡限界熱流束実験を実施し、圧力及び入口流速が限界熱流束及びボイド率分布に及ぼす影響を把握した。

参考文献

[1] 新井他，日本原子力学会 2017 年秋の大会，1C16.

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Atsushi Ui[1], Riichiro Okawa[1], Yuichi Sago[2] and Kenichi Harada[2]

[1]CRIEPI, [2]Chubu Electric Power

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA）
（7）試験データに基づく CHF 相関式の作成及び検証

A Study on the Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(7) Development and Verification of a CHF Correlation for Hot Standby RIA

尾崎 哲浩[1]，*宮地 孝政[1]，中村 良輔[1]，金沢 徹[2]，土田 嗣美[2]，佐合 優一[3]，原田 健一[3]

[1]NFI，[2]GNF-J，[3]中部電力

高温待機時 RIA 模擬 CHF 試験データに基づき，CHF に至る物理過程を機構論的にモデル化した CHF 相関式を作成した。相関式による CHF 評価結果は，不確かさ±20 %の範囲で実測値と一致することを確認した。また，実機適用条件の試験範囲においては，相関式が実測値をやや保守的に評価することを確認した。

キーワード：BWR，高温待機時 RIA，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，CHF 相関式，TRAC

1. 緒言

RIA 解析においてボイド反応度フィードバック効果を考慮するためには，CHF モデルについて従来のモデルよりも物理過程を考慮した説明性の高いモデルが必要である。本報告では高温待機時 RIA を模擬した CHF 試験データに基づいて作成した CHF 相関式及び試験データに対する妥当性確認結果について示す。

2. CHF 相関式の作成及び実験データとの比較

高温待機時 RIA 事象の流動条件から，伝熱面近傍を流れる蒸気ブランケット下層の薄液層の蒸発を CHF 発生機構とした Celata モデル[1]を基に CHF 相関式を作成した。Celata モデルでは，蒸気ブランケットの流動条件を同定するモデル及び薄液層厚さモデルを伴うが，特に薄液層厚さは，RIA 模擬 CHF 試験データに対して改良が必要であることを確認したため，高温待機時を模擬した RIA 時 CHF 試験データから，薄液相厚さと過熱層厚さの関係をモデル化し改良した（図 1）。

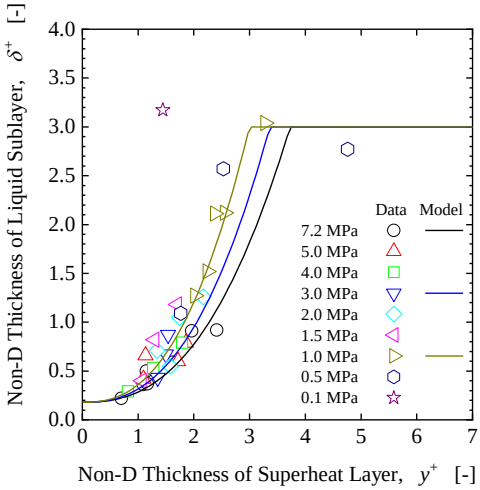


図 1　薄液層厚さと過熱液相厚さの関係

作成した CHF 相関式について，高温待機時 RIA 事象を模擬した CHF 試験データに対して妥当性確認を実施した。CHF 測定値と計算値を比較した結果を図 2 に示すが，作成したモデルは CHF を±20 %の不確かさ幅で計算することが確認できる。

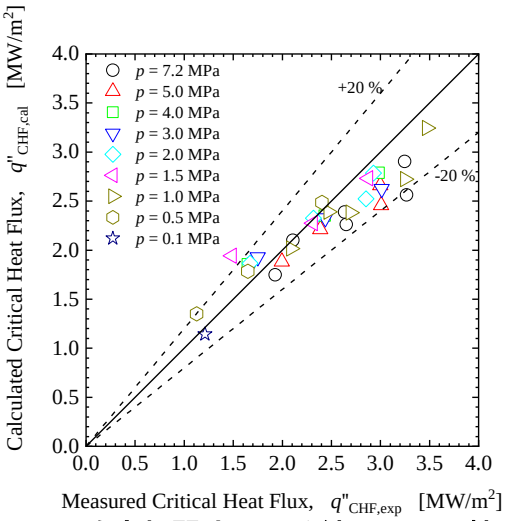


図 2　改良相関式による結果との比較

3. 結論

今回作成した CHF 相関式により，試験データに対して±20 %の不確かさで CHF を予測できることを確認した。相関式は CHF に至る機構を考慮してモデル化しており，高温待機時 RIA 事象について，より現実的かつ適度の保守性をもって評価できる見通しが得られた。

参考文献

[1] Celata GP et al., Rationalization the prediction of existing mechanistic models for of water subcooled boiling critical heat flux, Int. J. Heat Mass Transf. 37, 347-360, 1994.

Tetsuhiro Ozaki[1],*Takamasa Miyaji[1],Ryosuke Nakamura[1],Toru Kanazawa[2],Tsugumi Tsuchida[2],Yuichi Sago[3] and Kenichi Harada[3]

[1]NFI, [2]GNF-J, [3]Chubu Electric Power.

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA）
(8)BWR プラントに対する高温待機時 RIA 解析の実施

A Study on The Boiling Transition in RIAs(Hot Standby RIA)

(8) BWR RIA Analysis Using the Improved CHF Correlations at Hot Standby Condition.

*小林　謙祐[1]，土田　嗣美[1]，中村　良輔[2]，宮地　孝政[2]，佐合　優一[3]，原田　健一[3]

[1]GNF-J，[2]NFI，[3]中部電力

BWR プラントを対象に，前報(7)で作成した CHF 相関式（改良相関式）を用いた高温待機時 RIA 解析を実施した。解析結果は限界クオリティに基づく沸騰遷移相関式（従来相関式）を用いた場合に比べ，沸騰遷移タイミングを早めに評価する傾向であった。ただし，ボイド反応度フィードバックによる燃料エンタルピの低減効果が大きく，相関式の差異が燃料エンタルピ最大値に及ぼす影響は小さいことを確認した。

キーワード:BWR，高温待機時 RIA，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，CHF 相関式，TRAC コード

1. 緒言

従来の高温待機時 RIA 解析では, 限界クオリティに基づく沸騰遷移相関式が適用されている。RIA 解析へのボイド反応度フィードバック効果の円滑な導入に資するため，改良相関式を用いた BWR プラントに対する高温待機時 RIA 解析を実施し, 改良相関式の高温待機時 RIA 解析への適用性を確認する。

2. 高温待機時 RIA 解析の実施

改良相関式を用いた RIA 解析について，9×9 燃料(A 型)を装荷した BWR5 プラントを対象として実施した結果（ボイド反応度フィードバックを 30%考慮したケース）を代表として示す。改良相関式を用いた場合，従来相関式を用いた場合に比べて膜沸騰に遷移するタイミングが早くなる傾向であった（図１）。膜沸騰への遷移が生じると，熱伝達率が低下し，燃料から冷却材への除熱量が低減する。そのため，沸騰遷移のタイミングが早くなると燃料エンタルピは増加する傾向を示す。ただし，高温待機時はボイド反応度フィードバックによる燃料エンタルピ低減効果が大きく，相関式の差異が燃料エンタルピ最大値に及ぼす影響は小さいことを確認した（図 2)。

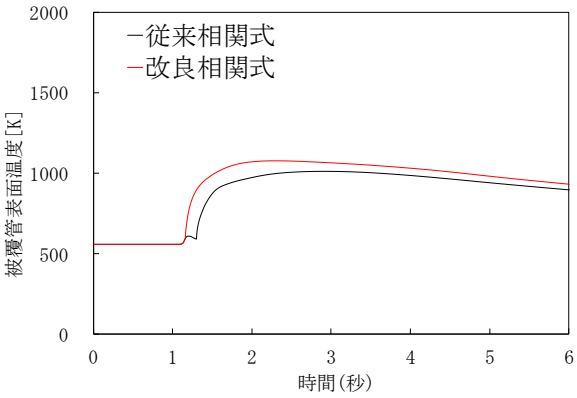


図 1 被覆管表面温度の時間変化

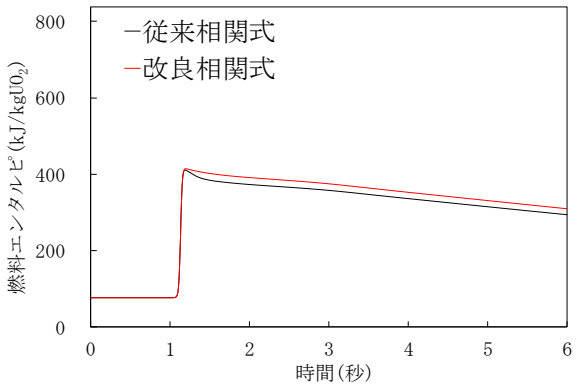


図 2　燃料エンタルピの時間変化

3. 結言

BWR プラントを対象に改良相関式を用いた高温待機時 RIA 解析を実施し，改良相関式の高温待機時 RIA 解析への適用性に特段の問題がないことを確認した。

---

*Kensuke Kobayashi[1],Tsugumi Tsuchida[1], Ryosuke Nakamura[2],Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3] and Kenichi Harada[3]

[1]GNF-J, [2]NFI, [3]Chubu Electric Power.

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

[1G12-15] Accident Analysis/Experiment

Chair:Kenya Takiwaki(TOSHIBA ESS)

Wed. Sep 11, 2019 3:50 PM - 4:55 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G12] Development of Reduced Order Modeling of Safety Analysis Code with Singular Value Decomposition for Load Rejection Scenario at BWR

*Masaki Matsushita[1], Tomohiro Endo[1], Yamamoto Akio[1] (1. Nagoya Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1G13] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tomoaki Ogata[1], Kei Higashi[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Yugen Shiratsuchi[2], Toshihiko Nakano[3] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. KEPCO)

4:05 PM - 4:20 PM

[1G14] Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D (2)

*Chihiro Yanagi[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:20 PM - 4:35 PM

[1G15] A study of advection and diffusion behavior of heavy gas around an obstacle.

*Yuga Nakanishi[1], Hirofumi Ohashi[2], Hiroyuki Sato[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

BWR タービン負荷喪失事象における 安全解析コードの特異値分解法を用いた低次元化モデルの開発

Development of Reduced Order Modeling of Safety Analysis Code with Singular Value Decomposition for Load Rejection Scenario of BWR

*松下 柾輝[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

安全解析コードの解析結果を高速に推定する低次元化モデル（Reduced Order Modeling, ROM）を特異値分解法により開発している。本発表では、統計的安全評価への ROM の適用性及び妥当性を検証するために、設計基準事故であるタービンバイパス弁不動作を伴う BWR タービン負荷喪失事象における原子炉出力の時系列データの推定に ROM を適用し、RELAP5/SCDAPSIM で計算された最大原子炉出力と比較した。

キーワード：低次元化モデル, 特異値分解, 統計的安全評価, RELAP5/SCDAPSIM, BWR 負荷喪失

1. 緒言：これまでに、過酷事故に分類される BWR 全交流電源・全給水機能喪失事象の解析結果に対して特異値分解法を用いた ROM を適用し、高速に安全解析コードの解析結果を推定出来ることを確認した[1]。統計的安全評価においては、プラントで想定すべき事象は多岐にわたるため、開発した手法が他事故シナリオにおいても適用できることが望ましい。そこで、設計基準事故に分類されるタービンバイパス弁不動作を伴う BWR タービン負荷喪失事象に対して ROM を適用し、その適用性及び妥当性を示す。

2. 解析：当該事故シナリオにおいて、不確かさを考慮する入力パラメータは炉心核特性に関連するパラメータとし、感度が大きい順にボイド反応度、スクラム反応度、ドップラ―反応度を選出した。各入力パラメータの不確かさは、一律に相対不確かさ 10%（= 1σ）を与えた。本解析では、信頼区間が真値を含む確率が約 95%となる2σまで考慮するために、ROM に使用する入力パラメータの摂動範囲を2σと設定した。感度解析の結果に基づいて、各入力パラメータを感度が大きい順に摂動範囲を 9,5,3 分割し、135 個の原子炉出力の時系列データを ROM の訓練データとした。ROM に使用した基底数は、スクリープロット基準より 27 個とした。入力パラメータに対して、1,000 回ランダムサンプリングを実施し、ROM と RELAP5/SCDAPSIM で計算される最大原子炉出力を比較した。

3.結果・考察：図 1 に ROM と RELAP5/SCDAPSIM で計算された最大原子炉出力の Q-Q プロットを示す。ROM によって推定された結果は、RELAP5/SCDAPSIM の解析結果を再現出来ていることが分かる。この時、ピアソンの相関係数は 0.99 であった。表 1 に、最大原子炉出力の平均値及び標準偏差を示す。RELAP5/SCDAPSIM で計算された平均値及び標準偏差と ROM で推定された統計量は概ね一致した。以上より、統計的安全評価における ROM の適用性及び妥当性が示された。今後の課題として、1. 当該事故シナリオにおいて、摂動させる入力パラメータの追加と現実的な不確かさの設定を考慮した ROM の適用、2. 他の過渡・事故シナリオへの ROM の適用が挙げられる。

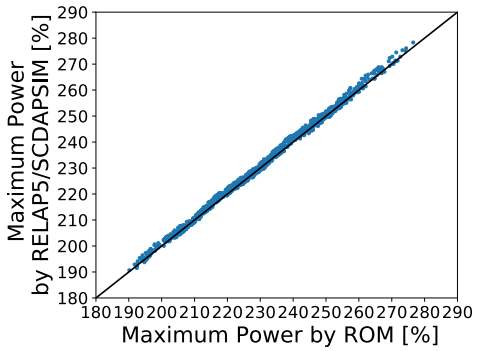


図 1 : ROM と RELAP5/SCDAPSIM で推定された最大原子炉出力の Q-Q プロット

表 1 : ROM と RELAP5/SCDAPSIM で推定された最大原子炉出力の平均値及び標準偏差

	ROM	RELAP
平均値[%]	229.1	229.8
標準偏差[%]	18.8	18.9

参考文献

[1] M. Matsushita, T. Endo, A. Yamamoto, “Surrogate Model of Severe Accident Analysis Code for SBO Aiming Probabilistic Safety Margin Analysis,” Trans. Am. Nucl. Soc., **119**, pp.900-903 (2018).

*Masaki Matsushita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ..

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討
（3）炉心入口部の冷却材供給流路に関する要素試験

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

(3) Element test of flow path feeding coolant at the core inlet

*東 慧[1]，緒方 智明[1]，福田 龍[1]，坂田 英之[1]，白土 雄元[2]，中野 利彦[3]

[1]三菱重工，[2]MHI NS エンジニアリング，[3]関西電力

原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時に発生するデブリ（配管保温材の破砕片：繊維、潜在デブリ/塗装片：粒子、化学的生成物：化学）が原子炉容器内に流入し、炉心流路を閉塞することが懸念されている。本稿では、炉心入口部の冷却材供給流路に着目した要素試験の結果について報告する。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故（LOCA），デブリ，サンプスクリーン，長期炉心冷却

1. 緒言

本検討では、過去に報告した「(2) 炉心への冷却材供給流路に関する要素試験」に引き続き、実寸の燃料集合体下部ノズル 2 体を用いて、下部ノズル流路孔および下部ノズル間隙流路に対するデブリ（繊維：ロックウール、粒子：塗料・潜在粒子・ケイ酸カルシウム）の影響を確認した。

2. 要素試験の概要

2-1. 試験条件

図 1 に試験装置概略図を示す。実機下部ノズル 2 体を並列に並べることにより隣接する下部ノズル間隙流路を模擬した。また、下部ノズルの上流に下部炉心板を模擬し、入口境界条件は実機と同等とした。

表 1 に試験条件を示す。炉心入口部の冷却材供給流路として着目している下部ノズル間ギャップの閉塞有無を確認すべく、下部ノズル流路孔と、下部ノズル外周ギャップ（下部ノズルとアクリル供試体の間の流路）の開／閉を試験パラメータとした。また、LOCA 時の想定差圧を基に差圧一定の条件にて試験を実施した。

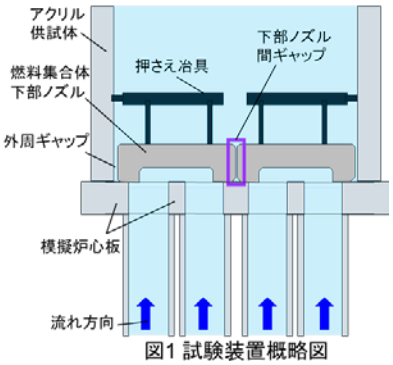


図1 試験装置概略図

表1 試験条件

ケース No.	下部ノズル 流路孔	下部ノズル 外周ギャップ	下部ノズル 間ギャップ
1	閉	閉	開
2	開	↑	↑
3	閉	開	↑
4	開	↑	↑

2-2. 試験結果

図 2 に各試験条件におけるデブリ投入後の流量変化を示す。下部ノズル間ギャップについては、閉塞せずデブリ投入開始から終了まで一定の流量が確保されること、下部ノズル流路孔については、閉塞は進むが完全な閉塞ではなくギャップ部に加えて冷却流量が見込まれること、を要素試験にて確認した。

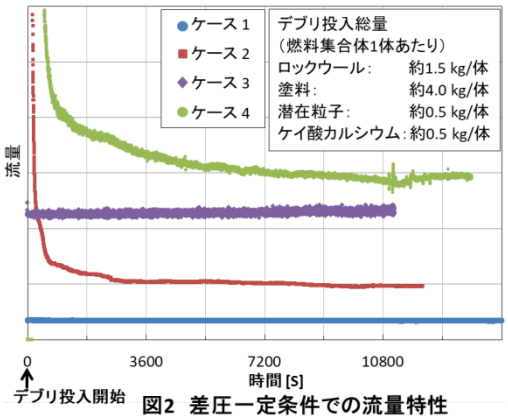


図2 差圧一定条件での流量特性

3. 結論

LOCA 時に炉心入口部の冷却材供給流路として着目している、下部ノズル間ギャップが実機形状においても、デブリで閉塞されないことへの見通しを得た。今後、実寸の燃料集合体を用いて、実機の熱流動解析で必要とされた冷却流量が確保されることを確認するとともに、化学デブリ析出後の代替流路による冷却性の確保を確認する予定である。本検討は、関西電力、北海道電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電による電力共同委託の成果の一部である。

*Kei Higashi[1], Tomoaki Ogata[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Yugen Shiratsuchi[2] and Toshihiko Nakano[3]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD, [2]MHI NS Engineering Co., Ltd., [3]Kansai Electric Power Co.,Inc.

RELAP5-3D を用いた ATWS 事象解析(2)

Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D (2)

*柳 千裕[1]，安藤 伸裕[2]，馬場 巖[3]，児玉 茂雄[3]

[1](株)原子力安全システム研究所，[2]シー・エス・エー・ジャパン，[3](株)原子力エンジニアリング

弊社(INSS)で既にプラント情報がほぼ整備されている RELAP5-3D コードを用い，原子炉停止機能喪失(ATWS, Anticipated Transient Without Scram)時の，炉心条件および解析条件の違いによる ATWS 緩和措置の有効性評価の差異について検討した．

キーワード：加圧水型軽水炉，RELAP5-3D，ATWS，主給水流量喪失，負荷喪失

1. 緒言

INSS では，RELAP5-3D コード[1]を用い，主給水流量喪失事象発生時に ATWS が重なった場合，炉心条件および解析条件の違いによるプラント挙動への影響についても検討してきた[2]．本論文では炉心動特性モデルを 1 点炉近似(1P)モデルとした場合と 3 次元(3D)モデルとした場合との解析結果の違いについて検討を行った既報[3]に続き，ケース別の結果について述べる．

2. 解析ケースと解析条件

解析ケースは ATWS ではないケースを含め 5 ケース実施した(表 1)．最確炉心とは実炉心，保守的炉心は出力分布をなるべく保ったままボロン濃度を高くし密度係数を保守的にすることが目的である．保守的炉心 1 は定格運転時の減速材温度係数を-13pcm/℃で原子炉トリップ反応度 4%ΔK/K とした炉心，保守的炉心 2 は保守的炉心 1 をベースに、ドップラ特性を+20%とした炉心である．最確炉心をベースに作成された保守的炉心が適切であることを実測の出力分布比較により確認している．なお，1P モデルで使用する軸方向出力分布には，3D モデルの初期値と同じ出力分布を使用している．ケース 3 のプラント状態は新規制基準適合性審査での感度解析を参考に設定した．補助給水流量等その他主要な過渡解析条件は既報[3]と同じである．

表 1　解析ケースと解析条件

過渡解析ケース番号	原子炉停止機能	用いる炉心	プラント状態		
			炉出力	1 次系圧力	1 次冷却材平均温度
ケース 1	喪失＋緩和措置	最確炉心	100%	定格	定格
ケース 2		保守的炉心 1	100%	定格	定格
ケース 3		保守的炉心 2	102%	定格+0.21MPa	定格+2.2℃
ケース 4	正常動作	最確炉心	100%	定格	定格
ケース 5		保守的炉心 1	100%	定格	定格

3. 解析結果と考察

表 2 に示す事象の推移と原子炉最高圧力評価結果から次のことが言える．

①起因事象単独発生時に炉心の解析条件を保守的に設定しても，圧力バウンダリ健全性は確保できる(ケース 4 と 5 との比較)．

②起因事象発生時に ATWS となった場合，到達最高圧力は上昇(ケース 1 と 4 との比較およびケース 2 と 5 との比較)する一方，炉心の解析条件を保守的に設定した場合(ケース 1 と 2 と 3 との比較)でも，圧力バウンダリの健全性は確保でき，ATWS 緩和措置は有効であることを確認した．

表 2　事象の推移と原子炉最高圧力評価結果

ケース		1	2	3	4	5
主給水流量喪失		0 秒				
蒸気発生器狭域水位 7 %到達 =ATWS 緩和設備作動時刻	3D	33 秒	33 秒	33 秒	32 秒	32 秒
	1P	33 秒	33 秒	33 秒	34 秒	34 秒
原子炉トリップ信号発信	3D	ブロック	ブロック	ブロック	32 秒	32 秒
	1P				34 秒	34 秒
主蒸気隔離弁　閉止 =ATWS 緩和設備作動時刻+17 秒	3D	50 秒	50 秒	50 秒	49 秒	49 秒
	1P	50 秒	50 秒	50 秒	51 秒	51 秒
補助給水ポンプ起動 =ATWS 緩和設備作動時刻+60 秒	3D	93 秒	93 秒	93 秒	92 秒	92 秒
	1P	93 秒	93 秒	93 秒	94 秒	94 秒
原子炉最高圧力(MPaG) とその時刻	3D	18.0 @112 秒	18.1 @110 秒	19.1 @110 秒	16.1 @28 秒	16.1 @28 秒
	1P	18.0 @114 秒	18.3 @112 秒	19.8 @118 秒	16.1 @34 秒	16.2 @34 秒

③いずれの炉心モデルでも主蒸気隔離弁の動作および補助給水は，ATWS 事象収束に有効な手段であることを解析的に確認した．

4. まとめ

整備した 1P と 3D の炉心モデルの核的フィードバック(減速材温度係数，ドップラ係数)を等価としたことから，1P と 3D の炉心モデル解析結果には定性的にも定量的にも良い一致が見られ，炉心モデルの違いによる解析結果の影響は小さいことを解析的に確認した．

参考文献

[1] The RELAP5-3D Code Development Team，RELAP5-3D Code Manual，INEL-EXT-98-00834 Revision 2.3, (2005)
[2] 柳千裕ほか，INSS JOURNAL，Vol.25，(2018), 143-148.
[3] 柳千裕ほか，“RELAP5-3D を用いた ATWS 事象解析”，日本原子力学会 2019 年春の年会

*Chihiro Yanagi[1], Nobuhiro Ando[2], Iwao Bamba[3], Shigeo Kodama[3]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]CSA of Japan Co., Ltd, [3]Nuclear Engineering, Ltd

障害物を卓越する重質量有毒ガスの移流拡散挙動に関する研究

A study of advection and diffusion behavior of heavy gas around an obstacle.

*中西 優雅[1]，大橋 弘史[2]，佐藤 博之[2]

[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

高温ガス炉に接続する水素製造プラントから重質量有毒ガスが漏洩した場合、原子炉運転員などへの影響が懸念される。本研究では、その防護策として設置する障害物周りの有毒ガス移流拡散挙動の解明を目的とした流体シミュレーションを行い、障害物の形状に応じて有毒ガスの拡散に差異が生じることを確認した。

キーワード：高温ガス炉、水素製造、有毒ガス、移流、拡散、流体シミュレーション

1. はじめに

高温ガス炉に接続する水素製造プラントから有毒ガスが漏洩した場合、原子炉運転員などに影響を及ぼす懸念がある。原子炉建屋と水素製造プラント間へ障害物を設置することで有毒ガスを拡散させる効果が期待できるが、実際に実験を行うことは困難である[1]。本研究では流体シミュレーションを用いて有毒ガスの移流拡散挙動を解明することを目的とする。

2. 解析

2-1. 解析方法

有毒ガスの移流拡散を解明するためにシーメンス社の「STAR-CCM+ ver13.04」を採用し、二酸化硫黄の漏洩を想定した。本検討では RANS を解くことで計算を行い、乱流モデルには k-ε モデルを採用した。

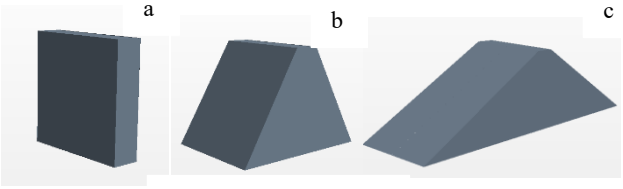


Fig.1 Obstacle model.

2-2. 解析モデル

メッシュの基準サイズは 0.08mm でポリヘドラルメッシュを採用し、障害物周りとその背後の領域を基準サイズの 10 分の 1 に細分化した。障害物の形状を Fig.1 に示す。密度は一定で圧力は大気圧に設定した。漏洩源を流入面に設置し、漏洩高さを 0.1m、0.2m に設定した。

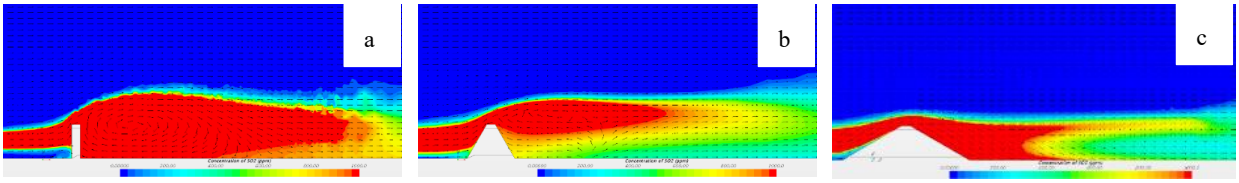


Fig.2 Vertical cross-sections of concentration fields around obstacles.

3. まとめ

Fig.2 は漏洩高さ 0.1m の場合のそれぞれのモデルにおける有毒ガスの拡散挙動のコンター図である。漏洩高さ 0.1m の場合では障害物に接触し卓越したガスは主に剥離線の下部を移流する様子が確認された。90°と 60°モデルでは剥離線上部から渦に引き込まれることで障害物の背後にガスが滞留した。一方、30°モデルでは卓越したガスが障害物の斜面に沿って移流した。30°モデルは他モデルと異なり、ガスを引き込むような渦が形成されないため、ガスはそのまま下流へ移流した。90°モデルでは 1000ppm を超える高濃度領域が他モデルよりも大きくなる。これは障害物背後での風速が小さいためガスの多くが滞留しているためだと考えられる。

一方、漏洩高さ 0.2m の場合では全てのモデルで障害物前面とガスの接触が確認されなかった。ガスの下側から障害物を卓越する流れによりガスが持ち上げられ接触が妨げられたと考えられる。そこからガスは上昇流により巻き上がり、剥離線の上部を移流することで再循環領域に引き込まれにくくなり、高濃度の帯状の領域を保ったまま下流へ移流する様子が確認された。

参考文献

[1] Sully, M. Heitsch, D. Baraldi and H. Wilkening, et al., “Numerical simulations of hydrogen and hydrogen chloride releases in a nuclear hydrogen production facility” INTERNATIONAL JOURNAL OF HYDROGEN ENERGY 36 pp. 1083-1093 (2011)

*Yuga Nakanishi[1], Hirofumi Ohashi[2] and Hiroyuki Sato[2]

[1]Tsukuba Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

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

[1G16-19] Severe Accident Analysis/Experiment

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)

Wed. Sep 11, 2019 4:55 PM - 6:00 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G16] Improvement of JASMINE code for evaluation of molten debris coolability in containment vessel

*Toshionori Matsumoto[1], Yuzuru Iwasawa[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] （1. JAEA）

4:55 PM - 5:10 PM

[1G17] Sensitivity analysis of corium pool heat transfer model of MAAP5 in cold leg 2-inch-break LOCA

*Masaki Kamida[1], Shigeo Kodama[1], Shinsuke Tanaka[1], Yasuhiro Ishigaki[1], Hiroshi Saika[1], Takumi Kitao[1], Daiji Izawa[1] （1. NEL）

5:10 PM - 5:25 PM

[1G18] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

*Yoichi Onitsuka[1], yasushi yamamoto[1], keisuke tsukada[1], hideki horie[1], yoshiro nishioka[1], satoru kuboya[1], yuya takahashi[1], mika tahara[1], tadashi fujii[2], yoshikawa takumi[3] （1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. The Japan Atomic Power Company）

5:25 PM - 5:40 PM

[1G19] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

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

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

格納容器内溶融炉心冷却性評価のための JASMINE コードの改良

Improvement of JASMINE Code for Evaluation of Molten Debris Coolability in Containment Vessel

*松本 俊慶[1]，岩澤 譲[1]，川部 隆平[1]，安島 航平[1]，杉山 智之[1]，丸山 結[1]

[1]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント時の格納容器内溶融炉心冷却性評価手法の高度化のため、溶融炉心／冷却材相互作用解析コード JASMINE の溶融物床面上拡がりモデルの改良を行った。

キーワード：シビアアクシデント，事前注水，JASMINE，溶融物拡がり，溶融炉心冷却性

1. 緒言

格納容器内に放出された溶融炉心と床コンクリートの相互作用（MCCI）の防止・緩和対策として事前注水方策が採られている。溶融物は床面で大きく拡がるほど冷却されやすいため、対策の有効性評価上、拡がり面積の予測は重要となる。JASMINE[1]の溶融物拡がり挙動の予測精度向上を目的としてモデルを改良した。

2. 溶融物拡がりモデルの改良

JASMINE のモデルでは、床面上を拡がる溶融物先端（図 1）において上下のクラスト（固化層）に挟まれた溶融部が水と接触する。除熱量（q）から計算した溶融物の先端温度が凝固点となった以降、先端のクラスト厚さ（d_{edge}）は以下の式で増加する。

$$\rho \frac{\mathrm{d}\, d_{edge}}{\mathrm{d}t} = \frac{q - h\Delta T}{\Delta H}$$

ここで、ΔHは溶融物の凝固潜熱、hは溶融部から先端クラスト内側への熱伝達率である。改良モデルでは拡がりの停止を、d_{edge}とクラスト引張強度（τ_{sol}）に基づく疑似的な表面張力（σ_{edge}）から算出した先端部の最小液深（h_{min}）を溶融部液深（h_{pool}）と比較して判定することとした。（ρ_p, ρ_aはそれぞれ溶融物及び流体側密度）

$$\sigma_{edge} = \tau_{sol} \cdot d_{edge}$$

$$h_{min} = \sqrt{\frac{4\sigma_{edge}}{(\rho_p - \rho_a)g}}$$

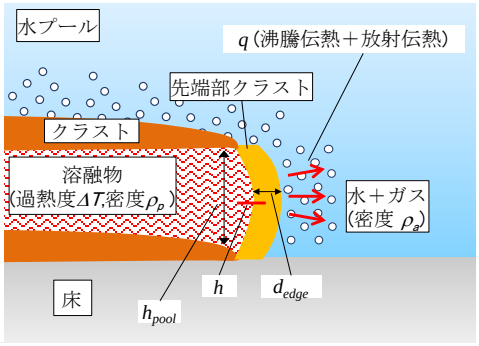


図 1 溶融物先端部のモデル

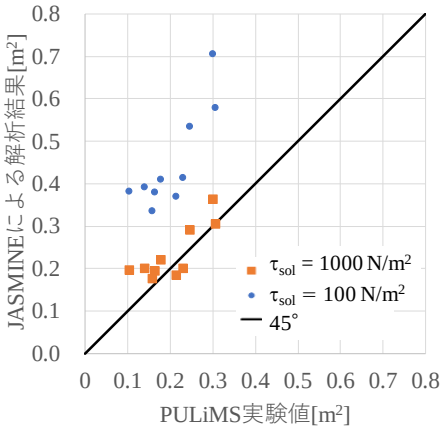


図 2 拡がり面積の比較

3. PULiMS 実験解析

スウェーデン王立工科大学による PULiMS 実験[2]では、水プールに溶融物（Bi_2O_3-WO_3）を落下させた際のステンレス床面上での拡がりデータが取得された。クラスト引張強度（τ_{sol} ）をパラメータとして PULiMS-E1, E4, 及び E8 から E15 を JASMINE コードで解析し、実験で得られた最終拡がり面積と比較したところ、τ_{sol} =1000 N/m^2 の条件でどの実験ケースに対しても良好に一致した。

4. 結論

拡がり面積の物質依存性の考慮を目的として JASMINE のモデルを改良し、実験の解析結果は良好であった。物性値の適切な設定が必要であるため、他の物質を使った実験データを用いて引き続きモデルの検証を行う予定である。本研究は、原子力規制庁から受託した平成 30 年度原子力施設等防災対策費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業の一部である。

参考文献

[1] K. Moriyama et al. (2018), *JAEA-DATA/Code 2008-014*. [2] P.Kudinov et al. (2017), *Nucl. Eng. Des.*, **314**, pp.182-197.

*Toshinori Matsumoto[1], Yuzuru Iwasawai[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1] and Yu Maruyama[1], [1]JAEA

コールドレグ 2 インチ破断 LOCA 解析における MAAP5 のコリウムプール熱伝達モデルの感度解析

Sensitivity analysis of corium pool heat transfer model of MAAP5 in 2-inch-break LOCA

*上田 真輝[1]，児玉 茂雄[1]，田中 伸祐[1]，石垣 保博[1]，雑賀 宏[1]，北尾 卓己[1]，井澤 大時[1]
[1]原子力エンジニアリング

過酷事故(SA)解析コード MAAP5.04 の特性を把握するため、PWR を対象にコールドレグの 2 インチ破断 LOCA 解析を実施した。下部プレナムに落下したコリウムプールからクラストへの熱伝達モデルの感度解析を行った結果、原子炉容器下部ヘッドに及ぼす影響の差異が確認された。

キーワード：過酷事故，MAAP，溶融炉心，IVR

1. 緒言

国内では、MAAP を用いてプラントの AM(アクシデントマネジメント)策の検討を行ってきた。近年 MAAP5.04 がリリースされ、モデルの追加がなされたため、その特性を把握し、事象進展の妥当性を検証しておくことが重要となる。そこで今回は、「下部プレナム内のコリウムプールからクラストへの熱伝達モデル(パラメータ名：IOXIDHT)」に着目して感度解析を行い、事象進展の比較及び考察を行った。

2. 解析条件

MAAP5.04 を用いて、2 インチ破断 LOCA (ECCS 再循環切替失敗) 解析を行い、その中で IOXIDHT 感度解析を行った。PWR を対象とし、破断箇所は LOOP 1 コールドレグとした。MAAP5.04 の IOXIDHT モデルには、0: Jahn and Reineke correlation, 1: BALI experiment correlation, 2: ACOPO experiment correlation の 3 種類があり、2 は MAAP5 から追加されたモデルである[1]。デフォルトが MAAP5.03 より前では 0、MAAP5.03 以降 2 となっているため、IOXIDHT=0, 2 で感度解析を実施した。

3. 結果・考察

事象進展 18 時間後の原子炉容器の状況を図 1 に示す。原子炉容器下部ヘッドは 25 個の node に分けられており、計装管は node1-8 に存在している。また、このとき原子炉容器は冠水している。続いて、IOXIDHT=0, 2 における下部ヘッドノード別温度を図 2 に示す。IOXIDHT=2 のとき、原子炉容器が冠水状態にも関わらず下部ヘッド温度は上昇し原子炉容器破損に進展したが、IOXIDHT=0 のときは破損しないことが確認できた。原子炉容器破損の原因は、コリウムプールから下部クラストへの伝熱量が増加したことで、下部ヘッド温度が上昇し node 8 の下部ヘッド貫通部の計装管溶接箇所が溶融したことだと考えられる。

IOXIDHT が及ぼす原子炉容器破損への影響は大きく、モデルの選択には留意しなければならないことが分かった。MAAP5.04 において、個々のモデルは最新の知見を反映しているが、プラント全体の動きについては今後、他のコードとの比較を行うなどして、物理現象や事象進展の妥当性を検証していく必要がある。

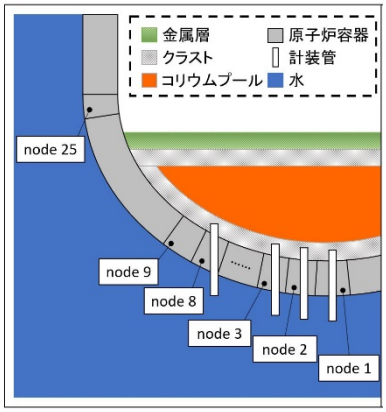


図 1. 事象進展 18 時間後における原子炉容器の状況

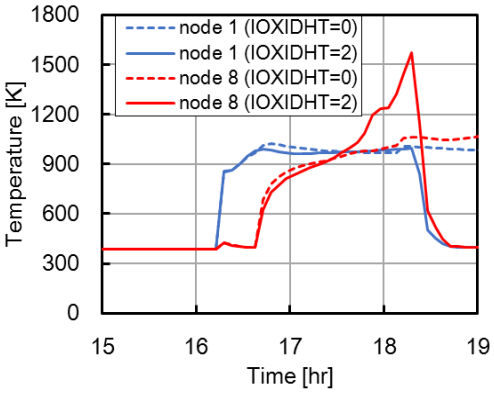


図 2. 下部ヘッドノード別温度

参考文献

[1] W. E. Berger et. al., DBBED-rev4, MAAP5 User's Manual Vol. 2 Part 2, 2014.

*Masaki Kamida[1], Shigeo Kodama[1], Shinsuke Tanaka[1], Yasuhiro Ishigaki[1], Hiroshi Saika[1], Takumi Kitao[1], Daiji Izawa[1]
[1]Nuclear Engineering, Ltd.

静的デブリ冷却システムの開発 Phase II
（1） 全体概要

Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(1) Outline of the Project

*鬼塚 洋一[1]，山本 泰[1]，塚田 圭祐[1]，堀江 英樹[1]，西岡佳朗[1]，窪谷 悟[1]，高橋 優也[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

本研究では，高温のデブリを受け止める耐火材の選定に必要となる材料特性の明確化、耐火材の多層化を含む敷設構造の最適化、およびこれらのデータ・手法を反映した耐火材浸食・伝熱評価手法の整備を行うとともに、静的注水システムを有する静的デブリ冷却システムの実証に係る試験を実施する。その研究概要について発表する。

キーワード：シビアアクシデント、溶融炉心ーコンクリート反応 (MCCI)、デブリ、耐火材

1. 背景

原子力プラントの十分な安全性を確保するためには、シビアアクシデント対策を考慮する必要があり、その一環として格納容器破損の要因の１つである溶融デブリによる溶融炉心ーコンクリート反応 (MCCI) を抑制する対策も必要となっている。このため、デブリへの注水に加えて、デブリと接触すると想定されるペデスタル底部や円筒部に高融点の耐火材を敷設することにより、デブリ落下時にコンクリート浸食を防止し、静的にデブリを冷却するシステムを開発する。2011 年度から 2016 年度にかけて実施したフェーズ I研究[1]では、ZrO_2 耐火材が優れた化学的安定性および熱的な衝撃への耐性を確認した。本研究では、メーカーごとに異なる ZrO_2 耐火材の材料特性に対する要求仕様の明確化、多層化等を含めた合理的な耐火材料の組合せによる耐火材敷設構造の最適化、静的デブリ冷却システムによる MCCI 抑制効果の試験での実証を目指す。

2. 研究概要

（1） 耐火材選定のための材料特性の明確化

国内の物性値や気孔率が異なる ZrO2 耐火材に対して、模擬デブリを用いた浸食試験として共晶試験や相互作用試験、溶融金属と浸食させる化学浸食試験等を行うとともに、組成分析および組織評価など、耐火材の諸特性を併せて把握することで、高温のデブリと接触した際に必要となる、化学的安定性、耐浸食性、耐熱性の比較評価の実施を計画した。これら試験の成果から、原子力発電所に用いる耐火材の選定ガイド案を作成する。

（2） 耐火材敷設構造の最適化

MCCI 抑制効果と経済性に優れた静的デブリ冷却システムを実現するために、格納容器床面のコンクリート上に Al_2O_3 耐火材、ZrO_2 系耐火モルタルなどの目地材、ZrO_2 耐火材のように多層構造の敷設を検討している。このような異種耐火材間での共晶反応の影響評価に向けて共晶温度試験および共晶反応速度試験、接触熱抵抗試験を計画し、異種耐火材間の共晶反応および接触熱抵抗に関する基礎的な知見を取得する。

（3） MCCI 抑制効果の実証

BWR プラントの体系を模擬したコンクリート試験体に ZrO_2 耐火材を敷設し、その上に模擬デブリを落下させる実証試験を実施する。取得すべき項目を整理し、格納容器底部及び側壁に対する MCCI の抑制効果が確認可能な試験を計画した。

さらに、フェーズ I で開発したデブリ冷却評価手法を高度化して、実証試験の結果と比較することで手法の検証を実施する。

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］栗田智久，他，“静的デブリ冷却システムの開発 (1) 耐熱材”，日本原子力学会「2014 年春の年会」, N15, 2014.

---

* Yoichi Onitsuka[1], Yasushi Yamamoto[1], Keisuke Tsukada[1], Hideki Horie[1], Yoshiro Nishioka[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2] and Takumi Yoshikawa[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. , [3]The Japan Atomic Power Company

静的デブリ冷却システムの開発 Phase II
（2）ZrO_2 耐火材による MCCI 抑制効果実証試験

Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(2) Validation Test of Suppressing Molten Core – Concrete Interaction by ZrO_2 Refractory

*塚田 圭祐[1]，山本 泰[1]，堀江 英樹[1]，西岡佳朗[1]，窪谷 悟[1]，高橋 優也[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

シビアアクシデント時に圧力容器より格納容器底部に落下する溶融デブリとコンクリートの相互反応が耐火材を敷設することで抑制されることを実証する。実証試験は、耐火材を敷設したコンクリートに模擬デブリを落下させ、崩壊熱を模擬するために誘導加熱した。試験後にコンクリートトラップ断面を観察した結果、耐火材下部コンクリートの損傷は認められず MCCI 抑制効果を実証した。

キーワード：溶融炉心、シビアアクシデント、耐火材、相互作用

1. 緒言

シビアアクシデント時に 2000℃を超える高温の溶融デブリが、圧力容器から格納容器下部へと落下する。落下したデブリは MCCI（Molten Core - Concrete Interaction）によりコンクリートを浸食し、不凝縮性ガスが発生するため、格納容器の破損につながる可能性がある。そのため、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の開発を進めている。その中で、耐火材を敷設することにより、デブリが耐火材上に落下した際に、耐火材下部のコンクリートの健全性確認のため、実証試験を行った。

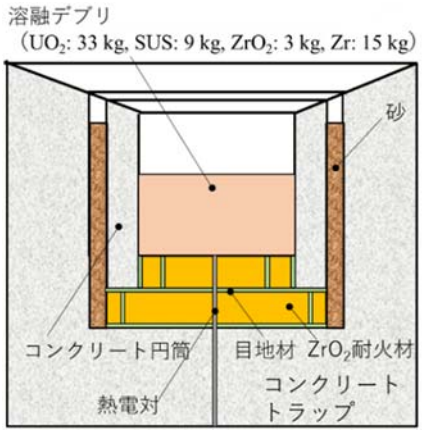


図 1 耐火材を敷設したトラップ

2. 実証試験

実証試験は、2500 ℃まで加熱した模擬デブリを上部より落下させ図 1 に示すトラップで受け止め、崩壊熱を模擬するために誘導加熱した。試験中の誘導加熱によるデブリへの入熱量は約 30 kW であり、デブリ落下後、40 分間以上加熱した。トラップは内径 260 mm で底部に ZrO_2 耐火材を 2 層(65mm×2=130 mm)敷設し、側壁はコンクリートとした。トラップ中には熱電対を設置し耐火材、コンクリート温度を計測した。



図 2 トラップ切断面写真

3. 結論

試験実施後のトラップ切断面を図 2 に示す。断面写真からはコンクリート側壁には浸食が見られる一方、底部耐火材には明確な浸食は認められなかった。さらに耐火材下部のコンクリートの損傷や変色も確認されず耐火材敷設による MCCI 抑制効果を実証した。

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。

---

*Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Yoshiro Nishioka[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2] and Takumi Yoshikawa[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.[3] The Japan Atomic Power Company

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[1H01-04] What is Nuclear Safety

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:05 AM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H01] Safety Goals: Revisited

*Akira Yamaguchi[1], Etsuro Saji[2], Keiko Chitose[3], Shigeru Urata[4], Keigo Maehara[5], Shinetsu Sugawara[6], Sumiko Takeuchi[7] （1. Univ. of Tokyo, 2. MHI NSE, 3. JANSI, 4. NEL, 5. KEPCO, 6. CRIEPI, 7. IEEI）

10:00 AM - 10:15 AM

[1H02] Safety Goals: Revisited

*Shin-etsu Sugawara[1], Akira Yamaguchi[2], Etsuro Saji[3], Keiko Chitose[4], Shigeru Urata[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7] （1. CRIEPI, 2. Univ. of Tokyo, 3. MHI NSE, 4. JANSI, 5. NEL, 6. KEPCO, 7. IEEI）

10:15 AM - 10:30 AM

[1H03] Safety Goals: Revisited

*Etsuro Saji[1], Akira Yamaguchi[2], Shin-etsu Sugawara[3], Shigeru Urata[4], Keiko Chitose[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7] （1. MHI NSE, 2. Univ. of Tokyo, 3. CRIEPI, 4. NEL, 5. JANSI, 6. KEPCO, 7. IEEI）

10:30 AM - 10:45 AM

[1H04] Outline of the Report of Science Council of Japan " Tsunami Countermeasures in Japan's Nuclear Power Plants"

*Yoshitaka Yoshida[1] （1. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

「安全目標」再考
（1）「滑稽な安全」に陥らないために

Safety Goals: Revisited　(1) Pitfall of Irrational Safety Mirage

*山口 彰[1]，佐治 悦郎[2]，菅原 慎悦[3]，千歳 敬子[4]，浦田 茂[5]，前原 啓吾[6]，竹内 純子[7]
[1]東大，[2]MHI NS エンジ，[3]電中研，[4]原安進，[5]原子力エンジ，[6]関西電力，[7]国際環境経済研究所

抄録：不足でもなく過剰でもない適切な安全の姿から逸脱しないよう努めることはリスクマネジメントであり、それを行うためには安全目標を関係者が理解し共通のものとすることが不可欠である。

キーワード：安全目標、How safe is safe enough?、As low as reasonably practicable

1.　はじめに　“How safe is safe enough?”

わが国の安全目標に関する検討は、2001 年、原子力安全委員会に安全目標専門部会が設置されたことに端を発するであろう。その検討内容は 2003 年に「中間とりまとめ」として公表されたが、原子力安全委員会決定とはされず、リスク管理の意思決定で活用されるには至らなかった。「中間とりまとめ」に至るになされた深い議論は、多くの原子力関係者にもまた社会にも十分に伝わらないまま、2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故に至った。2013 年には原子力規制委員会が「安全目標を定めた」とし、上記「中間とりまとめ」を実質的に追認するとともに、同委員会は今後も継続的に議論するとした。しかるになお、「なぜ安全目標が重要なのか」が広く理解されているとは言い難く、原子力安全における根源的な問いである“How safe is safe enough?”について考察を深めることが求められる。

福島第一原子力発電所の事故は、これまでの安全確保の枠組みに何かの欠陥があったことを示した。本質的な問題は、安全確保とは何をすることかが理解されなかったことではないか。よかれと考えたことが屋上屋を重ねるようであったり、的を射ぬ結果となったりしていたのではないか。著者らはそれを、“irrational”な安全、「滑稽な安全」と自戒をこめて敢えて表現した。はたして福島第一原子力発電所事故の後、改善の方向に進んでいるだろうか。「滑稽な安全」に陥らないためには安全目標が必要と考え、長きにわたって原子力界で問われてきた”How safe is safe enough?”、すなわち、安全目標はいかなるようであり、どのように安全確保を実践するのか、そのようなプロセスが適切であることを確認するにはどうすればよいかを議論したい。

2. 適切な安全の姿（Safe enough）を求めて

「不足でも過剰でもなく『適切な安全』の姿を保ち続けることが、“How safe is safe enough?”への回答である」と言える。安全確保の努力が不足している「不適切な安全」が許されない一方で、「安全対策をやればやるほど良い」という立場を深慮なくとることもまた、「滑稽な安全」に陥る可能性がある。戦略なくして様々な対策を深慮なくとり続けると、不確かさが増し二次リスクを誘発することが懸念される。無闇に多くの資源を投じながら実質的な安全向上につながらないとは、「滑稽な安全」に他ならない。ALARP（As Low As Reasonably Practicable）の原則をよく理解し、適切なリスク管理がなされている状態こそ「適切な安全の姿」であり、それを実現する構造が安全目標のありようである。

図には“適切な安全”と“滑稽な安全”の概念を示す。不適切な安全でもなく滑稽な安全でもない、その両者に挟まれた幅のある領域を逸脱しないようリスク管理を行うのである。下位目標である定量的安全設計水準（例えば炉心損傷頻度）を決めるだけで満足するのではなく、目指すべき安全の姿の議論を深める必要がある。リスクの意味合いも、事故の発生頻度や個々人の定量的健康リスクのみにとどまらず、社会全体の関心、懸念といった概念も含め広義に捉えるべきである。図に示す BSL（Basic Safety Level）を許容リスクの定量的基準とすることは一見魅力的である。しかし、安全を二値的に判断できるとする誤解を与え、安全か不安全かということにこだわるあまり、ゼロリスクを望む姿になっては元も子もない。

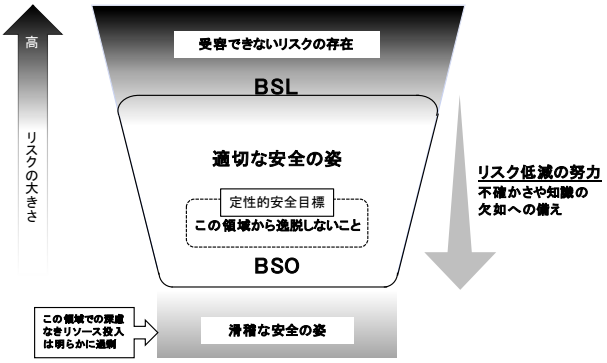


図　目指すべき安全の姿の概念（BSL と BSO はそれぞれ達成すべき安全水準と目指すべき安全水準とされる）

* Akira Yamaguchi[1], Etsuro Saji[2], Shin-etsu Sugawara[3], Keiko Chitose[4], Shigeru Urata[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7]
[1]Univ. of Tokyo, [2]MHI NSE, [3]CRIEPI, [4]JANSI, [5]NEL, [6]KEPCO, [7]IEEI

「安全目標」再考
（2）価値の相克に向き合う

Safety Goals: Revisited

(2) Addressing contested societal values

*菅原 慎悦[1]，山口 彰[2]，佐治 悦郎[3]，千歳 敬子[4]，浦田 茂[5]，前原 啓吾[6]，竹内 純子[7]
[1]電中研，[2]東大，[3]MHI NS エンジ，[4]原安進，[5]原子力エンジ，[6]関西電力，[7]国際環境経済研究所

抄録：安全目標とは原子力のリスク管理に係る「社会との約束事」であると解せば、その設定・活用において社会との相互作用が不可欠である。科学的・技術的な専門知を参照するのみならず、社会が示す様々な価値の相克に向き合い、その上で「我々にとっての『安全』とは何か」について責任ある決断を下すことが、リスク管理者の重要な役割であることを論ずる。
キーワード：安全目標、ALARP、リスクマネジメント

安全目標は、原子力安全をめぐる根源的な問いである“How safe is safe enough?”に正面から答えようとする営みとして、国内外で議論が進められてきた。米国のように定性的目標・定量的目標を政策宣言として明確に定めている国もあれば、英国のように ALARP（As Low As Reasonable Practicable）という抽象度の高い原則を運用する上での目安として定量的リスク値を示している国もある。このように安全目標の位置付けや性格は様々だが、各国の経験からは、安全目標の設定には下記の点が鍵となることが示唆される。

1) 「安全」という概念自体に、様々なトレードオフや価値判断が含まれていることを認めること。
2) 安全目標を定めることは、その価値判断をめぐって関係主体が議論を尽くした上で、「我々にとっての『安全』とは何か」を定義することに他ならないこと。
3) 安全目標を定め運用しようとするリスク管理者は、科学的・技術的な専門知を踏まえるのみならず、社会が示す様々な価値の相克に向き合う役割を、正面から引き受けること。

近年の我が国における安全目標の議論では、安全目標の代替目標（surrogate）である炉心損傷頻度や大規模放出事故の発生頻度の定量的な値に注目が集まる一方、より上位の目標である安全確保活動の「広さ」（考慮すべきリスクの種類や対象範囲等）に関する社会的議論が充分に行われてきたとは言い難い。福島原子力事故の影響に鑑みれば、様々な事故調査・分析が示すように、従来の安全目標の議論で扱われてきた放射線による直接的健康影響にとどまらず、長期避難等に伴う社会的・経済的・精神的影響が甚大であった。この苦い現実を踏まえれば、何を被害のエンドポイントと設定するのか、どのような価値がどのような被害から護られることが重要か、という点から改めて議論を行う必要があると考えられる。

加えて、社会的なリスク管理者の姿が見えないこともまた、我が国における安全目標の議論を一層不透明なものとしている。国際的な共通理解となっているように、原子力施設の安全確保に関する一義的責任は原子力事業者にあり、当該原子力事業のリスク管理者は紛れもなく事業者である。同時に、事業者のリスク管理活動が公衆・環境・社会活動等を保護する観点から適切かどうかを確認するのは、主として規制当局の役割である。いわば、規制当局とは「社会としてのリスク管理者」であり、科学的・技術的な専門知を参照することに加え、社会に存在する多様な価値にも目を向けることが求められる。これら諸価値は、互いに相克し合い、また専門知からの示唆と矛盾することもしばしばであり、決して一筋縄でいくものではない。しかし、“Clumsy institution”の概念が示すように[1]、リスク管理を担う公的な機関は、科学・技術的専門知の領域のみに自らの役割を限定せず、これらの相克や矛盾にもがき苦しみ、ぎこちない姿を晒すことになっても、「一筋縄でいかなさ」に正面から向き合う責務を引き受けることが欠かせない。

安全目標の設定とは、「科学」の世界からのみ導かれる美しい営みではなく、泥臭く、ときに苦痛を伴いながらも、同時に、諸価値の調和を目指す高尚な公共的取組であると認識することが有用である。

参考文献

[1] M.Shapiro, Judicial selection and the design of clumsy institutions, *Southern California Law Review*, 61, 1988, 1555-1569.

*Shin-etsu Sugawara[1], Akira Yamaguchi[2], Etsuro Saji[3], Keiko Chitose[4], Shigeru Urata[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7]
[1]CRIEPI, [2]Univ. of Tokyo, [3]MHI NSE, [4]JANSI, [5]NEL, [6]KEPCO, [7]IEEI

「安全目標」再考
（3）我が国における上位定性的安全目標の提案

Safety Goals: Revisited

(3) Proposal for High Level Qualitative Safety Goals in Japan

*佐治 悦郎[1]，山口 彰[2]，菅原 慎悦[3]，浦田 茂[4]，千歳 敬子[5]，前原 啓吾[6]，竹内 純子[7]
[1]MHI NS エンジ，[2]東大，[3]電中研，[4]原子力エンジ，[5]原安進，[6]関西電力，[7]国際環境経済研究所

抄録：１Ｆ事故後の我が国が有すべき安全目標について、その骨格となる階層構造や定性的上位目標を提案する。

キーワード：安全目標、上位目標、定性的目標、階層構造、社会的リスク

1. 背景と目的

１Ｆ 事故以前、我が国の安全目標（案）は旧原子力安全委員会専門部会での検討過程において「社会的リスク」につき認識はされていたものの、結果的には人の健康被害のみに着目し明文化はされなかった[1]。

１Ｆ 事故後、原子力規制委員会は「環境への影響をできるだけ小さくとどめる」観点から定量的目標のみを提示したが、安全目標が有すべき基本構造や定量的目標の上位に位置すべき定性的目標については言及がない。そこで（１）、（２）で述べてきた観点を念頭に、我が国において具備すべき安全目標の基本構造及び定性的上位目標を本発表において提案する。

2. 提案の概要

安全目標の基本構造としては、「社会との約束事」である定性的目標を上位目標におき、実際の施設の設計・管理において観測可能な指標として参照される定量的目標を上位目標実現のための代替目標(Surrogate)として下位に位置付ける階層構造[2]を有することが適切である。また、定性的上位目標には人の健康被害に加えて、「社会的混乱」を実質的に回避するための目標が必要と考える。下表に具体案を示す。

3. 論点

最上位は国内外で定着している「原子力安全の目的」とし、「人と環境を防護」から 2 段目右側の目標である社会的混乱回避をも導き得ると解釈したが最上位目標そのものに見直しの余地があるかもしれない。また社会的混乱の定義については様々な意見があり今後の広範な議論に期待したい。

最上位目標 原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から人と環境を防護する				
上位目標				
放射線の放射や放射性物質の拡散による公衆の健康リスクは、公衆の日常生活において現存する健康リスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである			放射線の放射や放射性物質の拡散により環境を害し、或いは広範囲にわたる社会的混乱をもたらすリスクは、他の原因による事故や自然事象がもたらす同様のリスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである	
（参考例示）原子力発電所に対する中下位目標				
通常運転時制限	DBE制限	健康被害に対する定量的目標及びそのSurrogateとしてのCDF, CFF目標	DEC制限（Cs^{137}放出量100TBq未満）	社会的混乱を実質回避するための定量的目標（Cs^{137}放出量100TBq超頻度＜10^{-6}/炉年）

中下位目標の内容については今回の発表の対象外であるが、上表の通り上位目標との関係を原子力発電所について例示した。「適切な安全の姿」の具体化においては、過酷事故時の目標のみならず通常運転時や設計基準事象に係る制限も安全目標体系の一部に位置付けられる。なお、社会的混乱回避に対応する中下位目標に原子力規制委員会の定量基準及び目標を配したが、これら定量的目標と定性的上位目標の間に「有意に増加させない水準」を定量的に示す中位目標（健康被害における旧原安委案：「個人の死亡リスクが年当たり百万分の１以下」に相当するもの。たとえば、他の原因による社会的コストの合計の 0.1%未満[3]など）を定義することが望ましい。

参考文献

[1]「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」、原子力安全委員会安全目標専門部会、平成 15 年 12 月.
[2] “Hierarchical Structure of Safety Goals for Nuclear Installations,” IAEA-TECDOC-1874 (2019).
[3] R.S. Denning and R.J. Budnitz, “Impact of probabilistic risk assessment and severe accident research is reducing reactor risk,” *Progress in Nuclear Energy*, **102**, 90 (2018).

*Etsuro Saji[1], Akira Yamaguchi[2], Shin-etsu Sugawara[3], Shigeru Urata[4], Keiko Chitose[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7]
[1]MHI NSE, [2]Univ. of Tokyo, [3]CRIEPI, [4]NEL, [5]JANSI, [6]KEPCO, [7]IEEI

日本学術会議報告「我が国の原子力発電所の津波対策」の概要

Outline of the Report of Science Council of Japan "Tsunami Countermeasures in Japan's Nuclear Power Plants"

*吉田 至孝[1]

[1]福井大学 附属国際原子力工学研究所

福島第一原発事故は、政府、国会、民間、東電等の事故調査委員会から様々な視点より報告書が公表されている。しかし、未だ不明な点も多くあり、各種事故調査報告書間でも判断が異なる事項も少なくない。特に津波に関しては、想定を大きく超え過酷事故を引き起こした。本報告では、本年5月に日本学術会議より公表された「我が国の原子力発電所の津波対策－東京電力福島第一原子力発電所事故前の津波対応から得られた課題―」[1]の概要を紹介する。
キーワード：福島第一原発事故、東北地方太平洋沖地震、津波高さ、溢水、新知見

１．緒言

日本学術会議原子力安全に関する分科会福島第一原発事故調査に関する委員会は、公開資料と新たに公表された事実を踏まえ、学術的な立場から福島第一原発事故以前における津波高さの検討経緯を時系列で整理し、事故以前における我が国の津波評価、我が国の津波調査研究、東京電力の津波評価と対策、過去のトラブル事例等に基づく浸水リスクの認識及び関係諸組織の状況を分析・検討し、原子力安全に関係する４つの組織やグループ、すなわち、事業者、規制機関、原子力安全にかかわる学術団体ならびに関係組織、地震・津波などの自然現象の評価研究機関が、自然現象に誘起される事故要因への対応に反映すべき点をまとめて「日本学術会議報告」として公表した。

２．報告の概要

今回の事故に関連して関係諸組織がかかえる問題点は、以下のようにまとめられた。

〇事業者

研究段階にあり一般的に認知されていない知見や情報であったとしても、何らかの適切な対応をなすべきである。今回の事故に関しては、原子力施設が深刻な影響を受ける可能性があることについて、深層防護の考え方とそれに従った判断基準を明確に持っていなかったことから対応が遅れた。特に原子炉施設が深刻な影響を受ける可能性があることについては、学術団体から出された知見や提言を真摯に受け止め、合理的な対策によって深層防護の考え方を基に対策の厚みを増しておくことが重要である。

〇規制機関

学術団体から出された知見や提言に積極的に耳を傾け、あるいは規制に採用すべき新知見を自らが見出す努力をしていなかった。新知見の発掘と評価を継続して行い、前兆事象の評価や最新知見に基づき、環境に与える影響の大きい事象を見出し、時期を失することなく適切に事業者を指導・監督することが重要である。

〇原子力安全にかかわる学術団体や関係組織

自然現象の脅威や事故に対する想像力が欠如していた。事故の深刻さを鑑みると、新知見が原子力安全に対して重要な知見であるか否かを検討し、その活用方法や対応案を積極的に提言することが重要である。

〇地震・津波などの自然現象の評価研究機関

2011 年３月 11 日以前に、福島県沖日本海溝沿い津波が将来発生すると予測し、津波堆積物調査によって貞観津波の詳細を明らかにしていた。事象の影響評価に必要な情報を含めて提示し、我が国の防災対策に資するように努力することが重要である。

これらを演繹すれば、今後の事故対応に対して関係者がなすべきことは以下のようにまとめられる。

（１）新知見への取り組みの強化

原子力安全に関する新知見を評価して適切に対応する仕組みが不十分であったことから、原子力安全にかかわる学術団体や関係組織は、原子力安全に関する新知見、特に自然現象に関する新知見を評価して、原子力施設が対応策を取るべきかを考察し提言する仕組みを持つことが必要である。

（２）深層防護による安全性向上への取り組み

事業者（責任を持つメーカーを含む）ならびに規制機関は、新知見により原子力施設や環境へ深刻な影響を与える事象があると判断される場合は、深層防護の考え方を基に対策の厚みを増しておくべきである。

（３）行動規範に基づく説明責任と対話

原子力安全にかかわる学術団体や関係組織、事業者（責任を持つメーカーを含む）ならびに規制機関は、社会からの信頼と負託を前提として、自らが行った評価ならびに判断を社会へ説明する責任を果たすために社会と積極的に対話を行っていく必要がある。

参考文献 1) 日本学術会議報告：http://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-24-h190521.pdf
2) 日本原子力学会誌 2018.1 月号解説記事「福島第一原発事故は従前の津波対策で予防できたか」

*Yoshitaka Yoshida[1], [1] Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[1H05-08] Approach to Citizen

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)

Wed. Sep 11, 2019 11:05 AM - 12:10 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H05] Sharing of Technical Issues about NPP

*Go Kikuchi[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM

[1H06] Radiation Experts Survey on Scientific Literacy Related to Radiation that the General Public Wants to Acquire

*Sumi Yokoyama[1], Katsuya Takahashi[2], Yuka Moriguchi[3], Yashunobu Wakashiro[4], Mitsuyo Itoh[5], Ryosuke Narita[6], Masanori Takenishi[7], Ako Takenishi[8] (1. Fujita Health Univ., 2. PRIMAFF, 3. Kangencon, 4. Kobe Univ. (PhD. student), 5. Toyokawa City Hospital, 6. JAEA, 7. Kyoto Koka Women's Univ., 8. Hyogo University of Teacher Education)

11:20 AM - 11:35 AM

[1H07] The Dialogue Meeting between Local Residents and Experts for Rehabilitation of Fukushima by ICRP and JAEA

*Yuya Endo[1], Tsuyoshi Maeda[1], Yasuhiro Uezu[1], Jacques Lochard[2], Christopher Clement[2], Hiroki Fujita[2], Ryoko Ando[3] (1. JAEA, 2. ICRP, 3. Fukushima Dialogue)

11:35 AM - 11:50 AM

[1H08] Social Aspects of Tritium Water Problems at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Tetsuo Sawada[1] (1. Tokyo Tech.)

11:50 AM - 12:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電の技術的争点に係る要素の共有手法の提案

Sharing of Technical Issues about NPP

*菊池　豪[1]，糸井達哉[1]，肥田剛典[1]，高田　毅士[1]
[1]東京大学

原子力発電の利用に関して、専門家と非専門家が議論をする際には、専門家が直面する技術的争点の構造を非専門家と共有する必要がある。本稿では、原子力発電における技術的争点を、非専門家へと共有する手法を提案する。また、提案手法を用いた試行についても報告する。

キーワード：原子力裁判，技術的争点，共有

1. 序論

筆者らは既報[1]において、原子炉稼動の是非を問う裁判（以下、原子力裁判）における判決文・決定文の分析を通して、原子力に係る技術的争点を抽出し、問題構造（専門家が直面する問題や意思決定に至るまでの制約条件等）を 13 点に集約した。本報告では、それらを非専門家と共有し、技術が扱う問題について専門家と非専門家が共に考えるための手法を提案する。

2. 提案手法

技術が扱うような問題について、「技術的争点を含んだ平易な例題を用意し、その例題に取り組んでもらうことで、技術が扱う問題や制約条件の構造を非専門家と共有する」という手法を提案する。ここで作成する例題は、聞きなれない専門用語を極力含まず、誰でも考えやすいものを目指す。

3. 作成した例題

図 1 に、作成した例題の一部を掲載する。

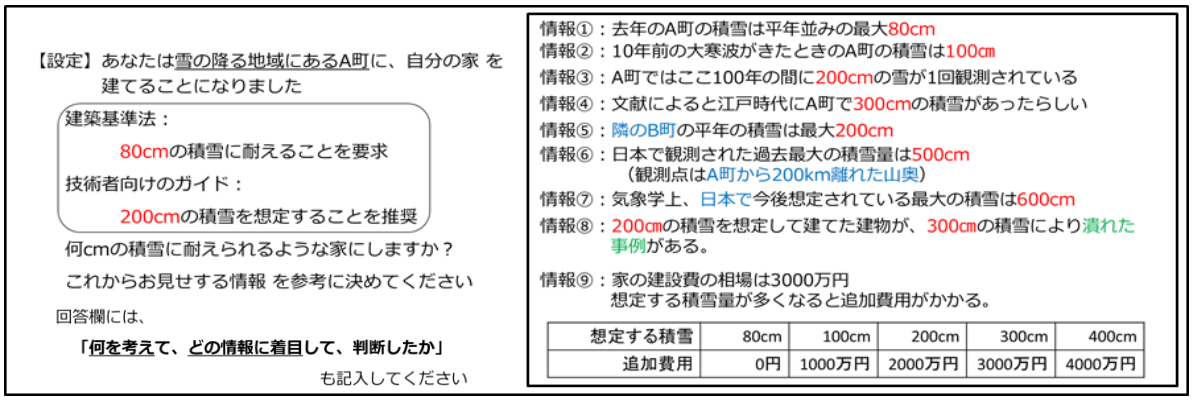


図 1 作成した例題

この例題は、「原子炉に対して、どの程度の地震動に耐えることを要求するか」という問題に対して、「自分の家に、どの程度の積雪に耐えることを要求するか」という設定を用意し、例題に落とし込んだものである。図 1 右側に示した情報を提示し、各情報を取捨選択しながら、回答者に積雪量を決定してもらう。

ここで、回答者に提示する情報は、原子力裁判分析の結果抽出された技術的争点に対応する形で、今回の例題に沿うように置換したものになっている。

発表の際は、原子力裁判から抽出した技術的争点と、例題で提示した情報との関連性について詳細に述べる。

（例題作成において、松永陽子様（日本エヌ・ユー・エス株式会社）に多大なご協力を賜りました。ここに謝意を表します。）

参考文献

[1] 菊池豪，高田毅士：原子力裁判に見る技術的争点の問題構造の解明，日本原子力学会 2019 年春の大会，講演番号 1N08

*Go KIKUCHI[1], Tatsuya ITOI[1], Takenori HIDA[1], Tsuyoshi TAKADA[1]
[1]University of Tokyo

一般市民にもってもらいたい放射線リテラシーに関する専門家調査

Radiation Experts Survey on Scientific Literacy Related to Radiation that the General Public Wants to Acquire

*横山須美[1]，高橋克也[2]，森口由香[3]，若城康伸[4]，伊藤光代[5]，成田亮介[6]，
竹西正典[7]，竹西亜古[8]
[1]藤田医科大学，[2]農林水産政策研究所，[3]かんげんこん, [4]神戸大学大学院, [5]豊川市民病院,
[6]日本原子力研究開発機構, [7]京都光華女子大学, [8]兵庫教育大学

放射線情報の提供者である専門家の知識基盤はさまざまである。このため、専門家間で「何が必要最低限の放射線リテラシーであるか」についてコンセンサスを図っておく必要がある。そこで、専門家が考える一般の人々にもってもらいたい必要不可欠な放射線の知識についてのアンケート調査を行った。

キーワード： 放射線，リスクコミュニケーション， リテラシー，専門家，一般市民，健康影響

1. 緒言 専門家は、放射線やその影響を一般の人々に伝えようとしたとき、正確かつ、誤解のないようにと心がけるあまり、専門用語を多用して、詳細な説明を行おうとする傾向がある。しかし、一般の人々は、慣れない科学的情報を一度に提示されると、かえって混乱してしまい、中途半端な知識を持ってしまう可能性がある。このため、必要最低限度の情報に絞った情報提供を行うことが求められる。

2. 調査方法 専門家へのアンケート調査では、必要不可欠な放射線の知識と調査対象者自身に関する質問を行った。放射線の知識に関する質問は、関係行政機関等が発刊した一般向けの冊子等（小学生向け含む）15 資料及び原子力・放射線関連の教員等が一般の人々向けて講演した際に使用した 13 資料の中で使用されている 71 用語のうち、比較的頻度の高い用語（35 用語）を選び、調査対象者に、これらの用語に対して、必要性の高さを 5 段階で評価してもらうこととした。調査対象者自身に関する質問は、「市民向けの講演や講座で話をすることがあるか」、「家族や友人にプライベートで話をすることがあるか」等とした。調査対象者は、原子力・放射線に関する教育を受けた、または、業務として放射線に関する知識を身に着けた者とした。

表 1 資料より抽出した放射線関連用語の一例（放射線の特徴）

No.	用　語	出現頻度
1	単位(Bq･Sv･Gy)	17
2	線と能	17
3	α･β･γ･X･中性子	15
4	透過性(力)	15
5	半減期(減衰)	11
6	粒子(性)	11
7	光線(波)	11
8	壊　変	6
9	放射性物質	5
10	原子核	5
11	エネルギー	5
12	電　離	5

3. 結論 アンケートの作成のために使用した専門家の資料で使用されている用語には以下の特徴があった。「単位」、「放射線と放射能」等のように、現れる頻度が比較的高い用語（表 1）は、行政機関の冊子と教員等の講演資料との出現頻度に大きな差はなかった。一方、放射線利用の中でも「原子力発電」については、教員等の講演資料ではほとんど使用されておらず、行政機関の冊子との違いがみられた。

本研究は、環境省委託事業「平成 31 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ある。

* Sumi Yokoyama[1], Katsuya Takahashi[2], Yuka Moriguchi[3], Yasunobu Wakashiro[4], Mitsuyo Ito[5], Ryosuke Narita[6], Masanori Takenishi[7], and Ako Takenishi [8]

[1]Fujita Health Univ., [2]PRIMAFF, [3]Kangenkon, [4]Kobe Univ. (Ph.D. student), [5]Toyokawa City Hospital, [6]JAEA, [7]Kyoto Koka Women's Univ., [8]Hyogo Univ. of Teacher and Education.

福島復興に向けた地元住民と国内外の専門家による ICRP/JAEA ダイアログミーティング

The Dialogue Meeting between Local Residents and Experts for Rehabilitation of Fukushima by ICRP and JAEA

*遠藤 佑哉[1]，前田 剛[1]，植頭 康裕[1]，Jacques Lochard[2]，Christopher Clement[2]，藤田 博喜[2]，安東 量子[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]国際放射線防護委員会，[3]福島ダイアログ

日本原子力研究開発機構（以下，「JAEA」）は，福島の環境回復及び福島第一原子力発電所（以下，「1F」）の廃止措置に係る研究開発を通し，福島の早期復興への貢献を目指している。JAEA は，地元住民とのコミュニケーションを通じて，地元住民が放射線に係る疑問を解決するための一助となることを目的に，国際放射線防護委員会（以下，「ICRP」）と共同で平成 30 年 12 月にダイアログミーティングを開催した。

キーワード：ダイアログミーティング，復興，継承，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

JAEA は，1F 事故を受け，事故直後から福島の環境回復及び 1F の廃止措置に関する研究開発を進めている。また，現在福島県では，復興に向けた活動が加速しているが，一方で地元住民や企業等は未だに放射線に係る課題や疑問を有している状況にある。そこで，地元住民の一層の理解促進に資するため，科学的な情報を地元住民へ提供し，地元住民が疑問を解決するための一助となるように，ICRP と共同で平成 30 年 12 月にダイアログミーティングを開催した。

なお，本ミーティングを実施するに当たり福島ダイアログ実行委員会に運営協力をお願いした。

本報では，本ミーティングを通して JAEA が得られた成果及び地元住民とともに考察を深めた，1F 事故から何を学び，何を継承していかなければいけないのかについて報告する。

2. 取り組み

本ミーティングは，地元住民を対象とした放射線防護に関する講演会と意見交換会で構成され，地元住民や企業，被災地外の住民，国内外の専門機関といった幅広い地域，世代，職業の方が参加した。

講演会セッションでは，1F 事故後に自分たちの置かれた状況や取り組んできたことについて発表した。

意見交換会セッションでは，テーマ「私たちは，事故とその帰結の記憶を残すためになにを生み出すべきか。さまざまな人々となにを分かち合うべきか。次の世代に何を伝えるべきか」のもと，12 人の参加者がそれぞれ意見を発表した。

3. 結果・考察

講演会セッションでは，様々な立場における福島復興への取り組みや考えについて共有した。また，JAEA による専門機関の観点からの口頭発表では，1F 事故への過去の対応状況や現在の状況等を紹介し，住民から継続的な情報発信の要望を得られた。

意見交換会セッションでは，1F 事故で得られた経験を大きく 3 種（感情，事実（震災時の状況や科学的な値等），教訓）に分類し，それらを誰へどう継承するかについて意見が交わされた。各参加者の置かれている状況により意見は様々であったが，共通意見として，感情の共有は難しいこと，職業・年齢・国等に捕らわれず多種多様な相手と経験を共有し継承すること，継承する情報を絞らずに地域全体の活動や個々の経験，1F 事故前後の状況等様々な情報を継承していくことがあげられた。

本ミーティングにより、各自がこれまでの活動を振り返るとともに様々な相手と経験を共有する機会が得られた。これを踏まえ，それぞれが今後の活動について検討を深めていくことが重要である。JAEA においては，今後も研究成果を広く情報発信し続けていくことが重要である。

---

*Yuya Endo[1], Tsuyoshi Maeda[1], Yasuhiro Uezu[1], Jacques Lochard[2], Christopher Clement[2], Hiroki Fujita[2], Ryoko Ando[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Commission on Radiological Protection, [3]Fukushima Dialogue

福島第一原発のトリチウム水問題の社会的側面

Social Aspects of Tritium Water Problems at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*澤田　哲生[1]

[1]東京工業大学・先導原子力研究所

福島第一原子力発電所にはトリチウムを含む汚染水がすでに100万トンを超えて貯留されている。トリチウム汚染水は国際的な慣例・基準に則り希釈して環境（海洋、大気）へ放出することが科学的および工学的見地からは可能であるが、それが実行できていない現実がある。トリチウムの環境中の総量、原子力施設からの恒常的な放出量、トリチウムの生物学的な影響を鍵として、トリチウム水問題の社会的側面を分析し議論する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、トリチウム汚染水、トリチウムの健康影響、有機結合トリチウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故で発生しているトリチウム汚染水は海洋や大気への放散ができず、すでに 100 万トンを超える量が貯留されている。トリチウム水は世界中の現行の原子力発電所や再処理施設からも大量に日々発生しているが、希釈して放出することが国際的な慣行である。しかし、トリチウム水の環境放出は風評被害のみならず人々の健康被害をもたらすとの言説が一部に流布している。本論では特に有機結合トリチウムの影響について論じる。

2. トリチウム水の環境放出

国連科学委員会(UNSCEAR)によれば、この地球上のトリチウムの総量が出す放射能は約 1,275,000 兆 Bq(1.275×10^{18}Bq)である。これは純度100％のトリチウム水に換算すれば、約23kg(23ℓ程度)に相当する。なお大気中で核実験が行われていた 1945 年～1964 年の間に発生したトリチウム量は$(1.8\text{-}2.4)\times10^{20}$Bq と推定されている。現在福島第一原子力発電所にあるトリチウム水に含まれるトリチウムの量は約1000兆 Bq である。この量は、世界の主な原子力施設の各々から1年間に環境放出されているトリチウムを下回る量である(表1)。また福島第一原子力発電所ではすでにトリチウムを含むサブドレン水は希釈して海洋放出してきている。希釈すればサブドレン水とトリチウムを含む汚染水に差異はない。

表１　主要各国の年間トリチウム放出量

セラフィールド再処理施設（英国）	1390 兆ベクレル / 年（2010 年実績）
ラ・アーグ再処理施設（フランス）	9950 兆ベクレル / 年（2010 年実績）
ブルース原子力発電所（カナダ）	1390 兆ベクレル / 年（2012 年実績）

3.　トリチウムの健康影響−有機結合トリチウムと生物濃縮−

このようにトリチウムは恒常的に環境中に存在し、その環境と生物は共存してきた。しかし、最近問題になっているのは有機成分として取り込まれた有機結合型のトリチウム（OBT：Organically Bound Tritium）である。トリチウム水の生物学的半減期が約10日であるのに対して、OBT のそれは 30～45 日とされている。そして OBT は〝高度に生物濃縮する〟という説が流布され[1)]、 Twitter などでその噂が拡散された[2)]。

4.　結言

カナダの研究者が Chalk River 研究所からのトリチウムを含む廃液が流れ込む敷地内の Perch 湖の生物を調べたところ、様々な生物で OBT 濃度が似ているので、生物濃縮は起こりそうにないとした。また、別の研究チームが同湖の様々な場所に移植されたムール貝を調べたところ、OBT 濃度は徐々に増加するが HTO 濃度を超えることがなかったとした。このように有機結合トリチウムの〝高度な生体濃縮〟は科学的に否定されている。

参考データ：1) http://www.cnic.jp/8115; 2) https://togetter.com/li/1271305; 3) Journal of Environmental Radioactivity Vol. 165 (2016) 280-285; 4) ibid., Vol. 102, Issue 1 (2011) 26-34.

*Tetsuo Sawada[1] , [1]Tokyo Tech.

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[1H09-12] Path to Consensus Building

Chair:Ryuichi Yamamoto(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:50 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H09] Digitalize the Nationwide Map of Scientific Features for Geological Disposal

*Masashi Nishikawa[1] (1. Aoyama Gakuin Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H10] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (12)

*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H11] Development of an application for rough estimation of individual doses

*Takeshi Takahashi[1], Jun Goto[1], Tatsuya Kondo[1], Masahiro Sugawa[1], Naoki Kano[1], Hiroko Yoshida[2], Ken Ohno[3], Yusuke Oribe[3], Hidenori Yoshida[3] (1. Niigata Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Niigata Univ. of Health and Welfare)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H12] Diffusion and Uptake Activity on High revel radioactive waste disposal project for Metropolitan area residents of big power-consuming area.

*Shinji Mitani[1] (1. Nuclear Communications)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

科学的特性マップのデジタル化

Digitalize the Nationwide Map of Scientific Features for Geological Disposal

*西川雅史[1]

[1]青山学院大学

本稿の目的は，科学的特性マップが生み出された時代背景を概観し，その汎用的利用を促すことの必要性および社会的諸条件を合わせて考慮することの必要性を指摘した上で，これらの課題を克服するための貢献として，画像データである科学的特性マップをシェープファイルとして再現し，一般公開することにある．

キーワード：高レベル放射性廃棄物，地層処分，科学的特性マップ，リスクコミュニケーション

1. 緒言

経済産業省は，高レベル放射性廃棄物の処分施設の立地先を選定するために「科学的特性マップ」を作成し，公表している．科学的特性マップは，その名の通り，科学的条件のみを示すものであって社会的条件を考慮しておらず，現実味のある議論を喚起し難い．また，汎用的利用が容易なデジタルデータとしては公開されておらず，第三者による活用が進んでいない．こうした状況は，研究者による取り組みでも改善できる．

2. 消極的な「科学的特性マップ」の利用状況

経済産業省原子力小委員会に属する放射性廃棄物ワーキンググループは，2016 年 10 月に公表した『科学的有望地の提示に係る社会科学的観点の扱いについて』において，「科学的有望地の提示に係る社会科学的観点からの要件・基準の設定はせず，地球科学的・技術的観点からの要件・基準のみに基づくことが適当と考える」との見解を示している．さらに加えて，「国民の間には多様な意見が存在し、特に用地確保の可能性に関しては「人が少ない」「土地利用が容易」といったことを重視すべきとの意見が見られる一方で，例えば，人口密度等を理由に都市部を処分地選定調査の候補対象から排除するようなことは好ましくなく，むしろそうした地域こそ電力の消費地として本問題に自分ごととして向き合うべき，といった意見も見られる．・・・現時点で何らかの線引きを行うよりもむしろ，今後のプロセスの中で、建設的な国民的議論を慎重かつ丁寧に進めていくことが適当である」とも語られている．この説明を素直に読めば，国民的議論となりそうな重要な争点についてはあえて言明したくないという政治判断が見えてくるが，その一方で，国民的議論の自発的な醸成を期待しているかのようでもある，しかし，科学的特性マップのデジタルデータを非公表にすることで，議論が活性化しすぎることが周到に避けられているのも事実である．

3. 結言

本稿では，高レベル放射性廃棄物の処分地選定について実効性のある検討材料が必要となっている時代背景を述べた上で，検討材料を湧出させる基盤となるであろう科学的特性マップをデジタル化した「再現版」（シェープファイル）を独自に作成する意図と，これを一般公開するまでの手順などを紹介する．関心のある研究者は，私どもが提供する「再現版」を活用し，地層処分施設の立地先の選定作業を前へ進めるために，自らの見識と信念とに従って国民にとって有益な検討材料を供給して欲しい．なお，本稿は，髙橋朋一氏（青山学院大学）と斎藤英明氏（青山学院大学大学院）との共同研究の一部である．

*Masashi Nishikawa
[1]Aoyama Gakuin Univ.

継続調査による原子力発電に対する世論の測定(12)
—異常気象は原子力発電の有用性認識を高めたか—

Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation through Replicated Opinion Surveys (12)
Did abnormal weather enhance the awareness of the usefulness of nuclear power?

*北田 淳子
原子力安全システム研究所

1993 年以来、原子力発電に関する世論の継続調査を実施している。2018 年の調査結果から、人々は地球温暖化の影響をどのようにイメージしているか、異常気象の原因に CO_2 が関係していると思っているか、それらの認識と CO_2 削減積極性や原子力発電利用態度との関係について報告する。

キーワード：原子力発電、継続調査、世論、異常気象、地球温暖化、CO_2 削減

1. はじめに

太陽光発電の導入は進んでいるが、再稼動した原子力発電所は 9 基で、2016 年の発電分野における CO_2 排出量は、京都議定書の日本の削減義務に匹敵する約 7000 万トン 2010 年より増えた（エネルギー白書 2018）。2018 年は西日本豪雨や災害級猛暑に見舞われ、人々が地球温暖化の脅威を身近に感じた可能性がある。

2. 調査概要

関西地域の 18 歳～79 歳を対象に 2018 年 10 月に割当法・訪問留置き法で調査し 1000 人の回答を得た。

3. 結果と考察

(1) 意識の動向： 原子力発電の利用態度は、「利用するのがよい」が 10%、「利用やむをえない」が 52%で、肯定層は 2013 年以降若干増えている。今回は原子力発電が安定供給に役立つとの評価が少し増えた。

(2) 温暖化の影響のイメージ： 地球温暖化によって自然や環境・身近な生活などにどのような影響がでると思うか自由記述を求めた。890 人の記述から 53 項目（大分類では 15 個）をたて、回答者ごとに言及している項目を複数回答形式で整理した。「災害をもたらす気象現象」は 48%、「自然災害の被害」は 23%、「気候や気温の変化」は 38%、農作物の不作や不足や価格高騰などの「食料・水問題」は 22%の人が記述した。一方、「地形や生態系への影響」は 17%、「温暖化の事実や人為説の否定」は 0.8%であった。温暖化は地球のどこかで起きている遠い問題としてではなく、自らの暮らしに直接影響のある問題として受け止められているといえる。異常気象の原因に CO_2 が「強く関係している」は 36%、「少し関係している」は 37%、「関係していない・わからない」が 26%であった。関係していると思う層ほど「災害をもたらす気象現象」などの記述率が高く、2018 年の異常気象に人々が温暖化の脅威を感じたことがうかがえる。

(3) CO_2 削減意識と原子力発電の有用性評価： 日本の温室効果ガス排出量の削減を積極的に支持する意見や、原子力発電は温暖化対策として有効と認める意見は、2017 年調査と比べて増えていなかった。異常気象の原因に CO_2 が「強く関係している」と思う層は他の層と比べて、温室効果ガスの削減に積極的で、原子力発電を温暖化対策として有効と認める人もやや多いにもかかわらず、原子力発電の利用、とりわけ将来の利用の方向性については、明らかに否定的であった。

異常気象が多発する状況に温暖化の脅威を感じても、一般の人々がそれを原子力発電の有用性や電源の特性に自ら関連づけて考えることは期待しにくいことが示唆される。

---

*Atsuko Kitada
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

個人被ばく線量簡易推定アプリの開発
開発目的と計画、初めの６ヶ月でできたこと

Development of an application for rough estimation of individual doses
Purpose, Plan and What we did in the first six months

*高橋 剛[1]，後藤 淳[1]，近藤 達也[1]，須川 賢洋[1]，狩野 直樹[1]，
吉田 浩子[2]，大野 健[3]，織部 祐介[3]，吉田 秀義[3]
[1]新潟大，[2]東北大，[3]新潟医療福祉大

低線量被ばくを受け入れるどうかの判断を非専門家の個人が感覚的にできるようにするツールを開発する。自然放射線由来・原発事故由来・医療被ばくなどの個人の総被ばく線量の簡易計算を行い、他地域のデータと比較できるスマホアプリを開発する。開発目的・計画・これまでの開発状況について報告する。

キーワード： 放射線リスク判断，リスクコミュニケーション，情報発信，スマホアプリ

1. 緒言

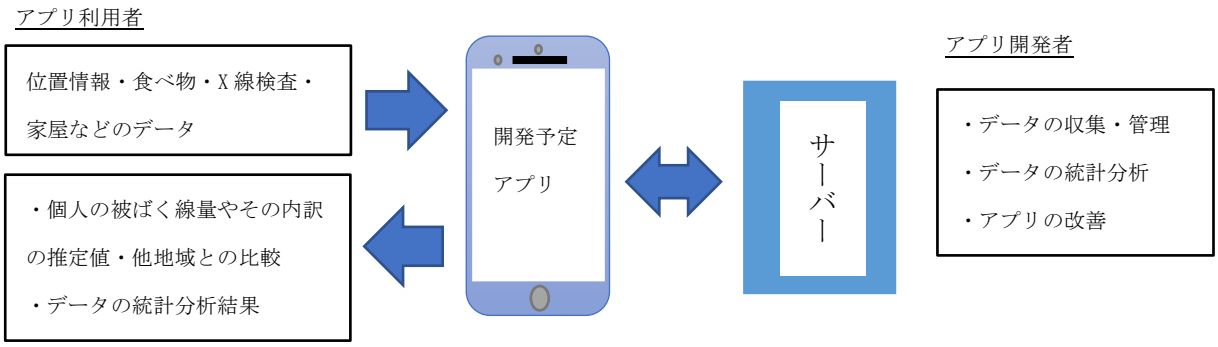
様々な団体により日本各地の放射線量率や被ばく線量調査が実施され、その測定データは印刷物やウェブページにより公表されてきた。しかし、放射線の専門家ではない人にとっては、線量率の数値だけではその値がどの程度のものなのかを把握することは難しい。また、福島県外では、原発事故被災地は危険で怖いと漠然と思っている人や、自分が普段どの程度被ばくしているのかを知らない人もまだまだ多い。

私たちは日頃から自然放射線や医療 X 線などである程度の被ばくをしているし､その量には個人差がある。放射線の専門家ではない個人が、追加被ばくがどの程度なのか自身で理解できるように、追加被ばく線量と総被ばく線量・地域差などとの比較結果を直感的に理解できる方法で提示するスマホアプリを開発する。

2. ３年間の目標と初年度（２０１９年度）の予定

３年間で目的のスマホアプリを開発して試験運用する予定である。さらに、低線量被ばくを受け入れるかどうかの判断に対して、開発するアプリが有用なツールであるか実証実験を行う。

初年度は、被ばく線量の各因子による推定方法を検討し、アプリの基本仕様を決定する。各線量推定機能をシミュレートし､実測値との比較から各線量推定法の精度検証を行う。さらに､アプリの必要性について､アンケート調査を行う。



謝辞 本プロジェクトは環境省の「平成 31 年度放射線の健康影響に係る研究調査事業」により実施されています。

*Takeshi Takahashi[1], Jun Goto[1], Tatsuya Kondo[1], Masahiro Sugawa[1], Naoki Kano[1],
Hiroko Yoshida[2], Ken Ohno[3], Yusuke Oribe[3], Hidenori Yoshida[3]
[1]Niigata Univ., [2]Tohoku Univ., [3]Niigata Univ. of Health and Welfare

電力大消費地である首都圏住民への地層処分事業に対する理解促進活動

―お台場はるか沖埋立地にガラス固化体を―

Diffusion and Uptake Activity on High revel radioactive waste disposal project for Metropolitan area residents of big power-consuming area.

－Vitrified radioactive waste disposal in Odaiba far off reclaimed island.－

*三谷　信次[1]、半谷　輝己[2],
[1]原子力コミュニケィションズ，[2]リスクコミュニケーションジャパン

過去に首都圏で発生した産業廃棄物は、地産地消の考え方から同じ首都圏に埋設処分しうまく解決してきた。同じ考え方から首都圏で過去に大量に消費した電気から発生した「核のゴミ」も同じ首都圏の科学的特性マップのグリーンの地域に埋設出来ないか机上検討した。これを基に首都圏住民の特に若い世代と対話し地層処分に対する理解を深めることで、過疎地域からの地層処分地立候補が容易にできないか検討を始めた。

キーワード：地層処分、理解促進活動、You-Tube、ガラス固化体、お台場

1. 緒言

NUMO―原子力文化財団の募集した地層処分研究施設見学について、団体や組織の人ではなく Facebook を通して関心の高い人達を募集した。原子力に比較的批判的な人達が多い一般人が集まってきた。このメンバーは一昨年は瑞浪深地層処分研究施設を訪問し、地層処分の技術的課題は概ね理解し、現世代で処分を始めるべしと結論した。同じメンバーで昨年六ヶ所再処理施設を訪問した。訪問後処分地はどこにするかが議論になり、首都圏の東京湾の埋立地を候補に立て「文献調査」を開始すべしとの提案をしてきた。

2. 方法

今年の主題は処分地の議論に絞られ、過去に一番多くの電力を使った首都圏住民が「核のゴミ」の処分について、当事者意識を持って首都圏内で地産地消すべきと主張。江戸時代から当時の庶民は生活で出たゴミはリサイクルし、最後に残ったゴミを江戸湾に埋設しその他の土砂とも合わせて埋立地を増やしてきた。明治時代から東京になっても埋立地は拡張され、昭和の時代には江東区の「夢の島」に東京 23 区のゴミトラックが押し寄せるに及び有名な「ゴミ戦争」が起きた。このとき東京都民は地産地消の認識に立ち返り、23 区それぞれに焼却炉を備えた清掃工場を作り、残った焼却ゴミだけが今でも埋立地に運ばれている。そこで私達は「核のゴミ」と言われている「高レベル放射性廃棄物」に対しても同様の認識に立ち、六ヶ所再処理施設でリサイクル処理された焼却ゴミに該当する残滓の「ガラス固化体」を、お台場はるか沖埋設地の地下３５０ｍの岩盤の奥深くに埋設するという発想をした。そのときの議論の内容を動画に収め Youtubu[1]に掲載した。今年３月から６月までのアクセス数は 400 余であった。I

3. 結論

今後は首都圏在住の将来を担う若い人達とこの件について対話し、「NIMBY(Not in my backyard)」を自分事としてどう捉えるかお互いに良く議論し、過去に実行してきた江戸庶民、昭和の都民に恥じない令和の提案ができないかと思っている。提案は始めたばかりだがこのような活動が広がり、全国規模で地層処分に対する話が盛り上がっていくことで、過疎地域からの処分地立候補が容易になることを期待したい。

[1] 動画、ミッドナイトラボ　https://www.youtube.com/watch?v=UUjiHLp-juk&t=

---

*Shinji Mitani [1], Terumi Hangai[2]
[1]Nuclear Communications., [2]Risk Communication. Japan

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[1H13-18] Nuclear Education

Chair:Etsuro Saji(MHI NSE)

Wed. Sep 11, 2019 3:50 PM - 5:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H13] Class-On-Demand "Radiation Education and HLW Geological disposal" in Elementary schools in Japan

*Hiroko MIYUKI[1], Keiichi N. Ishihara[2], Naoki Yamano[3], Yuji Kodama[4], Shigeyuki Haga[5], Toshiharu Miyakawa[6], Kiyohiro Ueda[7,8], Go Shinzawa[9] （1. Workshops and Instructional Strategies in Education, 2. Kyoto University, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Momoyama Elementary School Attached to Kyoto University of Education, 5. Iwaki city Takasaka Elementary School, 6. JNFL Rokkasho Visitors Center, 7. Sonoda Women's University, 8. Otemae University, 9. NPO Reassurance Science Academy）

3:50 PM - 4:05 PM

[1H14] Study on human capacity building program for understanding and communicating the essence of risk-informed decision

*Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1], Takenori Hida[1], Go Kikuchi[1], Yoko Matsunaga[2] （1. Univ. of Tokyo, 2. JANUS）

4:05 PM - 4:20 PM

[1H15] A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use (2)

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1H16] Development and validation of large diameter Eu:$LiCaAlF_6$ scintillation detector for neutron measurement in educational experiments.

*Yuji Kato[1], Kenta Urano[1], Takanori Kameyama[1], Toshiaki Ohe[1], Eiji Takada[2] （1. Tokai University , 2. Toyama Technical College）

4:35 PM - 4:50 PM

[1H17] Development and Practical Study on Radiation Education Program for Teachers Using Nuclear Regulation Human Resource

*Yasuhisa Oya[1], Kenji Okuno[1], Takahiro Kayano[1], Kenichiro Mori[2], Toshihiro Ozeki[2], Yoshiyuki Fukuda[3], Naoki Miyamoto[4], Taku Nakamura[5], Akihide Kayano[6], Keisuke NIgawa[7] （1. Shizuoka University, 2. Hokkaido University of Education, 3. Miyagi University of Education, 4. Ibaraki University, 5. Gifu University, 6. Shimane University, 7. Hyogo University of Education）

4:50 PM - 5:05 PM

[1H18] Investigation of High School Textbooks

*Kazuhiko Kudo[1], Akira Kumagai[2] （1. Kyushu Univ., 2. JAERO）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

小学校における「放射線教育と地層処分」出前授業 8 年間の推移

Class-On-Demand "Radiation Education and HLW Geological disposal" in Elementary schools in Japan
Transition of the last eight years

*幸 浩子[1,2]，新澤 剛[1,3]，植田 清宏[1,4,5]，芳賀 重行[1,6]，兒玉 裕司[1,7]，宮川 俊晴[1,8]，山野 直樹[1,9]，石原 慶一[1,10]
[1]チーム EEE，[2]W.I.S.E.教育企画，[3]安全安心科学アカデミー，[4]園田学園女子大学，[5]大手前大学，[6]いわき市立高坂小学校，[7]京教大附属桃山小学校，[8]六ケ所げんねん企画株式会社，[9]東京工業大学，[10]京都大学

エネルギー環境教育を主軸に据えて，放射線の基礎知識および高レベル放射性廃棄物の処分方法と地層処分の課題を，講義や実験・体験だけでなく，批判的思考・アクティブラーニングのみゆカフェを授業で用い，授業による態度変容を調査，教育の有効性の確認を行なっている．

キーワード：エネルギー環境教育，放射線教育，高レベル放射性廃棄物，地層処分，小学校，出前授業，みゆカフェ

1. 緒言

持続可能な社会の構築に向け，「どのようなエネルギーを使うと，どのように環境に影響が生じ，それらがどのように私たちの生活に影響を与えるのか」総合的に考え，実践的な取り組みを推進する必要がある．出前授業は，このような授業の提供方法の一つである．

2. 出前授業

エネルギー環境教育を主軸に出前授業を 2010 年より 1 都 1 道 2 府 9 県で実施. 総参加者は 8000 名を超える（表 1）.

表 1　エネルギー環境・放射線教育等の出前授業実績

学年＼年度	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	年度＼総数
1年			10	5	22	24	49	52	51	213
2年			10	4	22	24	45	47	49	201
3年		5	11	5	26	34	111	120	45	357
4年	78	193	34	66	47	115	107	99	44	783
5年		317	229	117	45	71	42	0	80	901
6年		1323	455	320	587	242	126	250	72	3375
中学		128	130	96	240	180	387	343	223	1727
高校					29	34	0	0	0	63
教職員/PTA	4	85	60	38	50	112	74	82	27	532
大学		8	0	0	27	0	20	0	0	55
一般/社会人						15	10	13	12	50
参加者数	82	2059	939	651	1095	851	971	1006	603	8257
訪問学校数	1	25	13	8	21	14	6	9	6	103

所在地：北海道，青森，山形，福島，茨城，千葉，東京，神奈川，愛知，和歌山，京都，大阪，鹿児島(離島)

2-1. 授業内容と方法

小学校高学年の授業方法，授業内容と学習の目当ては次のとおりである．

- 授業方法：クイズ仕立ての座学，実験，授業前中後の印象／意識調査，テスト，みゆカフェ[1)]
- 授業内容と学習の目当て：【エネルギー環境】一次エネルギーの種類と発電方法，使うとなくなるエネルギーとなくならないエネルギー．【放射線】放射能・放射線・放射性物質，五感に感じない事，身の回りにある事，生物に影響する事，役立つが危険である事，防御方法，測定できる，リスクとは何か．【高レベル放射性廃棄物】様々な処分方法，地層処分，課題と解決案．

2-2. 授業による態度変容の推移

2010 年から 2011 年原発事故前の調査は，発電に関する印象調査であり，原子力は安全なエネルギーの 1 つとして歓迎されており，放射線に関する感情・知識はほとんどないと考えられる．2011 年の事故後，原子力は一変して危険で殺意的なエネルギーと認識されるようになる．2011 年 9 月以降の印象調査では放射線の印象として，原発事故の被災地「あびると死ぬ．私たちは死んでしまうのか？」に対し，非被災地「福島県」という回答が多くみられるなど特徴的な相違が確認された．2015 年を過ぎるころから，被災地・非被災地の調査結果に大きな相違は確認できなくなった．

1）みゆカフェ：個々のブレインストーミング(B.S.)の結果を基に，彼我が B.S.する連鎖反応効果を活用した討議法

3. 結論

出前授業は有効な教育手段であり，経年の態度変容の推移は，子どもの年齢差による経験の忘却，取り巻く社会環境や社会情勢の変化などがその要因と考えられる．正しいエネルギー知識と理解の下に，将来，エネルギーの意思決定ができるよう，学校においてはこの様な出前授業やみゆカフェを活用してほしい．

*Hiroko Miyuki[1,2], Go Shinzawa[1,3], Kiyohiro Ueda[1,4,5], Shigeyuki Haga[1,6], Yuji Kodama[1,7], Toshiharu Miyakawa[1,8], Naoki Yamano[1,9], Keiichi N. Ishihara[1,10]
[1]Team Energy Environmental Education, [2]Workshops and Instructional Strategies in Education, [3]NPO Reassurance Science Academy, [4]Sonoda Women's University, [5]Otemae University, [6]Iwaki city Takasaka Elementary School, [7]Momoyama Elementary School Attached to Kyoto University of Education, [8]JNFL Rokkasho Visitors Center, [9]Tokyo Institute of Technology, [10]Kyoto University

リスクの本質を理解・伝達できる人材教育プログラムの検討

Study on human capacity building program for understanding and communicating the essence of risk-informed decision

*糸井 達哉[1]，高田 毅士[1]，肥田 剛典[1]，菊池 豪[1]，松永 陽子[2]
[1]東京大学，[2]日本エヌ・ユー・エス

本稿では、外的事象などの不確実さが大きい事象に対する原子力安全に係る意思決定に関する人材育成プログラムの検討の背景と計画、検討状況について報告する。

キーワード：不確かさ，意思決定，教育プログラム

福島第一原子力発電所事故を受け、原子力安全、特に外的事象等の不確かさが大きい事象にかかわる意思決定の重要性が改めて指摘されている。その意思決定においては、多様なステークホルダ間の議論が重要であり、原子力発電所の安全性を継続的に向上させるという観点からは、不確実な工学的問題を社会と共考し意思決定することに係る意識醸成及び技術者の能力向上が必要である[1]。そこで、本検討では、意思決定に関わる議論の基盤となる人材教育プログラムの検討を行った。教育プログラムの検討では、以下の点に主眼を置き、講義と例題[2]を用いたグループ演習を組み合わせたプログラムの作成を検討している。

- 技術者は、様々な分野を統合するという点において重要な役割を担うこと
- 技術の議論においては、その上位事項（目標や性能のクライテリア、制約条件等）の明確化に係る議論が必須であること
- 問題の特性を的確に把握すること。例えば、外的事象のような不確かさが内在する問題については、その取扱いをタブー視せず、その意思決定の過程を正当化する努力が必要であること
- 完全性や正確性を失わず、かつ、可能な限り専門用語を用いずに複雑でない議論が重要であること
- 専門家と社会とのコミュニケーション以前の問題として、異分野専門家間間でリスクに関する議論が重要であること

電力事業者が、取り組んでいる喫緊の課題の一つにリスク情報を活用した意思決定（RIDM）があり、本教育プログラムとも親和性が高いと考えられる。今後、原子力業界（特に事業者）の技術者が工学・リスクの考え方に精通するプログラム、及び、RIDM の考え方の普及させるための教育プログラムと位置づけて、上記の教育プログラムを構築する予定である。

謝辞

本検討は、資源エネルギー庁平成 30 年度「原子力の安全性向上を担う人材の育成事業」として実施した。

参考文献

[1] 例えば，資源エネルギー庁　自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ」，原子力の自主的安全性向上の取組の改善に向けた提言，2015.

[2] 菊池・糸井・肥田・高田，原子力発電の技術的争点に係る要素の共有手法の提案，日本原子力学会 2019 年秋の大会.

*Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1], Takenori Hida[1], Go Kikuchi[1] and Yoko Matsunaga[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JANUS

教育や現場で使い勝手の良い放射線量評価モンテカルロ法コード(2)
PHITS との比較および教育での利用

A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use (2)
Comparison with PHITS and use in education

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[1]

[1] 東海大

モンテカルロ法に要する専門知識と利用技術の修得のため、教育および現場で使える Microsoft Excel VBA を用いた使い勝手のよい線量評価コード「S-Monte」を開発している[1]。体系の入力を XYZ 座標に限定し、Point detector を含む各種 Estimator (Tally)や線源位置の推定支援機能を有している。MATXSLIB-J4 ライブラー[2]から本コードで利用可能な多群のγ線量評価用のファイルを作成し、連続エネルギーの粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[3]との線量計算結果の比較を進めた。また、教育現場での利用について議論する。

キーワード：線量評価，モンテカルロ法、教育、現場利用

1. 計算機能　開発した S-Monte は、計算機能として Track length、Point detector、Surface crossing および Collision の Estimator (Tally)を用意している。また、地表に堆積した環境放射線源の位置と強度を、建屋内の空間線量から随伴 (adjoint) 計算を用いて推定支援する機能なども用意している。

2. 検証計算　MATXSLIB-J4 ライブラーから本コードで利用可能なエネルギー42 群のγ線量評価用のファイルを作成し、PHITS との比較を進めた。γ線束-線量変換には原子力学会標準の線量換算係数[4]を使用した。環境放射線源からの線量を評価するため、地表に堆積した Cs-137 点線源による建屋内の線量分布を S-Monte と PHITS で計算し、1m 毎の高さ平均の線量について一致を見た（Fig. 1）。但し、鉛の遮蔽など遮蔽効果の大きい場合には課題が残されている。

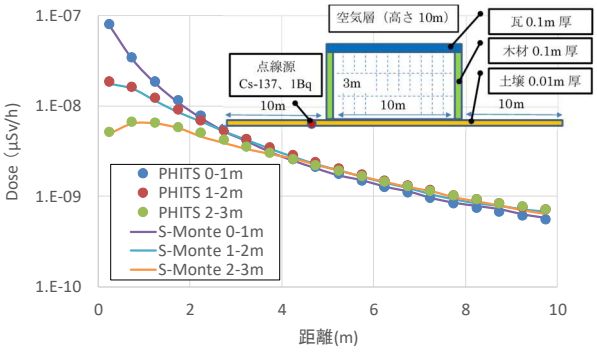


Fig. 1 建屋内の線量分布の比較

3. 授業・現場での活用　本コードを当学科の原子力の授業で使用し、学生は建屋の壁（木材とコンクリート）の違い、地表面の土壌の厚みの線量への影響などを自ら計算し、理解を深めている（Fig. 2）。学生からは、計算手順が明快であるとの好評価も得ている。今後も線量評価に向けて検証作業を進めるとともに、授業から得た成果から利用法などを向上する。また、環境放射能や放射線照射施設の現場等での実用に供する計画である。

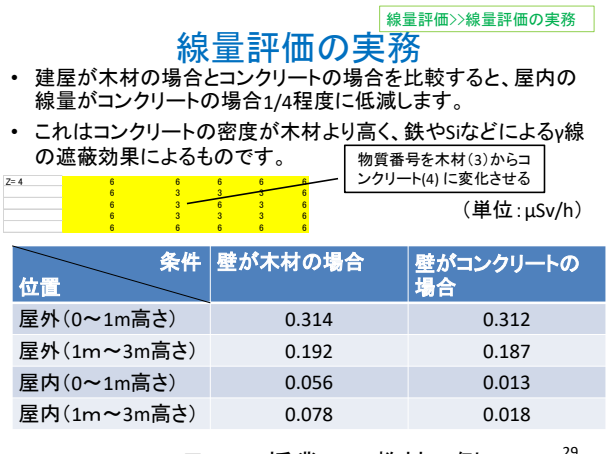


Fig. 2 授業での教材の例

［文献］

1. 松村、亀山、原子力学会 2019 年春の年会 2J13
2. K. Shibata, et al., JENDL-4.0, J. Nucl. Sci. Technol. **48**, 1, pp 1-30 (2011).
3. T. Sato, et al., PHITS, J. Nucl. Sci. Technol.,**55**, 6, pp 684-690 (2018)
4. 日本原子力学会標準 AESJ-SC-R002-2010

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[1]

[1]Tokai University

教育実験における中性子計測用の大口径 Eu:LiCaAlF6 シンチレーション検出器の開発・検証

Development and validation of large diameter Eu:$LiCaAlF_6$ scintillation detector for neutron measurement in educational experiments.

*加藤　祐嗣[1]，[1]浦野　健太，[1]亀山　高範，[1]大江　俊昭，[2]高田　英治
[1]東海大学　[2]富山高専

学生実験用に大口径の Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレーション検出器を開発し、^{241}Am-Be 中性子源とポリエチレン減速材からなる体系にて熱中性子束を計測した。計測結果を、^{3}He 比例計数管の計測値および中性子輸送計算コード PHITS の計算結果と比較し、本検出器の特性・性能を確認・検証した。
キーワード: Eu:$LiCaAlF_6$,　^{241}Am-Be 中性子源,　熱中性子束,　ポリエチレン減速材

1. 緒言

東海大学原子力工学科では中性子の拡散・減速・吸収の理解を深めるために、^{3}He 比例計数管を用いて学生実験を行っている。^{3}He の供給不足を機に当研究室では Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレーション検出器に着目し、学生実験に向けて開発を行っている[1)]。本検出器は比例計数管とは異なる計測原理で構成され、計測技術の理解をより深めることにも適している。

表1 検出器と中性子源の仕様

シンチレーション検出器		^{3}He比例計数管
Eu:$LiCaAlF_6$		^{3}He 0.4[MPa]
形状[10^{-3}m]	φ 50×5	φ 25.5×300
波長[10^{-6}m]	370	
PMT	H6559 φ 65×218[10^{-3}m]	
印加電圧[V]	−2000	+1700
中性子源	核種	^{241}Am-Be
	発生数 [個/s]	4.4×10^{5}

2. 実験体系・方法

トクヤマ製 Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレータ+浜松ホトニクス製 PMT+信号回路系(前置増幅器+増幅器)+データ処理系(MCA 等)により中性子検出器を構成した。PMT の受光面径をφ0.065m とシンチレーション径φ0.05m より大きくした。計測実験の体系を図 1 に示す。中性子源と検出器の距離を 0.15m で固定し、カドミウム(Cd)板厚さ 0.001m で線源からの熱中性子を除き、その後方に、中性子の減速・吸収の効果を見るためにポリエチレン(PE)板厚さ 0〜0.08m を減速材、PE 板の後方に鉛(Pb)板厚さ 0.03m をγ線の遮蔽材として設置した。同様に Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレータの位置に ^{3}He 比例計数管を置換した。計測時間は 600 秒とした。PHITS コード[2)]の T-deposit 機能を用いて、図 1 の検出部の熱中性子束を中性子発生数 2×10^{7} 個で計算した。

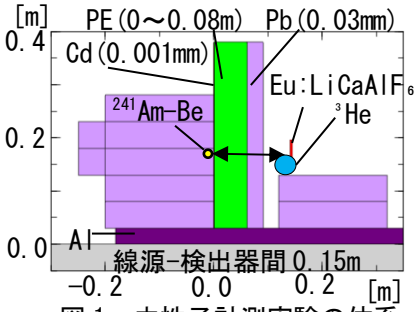


図 1.　中性子計測実験の体系.

3. 実験結果と考察

PE 厚さ 60mm の場合の本検出器による波高分布を図 2 に示す。本検出器はγ線に起因する信号も捉えるため、中性子との弁別が必要である。波高分布から雑音+γ線の計数率を指数関数近似で求め、全計数率との差を中性子計数率とした。中性子計数率の積分値 R と ^{6}Li(n,t)反応の熱中性子束に対する平均断面積[3)] σ から熱中性子束(ϕ_{th})を算出した。その際、シンチレーション光(370nm)のシンチレータ内の散乱透過率 27.5%を考慮した。同様に、^{3}He 比例計数管の計測値と ^{3}He(n,p)反応の平均断面積から PE 厚さに対する ϕ_{th} も算出した。それらの結果を PHITS の結果と共に図 3 に示す。PHITS による計算値と本検出器の計測値を比較して、PE0mm、20mm のときの差は拡大したがそれ以外の差は 7%未満となった。^{3}He 比例計数管の ϕ_{th} は他より大きくなったため、相対比較を行うが、両計測値と計算値とともに PE0.06m の場合で熱中性子束がピークとなった。両検出器ともに、PE0.06m までは減速効果を、PE0.07m 以上では吸収効果をそれぞれ確認できた。
今後、ϕ_{th} 算出法と計測の精度の向上を続け、学生実験への導入を進める。

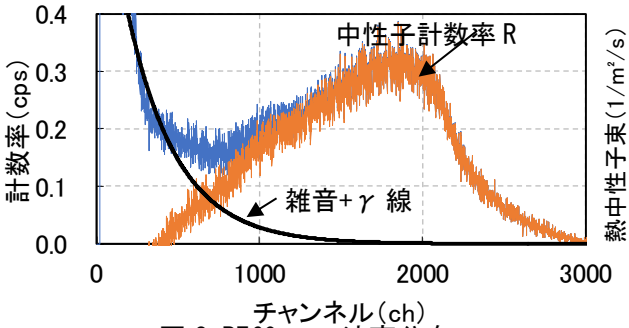


図 2 PE60mm の波高分布.

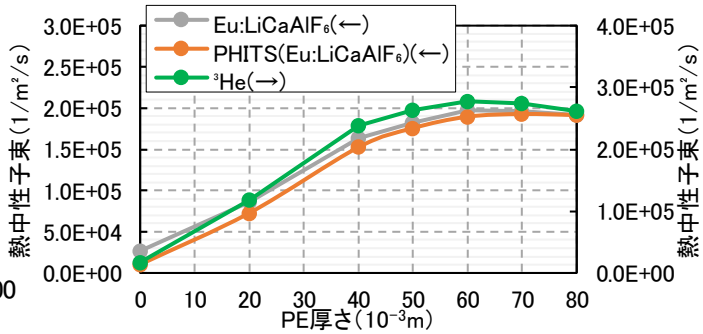


図 3 熱中性子束分布の比較.

参考文献
1) Nucl. Instrum Methods A, 802, 1-4(2015).
2) J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).　3)核データの表 http://wwwndc.jaea.go.jp/NuC/index_J.html

*KATO Yuji[1], URANO Kenta[1], KAMEYAMA Takanori[1], OHE Toshiaki[1], TAKADA Eiji[2]
[1]Tokai Univ. [2]National Institute of Technology, Toyama College

原子力規制人材育成における学校教員向け放射線教育プログラムの開発及び実践研究

Development and Practical Study on Radiation Education Program for Teachers Using Nuclear Regulation Human Resource

*大矢恭久[1], 奥野健二[1], 萱野貴広[1], 森健一郎[2], 尾関俊浩[2], 福田善之[3], 宮本直樹[4], 中村 琢[5], 栢野彰秀[6], 庭瀬敬右[7], 粟田高明[8], 内ノ倉真吾[9], 清水洋一[10], 濱田栄作[10], 寺木秀一[11], 小長谷幸史[11], 重松宏武[12]
[1]静岡大学, [2]北海道教育大学, [3]宮城教育大学, [4]茨城大学, [5]岐阜大学, [6]島根大学, [7]兵庫教育大学, [8]鳴門教育大学, [9]鹿児島大学, [10]琉球大学, [11]新潟薬科大, [12]山口大学

本研究では教員養成課程の学生に着目し、将来の学校での放射線教育実践に向けた教育プログラムを開発・実践した。これまで 3 年間改善を試み、満足度を高めてきた。その結果、実習の目的を明示し、学校現場で実践できる題材を組込むことで将来の教員養成に不可欠な知識の獲得が可能になることが示唆された。

キーワード：放射線教育，原子力規制人材育成

1. 緒言

学習指導要領の改訂により、学校における放射線教育の重要度が増しており、放射線に関するリテラシーの高い教育者の育成が求められている。そのため、大学の教員養成課程における放射線教育は重要な役割を担っている。そこで、原子力規制人材育成事業を活用し、将来の放射線教育実施教員を養成するためのカリキュラムを開発・構築・実践し、その効果について検証・改善を繰り返しながら満足度の高い放射線教育カリキュラムの構築を試みた。

2. 方法

各大学でのカリキュラムにあわせ、放射線の基礎知識に関する講義、放射線測定実習、放射線の定量評価、放射線測定器の特性実験、放射線利用に関する実験から選択して実施することとした。これらの講義・実習カリキュラム実施後に、受講生にアンケートを記入してもらい、本事業における放射線教育の効果について検証するとともに、次年度のテキストの改訂およびカリキュラムの改善を図った。

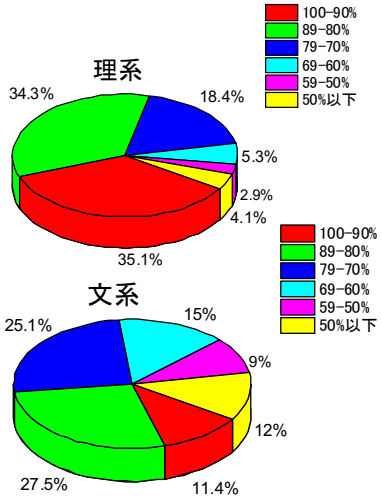


図　理系・文系における講義・実習満足度調査結果

3. 結論

図に本事業における講義・実習の満足度を理系および文系学生ごとにまとめた。理系では高い満足度が得られたが、文系では理系ほど高い満足度が得られていないことがわかる。これは、実習時間の制約と講義・実習内容を理解しきれていないことに起因すると考えられる。そのため、講義・実習の動機付けやフォローアップを充実させることが必須であると考えられる。また、学校現場で使える資料を提供し、即戦力の教員養成のためのプログラムとして今後も改善していく予定である。

---

*Yasuhisa Oya[1], Kenji Okuno[1], Takahiro Kayano[1], Kenichiro Mori[2], Toshihiro Ozeki[2], Yoshiyuki Fukuda[3], Naoki Miyamoto[4], Taku Nakamura[5], Akihide Kayano[6], Keisuke Niwase[7], Takaaki Awata[8], Shingo Uchinokura[9], Yoichi Shimizu[10], Eisaku Hamada[10], Shuichi Teraki[11], Yukifumi Konagaya[11], Hirotake Shigematsu[12]

[1]Shizuoka Univ., [2]Hokkaido Univ. of Edu., [3]Miyagi Univ. of Edu., [4]Ibaraki Univ., [5]Gifu Univ., [6]Shimane Univ., [7]Hyogo Univ of Edu., [8]Naruto Univ. of Edu., [9]Kagoshima Univ., [10]Univ. of the Ryukyus, [11]Niigata Univ. of Pharm. Appl. Life Sci., [12]Yamaguchi Univ.

高等学校教科書のエネルギー・環境・原子力関連記述に関する調査と提言

ー地理歴史（世界史，日本史，地理），公民（現代社会，倫理，政治・経済）教科書の調査−

Investigation of High School Textbooks

Investigation of World and Japanese History, Geography, Modern Society,

Ethics, Politics and Economy Textbooks

*工藤　和彦[1]，熊谷　明[2]

[1]九大，[2]元日本原子力文化財団

キーワード：高等学校教科書の調査，地理歴史，公民，エネルギー，原子力，環境

1. 緒言

2009 年に高等学校学習指導要領が改訂された。これに基づく地理歴史（世界史、日本史、地理）および公民（現代社会、倫理、政治・経済）の教科書ではエネルギーや原子力の利用などを取り上げている。そこで，原子力学会教育委員会は 2019 年度から使用される教科書(28 点)における世界各国および日本のエネルギー，原子力利用などに関する記述のほか，東京電力福島第一原子力発電所事故に関連した記述の調査を行い，教科書のさらなる充実を図っていただくことを目的として 6 項目の提言をまとめた。

2. 適切でない教科書の記述例

- 「ヨーロッパの人々は，自国や他国に対しても原子力政策の見直しを求め，脱原発の世論が拡大していきます」,「福島第一原発の事故をうけて，世界の国ぐにではエネルギー政策の見直しがはじまった。 ドイツやベルギーといった原発依存度が高い国も「脱原発」を決定し，…」
- 「原発は大都市以外の僻地に立地交付金などを出して開発を進めているため国の財政援助が大きく，これらを含めればコストは安くない」　等々

3. 教科書記述への提言

提言 1　世界の原子力発電利用の状況の正確な記述　： 世界で原子力発電所の廃止を決めたのは 4 ヵ国で, 現在利用していて将来も利用を考えている国は 19 ヵ国, 利用の計画がある国は 14 ヵ国ある。

提言 2　日本のエネルギー政策と原子力発電についての適切な解説　： エネルギー基本計画が示す電源構成比率として，火力（主として天然ガスおよび石炭）56%，再生可能エネルギー22～24%，原子力 22～20%といった方針であることの説明を望みます。

提言 3　東京電力福島第一原子力発電所事故についての適切な記述　： 同事故の原因について「東日本大震災における地震で津波が発生し発電所の敷地内に襲来したが，冷却機器が稼働を続けられるような安全対策を考慮していなかったために事故に至った」といったより正確な説明を望みます。

提言 4　原子力安全とリスクについてのバランスの取れた解説　： 技術的見地からの安全性と，市民の感覚を踏まえた安心のバランスに立った記述とされることを提言します。

提言 5　放射性廃棄物の処理処分についての現状を踏まえた記述　： 放射性廃棄物の処理・処分の実状を踏まえた記述がされることを提言します。

提言 6　原子力利用について賛否両論を取りあげた記述

原子力発電を利用するにあたっては，国民の理解が不可欠であり，安全･安心の確保が最優先です。生徒にこのような問題を考えさせる場合，賛否両論を取り上げたバランスの取れた記述となることを提言します。

---

*Kazuhiko Kudo[1] and Akira Kumagai[2]

[1]Kyushu Univ. [2]Japan Atomic Energy Relations Organization

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

[1I01-02] Isotope Separation and Analysis

Chair:Koichi Uozumi(CRIEPI)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:35 AM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I01] Molybdenum isotope enrichment by column chromatography using crown ether resins

*Kazuki Tanoshiro[1], Chizu Kato[1], Satoshi Fukutani[2], Syun Sekimoto[2], Tsutomu Ohtsuki[2], Takeshi Ohno[3], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Gakushuin Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] A compact external cavity laser diode coupled tapered amplifier system for isotope separation and analysis

*Stephen Robert Wells[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

クラウンエーテル樹脂を用いたカラムクロマトグラフ法による モリブデンの同位体分離

Isotope separation of Molybdenum by column chromatography using crown ether resins

*田野城 一希[1], 加藤 千図[1], 大野 剛[2], 福谷 哲[3], 関本 俊[3], 大槻 勤[3], 藤井 俊行[1]
[1]大阪大学, [2]学習院大学, [3]京都大学複合原子力科学研究所

クラウンエーテル樹脂を用いたカラムクロマトグラフ法によりモリブデンの同位体分離を行った。1 m のガラスカラムに樹脂を充填させ、モリブデン塩酸溶液を注入した。得られたサンプルの同位体比をマルチコレクター型誘導結合プラズマ質量分析計(MC-ICP-MS)で精密測定した。

キーワード： モリブデン、同位体分離、医療応用、カラムクロマトグラフィー

1. 諸言

核医学検査の一つである SPECT には放射性薬剤として ^{99m}Tc が利用されている。^{99m}Tc は ^{99}Mo からのγ崩壊により生成される。現在 ^{99}Mo は全て海外から輸入されており、国産化が検討されている。国産化の一つの手法として ^{100}Mo(γ,n)^{99}Mo 反応を用いた生成法がある。本研究ではこの反応の効率化を目的とし、クラウンエーテル樹脂を用いたカラムクロマトグラフ法によりモリブデンの同位体分離を行った。マルチコレクター型誘導結合プラズマ質量分析計(MC-ICP-MS)で精密同位体分析を行い、同位体分離係数を求めた。

2. 実験方法

2 M, 5 M, 9 M の塩酸それぞれに Mo(VI)を 0.1 M になるように溶解させた。1 m のガラスカラムにクラウンエーテル樹脂(DB21C7,DB18C6)をそれぞれ充填し、コンディショニングを行った。樹脂にモリブデン塩酸溶液を高圧ポンプにより注入し、溶離液を 2 ml ずつ回収した。得られたサンプルを誘導結合プラズマ発光分光分析装置(ICP-AES)によりモリブデン濃度分析を行った。MC-ICP-MS を用いてサンプルのモリブデン同位体比を測定した。測定結果から同位体分離係数εと分離一段の高さ(HETP)を求めた。[1][2] 以上の結果より、同位体分離係数が最も高かった 9 M 塩酸において DB15C5(1 m)と DB21C7(2 m)の同位体分離実験を行い、同位体分離係数と HETP を評価した。

3. 結果・考察

DB18C6resin、9 M 塩酸の結果を図 1 に示す。同位体測定の結果、前端のサンプルに重いモリブデン同位体が濃縮していることが分かった。最も高い同位体濃縮係数は DB18C6 の 9 M 塩酸で $^{100}\varepsilon=2.5\times10^{-4}$ であった。しかし、HETP は DB21C7 の方が短く、分離性能が良いことが分かった。

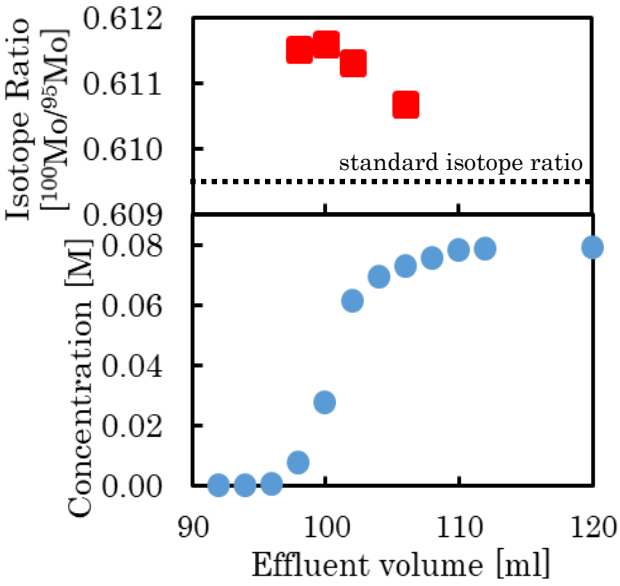


図 1 DB18C6resin 9 M 塩酸の結果

参考文献

[1] F.H.Spedding, J.Am.Chem. Soc., 77, 6125 (1955)

[2] Y.Fujii, Sep.Sci.Technol., 20, 377 (1985)

*Kazuki Tanoshiro[1], Chizu Kato[1], Takeshi Ohno[2], Satoshi Fukutani[3],Shun Sekimoto[3], Tsutomu Otsuki[3], Toshiyuki Fujii[1]

[1]Osaka University, [2]Gakushuin University, [3]Institute for integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

A compact external cavity laser diode coupled tapered amplifier system for isotope separation and analysis

*Stephen R. Wells[1] and Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo.

An external cavity diode laser coupled tapered amplifier system was constructed on a single heatsink/baseplate to allow for easy portability and compact, laboratory bench-top scale usage. Description of the design and construction, as well as pertinent characteristics is provided. The system is intended for isotope selective purposes, in particular, the quantification and analysis of Ca-41 for nuclear decommissioning, but the system may be applied to any appropriate isotope.

Keywords: laser resonance excitation, external cavity laser diode, tapered amplifier, miniaturization, portability

1. Introduction

For atomic spectroscopy and isotope analysis related experiments where laser irradiationis required, it is popular to use diode lasers (in the form of external cavity diode lasers: ECDLs), due to their relative affordability, ease of setup and high frequency tunability. However, their main drawback is in their comparatively low lasing intensities. In applications where a high lasing power is required, such as for the low cross-section transition in a resonance ionization scheme, often less-readily tunable lasers are used. Semiconductor devices known as tapered amplifiers (TPAs) can be used to amplify a seed laser diode beam while preserving its frequency tunability (see, e.g. Ref. [1]), providing an advantage over other laser systems. Here we describe the construction of an ECDL coupled with a TPA with both mounting blocks [2] and intermediary optics sited on a single baseplate, as opposed to separate enclosures.

2. Methods

In a first design iteration wherein the ECDL and TPA mounts were separately placed on individual heatsinks, it was found that when the system was operated at the power output required for Ca resonance ionization experiments (~250 mW), the ECDL seed beam coupling rapidly degraded, causing the power output to decay rapidly to non-useful levels. It was found that the individual heat sink was not capable of absorbing the heat produced by the TPA, and the subsequent thermal expansion dislocated the ECDL coupling. The solution was to place both the ECDL and TPA on a single heatsink base, thermally capable of mitigating the heat flux from the TPA. Alongside this, methods in coupling the ECDL to the TPA are fully discussed, as well as thermal characterization through MATLAB simulation and direct measurement.

3. Conclusion

An all-on-one baseplate ECDL seeded TPA laser system is constructed; it was found that control of the thermal conditions is absolutely essential for maintaining seed beam coupling and hence stable operation for experimentation, therefore a full design justification and characterization is provided here. Design motivations included portability for easy transport to collaborating laboratories, as well as miniaturization for laboratories where space is a premium, with possible application to mobile systems. The unit provides stable, high-power output confirmed to be suitable for isotope selective resonance ionization experiments for radioisotope analysis (LIBS for nuclear material analysis, isotope selective separation procedures etc.).

References

[1] A. C. Wilson *et al.* Appl. Opt. **37**, 4871 (1998)

[2] J. C. B. Kangara *et al.* Am. J. Phys. **82**, 805 (2014)

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

[1I03-07] Advanced Analytical Chemistry

Chair:Takeshi Tsukada(CRIEPI)

Wed. Sep 11, 2019 10:35 AM - 12:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I03] Development of laser absorption analtyical spectroscopy with glow discharge atom source

*Daisuke Ishikawa[1], Yoshihiro Iwata[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM

[1I04] Measurement of Ba mass bias factor in triple quadrupole inductively coupled plasma mass spectrometry

*HIROKI SHIBAHARA[1], MAMI YUKI[1], YUKIKO OISHI[1], YASUTAKA TAKEUCHI[1] (1. ATOX)

10:50 AM - 11:05 AM

[1I05] Optimization of chromatography method for an advancement of trace analysis of ^{151}Sm

*Masaaki Yoshida[1], Tsuyoshi arai[1], Ryotatsu Matsushima[2], Yasuo Saito[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[1I06] Adsorption behavior of trivalent actinides and lanthanides on pyridine resin in sodium nitrate aqueous solution

Fauzia Hanum Ikhwan[1], Chikage Abe[2], Kenji Konashi[2], *Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. Technol., 2. Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[1I07] XAFS study on the local structure of U(V) in Ternary transition metal uranates

*Daiske Akiyama[1], Takayuki Nagai[2], Yoshihiro Okamoto[2], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1,2] (1. Tohoku univ., 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

グロー放電原子蒸気源を有するレーザー吸収分光分析システムの開発

Development of laser absorption analytical spectroscopy on glow discharge plasma cell

*石川大裕 [1]，岩田圭弘 [1]，長谷川秀一 [1]

[1] 東大

東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生した放射性廃棄物を分析するために，高電圧印加による放電プラズマとレーザーを用いた分光分析システムの開発を行っている。今回は燃料模擬金属として注目している Tm の吸収分光の検出限界の評価及びさらなる高感度化システムの開発について報告する。

キーワード：放電プラズマ，吸収分光，検出限界，キャビティリングダウン分光

直流高電圧印加により発生する放電プラズマは励起断面積及び電子密度に依存するものの，電子衝突により原子を様々なエネルギー準位へ励起できる。これにより励起準位間の光遷移を達成することが可能であるほか，放電電極近傍は電位差が大きく変化することにより,電極へのイオン衝突を起点とした電極表面近傍の原子を叩き出すスパッタリングが起こる。これはイオンインプランテーションを主な目的とするイオンビームにはないような放電プラズマの特長であり，物質加工の表面改質や半導体製造に用いられ，装置系が小規模ながらも硬い試料や溶解しにくい試料などを比較的純粋な原子の状態で供給可能である。

春の年会で発光分光における検出限界の評価について報告を行った。これを踏まえて,さらに少量の検出が可能な吸収分光を試み,検出限界の評価を行った。この結果，吸収分光は発光分光と比べるとダイナミックレンジは小さいものの,感度が高いことが示された。

そこで、吸収分光よりもさらに少量の検出が可能な実験系の開発に取り組むことにした。数あるレーザーをプローブとする吸収分光のうち,キャビティリングダウン分光法[1]に注目した。本手法の利点として光路長を一対の高反射ミラーにより長くすることにより少量の測定が行えるほか,リングダウン信号と呼ばれる高反射ミラーからの漏れ光の緩和時間である時定数を測定するのでレーザーの光強度揺らぎを受けにくい。今回我々は 405 nm 中心の高反射ミラー（CRD Optics, 901-1010-0405）を導入して,キャビティリングダウン分光法のためのセットアップを構築した(図 1)。本発表ではキャビティリングダウン分光のための準備を含め,その進展を報告する。

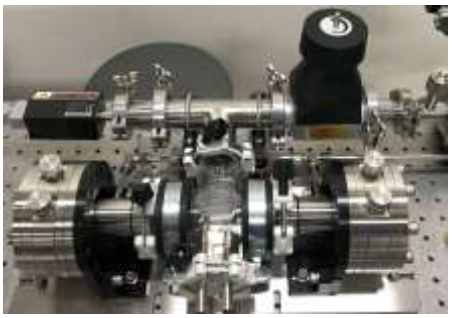


図 1　構築したキャビティリングダウンの実験系

参考文献

[1] A. O'Keefe and D. A. G. Deacon, *Rev. Sci. Instrum.* **59**, 2544 (1988).

*Daisuke Ishikawa[1], Yoshihiro Iwata[1], and Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo

トリプル四重極誘導結合プラズマ質量分析法における Ba マスバイアス係数の測定

Measurement of Ba mass bias factor in triple quadrupole inductively coupled plasma mass spectrometry

*芝原 裕規, 結城 真美, 大石 有希子, 竹内 康隆

(株) アトックス

トリプル四重極 ICP-MS(Agilent 社製 ICP-QQQ)を用いた Ba の同位体比測定における質量差別効果を調べた。各種のコリジョン-リアクションセル(CRC)ガスを用いて測定した Ba 同位体比からマスバイアス係数(ε)を算出し、ε に及ぼす CRC ガスの種類、エネルギーディスクリミネーション(ED)値等の影響を解明した。

キーワード：トリプル四重極 ICP-MS, Ba, 質量差別効果, マスバイアス係数

1. 緒言

1F 廃炉等に係る放射性廃棄物のインベントリ評価のためには ICP-QQQ による Cs 同位体(Cs-134, -135 及び -137)の高感度、高精度分析が有効である。ICP-QQQ で測定した Cs^+のイオンカウント数から Cs 同位体比を求めるには、イオンカウント数をマスバイアス係数 ε(Cs)で補正する必要があるが、ε(Cs)の実測に必要な Cs 同位体比が既知の標準物質はない。そこで本研究では、Cs と質量が同領域の天然 Ba を用いて ICP-QQQ 測定における ε(Ba)を実測し、それを基に ^{135}Cs / ^{137}Cs 比等の測定における質量差別効果の補正法を考察した。

2. Ba のマスバイアス係数 ε の算出方法

天然 Ba を含む 0.5mol/L HNO_3 溶液を用いて ICP-QQQ で測定した m/z(m : 質量数、z : イオンの電荷)=130～138 におけるイオンカウント数から式(1)を用いて ε(Ba)を求めた。

$$R_{meas}/R_{true} = 1 + \varepsilon \times \Delta m \quad (1)$$

ここで、R_{meas} は異なった 2 種類の m/z において測定したイオンカウント数の比、及び R_{true} は同様な 2 種類の m の天然同位体組成から計算した理論同位体比を表す。Δm は 2 種類の同位体の m の差を表す。

3. 結果

CRC ガスとして流速 4ml/min の He を用いた時の Δm と R_{meas}/R_{true} の関係を図 1 に示す。両者には正の勾配の直線関係があり、式(1)が成り立つことを確認した。直線の傾きから ε(Ba)は 0.016±0.0003 であった。Ba^+との化学的相互作用が無視できる CRC ガスを流さない場合及び H_2-CRC ガスを用いた場合にも同様な正の勾配を持った直線関係が得られ、ε(Ba)はそれぞれ 0.0072±0.0056 及び 0.0070±0.0022 であった。また、Cs 同位体測定において Ba による同重体干渉を除去するために常用される [1] N_2O+He-CRC ガスを用いた時の ε(Ba)は 0.0025±0.0002 であった。さらに、ε(Ba)は ED にも大きく依存した。

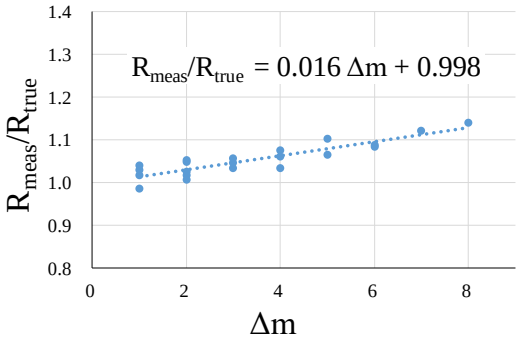


図 1　Ba^+イオンの質量差別効果の測定結果（He-CRC ガス）

4. 結言

ICP-QQQ による Ba^+の測定において、Ba^+との化学的相互作用が無視できる CRC ガス（例えば He）を用いて Δm と R_{meas}/R_{true} 間の直線関係の傾きから ε(Ba)を決定した。N_2O+He-CRC ガスを用いても Δm と R_{meas}/R_{true} 間に直線関係が観測できたが、ε(Ba)は Ba^+の酸化反応における質量差別効果を含んでおり、同 CRC ガス中でも酸化されない Cs^+の測定値の補正用の ε(Cs)としては代用できない。Cs 同位体比の測定には、He-CRC ガスを用いて求めた ε(Ba)の代用が適切であると結論付けた。

参考文献

1) J. Zheng, W. Bu, et al., Anal. Chem., 2014, 86, 7103-7110

*Hiroki Shibahara[1], Mami Yuki[1], Yukiko Oishi[1], Yasutaka Takeuchi[1]

[1]Atox CO., LTD.

^{151}Sm の微量分析法の高度化を指向したクロマトグラフィ法の最適化

Optimization of chromatography method for an advancement of trace analysis of ^{151}Sm

*吉田 正明[1]，新井 剛[2]，松島 怜達[3]，齋藤 恭央[3]

[1] 芝浦工業大学大学院，[2] 芝浦工業大学，[3] 日本原子力研究開発機構

多核種除去設備(ALPS)の処理性能評価に求められる微量 ^{151}Sm の定量分析の前処理として，多核種からの Sm(III)の単離方法としてクロマトグラフィ法の検討を行った。本研究の成果より HDEHP 含侵吸着材を用い，硝酸溶液を溶離液としたグラジエント溶離で Sm(III)を単離できることが明らかとなった。

キーワード：処理水，Sm，クロマトグラフィ法，HDEHP 含侵吸着材

1. 緒言

ALPS 等の浄化設備で処理された汚染水の評価には，微量核種の定量的な分析精度が求められる。しかし，分析対象核種である ^{151}Sm は分析妨害核種が存在するため，精密な濃度の評価が困難となっている。そこで，筆者らは ^{151}Sm の分析精度の向上を目的とし，分析の前処理技術の検討を行った。本研究では分析前処理方法として HDEHP(Bis(2-ethylhexyl) phosphate)含浸吸着材を用いたクロマトグラフィ法に着目し，化学的性質が類似した Ln(III)からの Sm(III)の単離について検討した。

2. 実験方法

HDEHP 含浸吸着材の吸着性能を評価するためバッチ式吸着試験を行った。バッチ式吸着試験は，HDEHP 含浸吸着材 0.2 g と La(III)，Nd(III)，Sm(III)，Eu(III)，Y(III)を各々含む試験溶液 4 cm^3 をスクリュー管瓶に注入し，298 K に設定した振とう恒温槽を用いて 3 時間振とうした。振とう前後の水相中の金属イオン濃度から吸着率を算出し吸着性能の評価指標とした。また、Sm(III)の分離性能は，カラム試験で評価した。カラム試験は，HDEHP 含浸吸着材を圧密充填したカラムに上記の試験溶液および展開液を順次通液し，カラム下端からの流出液を分画採取した。各フラクションの金属イオン濃度を測定し，クロマトグラムを得た。

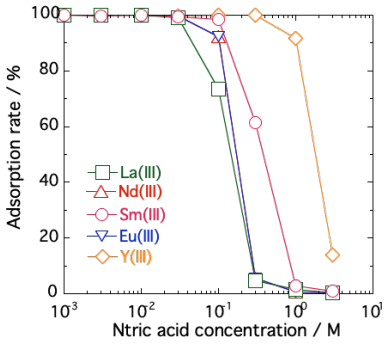


Fig. 1 Nitric acid concentration as a function of adsorption rate of Ln(III) using HDEHP adsorbent

3. 結果及び考察

Fig. 1 に多元素混合溶液による硝酸濃度依存性を示す。Fig. 1 より何れの元素においても硝酸濃度の増加に伴い吸着率の減少が確認された。これは硝酸濃度の増加に伴い H^+濃度が増加し，HDEHP と金属イオンの吸着反応が阻害され，吸着率が減少したと推察される。また，硝酸濃度 0.3 M 近傍において各元素の吸着挙動に差異が確認された。Fig. 2 にカラム試験結果を示す。Fig. 2 より移動相の硝酸濃度を段階的に変化させることで La(III)，Nd(III)，Sm(III)，Eu(III)，Y(III)の順に溶離されることが確認された。イオン半径に応じて Ln(III)が順次溶離されたと推察される。本会では Sm(III)の単離を目指し詳密な検討を行ったので報告する。

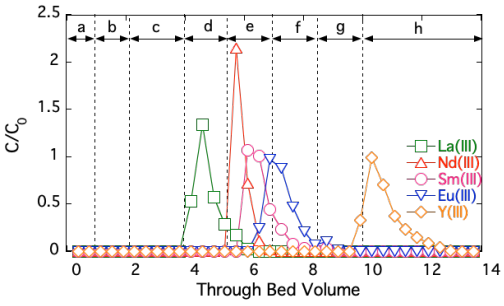


Fig. 2 Elution curves of Ln(III) using HDEHP adsorbent packed column

(Column ϕ10×h150 mm, Adsorbent:7.85 cm^3)

本研究は、JAEA との共同研究「放射化学分析における前処理方法に関する基礎研究」の成果の一部である。

*Masaaki Yoshida[1], Tsuyoshi Arai[2], Ryotatsu Matsushima[3] and Yasuo Saito

[1] Shibaura Institute of Technology, [2]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [3]Japan Atomic Energy Agency

硝酸ナトリウム水溶液中での３価アクチノイドとランタノイドのピリジン樹脂への吸着挙動

Adsorption Behavior of Trivalent Actinides and Lanthanides on Pyridine Resin in Sodium Nitrate Aqueous Solution

Fauzia Hanum Ikhwan[1]，阿部　千景[2]，小無　健司[2]，*鈴木　達也[1]
[1]長岡技術科学大学，[2]東北大学

我々は、ピリジン樹脂を用いて３価アクチノイドとランタノイドの分離研究を行ってきた。今回は硝酸ナトリウム溶液を用い、pH を制御することによりピリジン樹脂のソフト配位性を引き出すことができることを確認したので報告する。

キーワード：アメリシウム，ランタノイド，ピリジン樹脂，イオン半径，HSAB 則

【緒言】 ３価アクチノイドとランタノイドのピリジン樹脂への吸着挙動は、塩酸系と硝酸系では大きく異なり、塩酸系では、両者は分離し[1]、硝酸系では、両者の違いによらずイオン半径だけに依存する[2]。この違いは、ピリジンの持つ配位機能とイオン交換機能の発現の違いによるものであり、硝酸系では、両者ともイオン交換によりピリジンに吸着し、塩酸系では、ランタノイドはイオン交換で吸着するが、３価アクチノイドはピリジンに配位することがわかってきた[3,4]。今回、硝酸系でピリジン樹脂に配位性を発現させ、両者の分離可能性を探るため、硝酸ナトリウム溶液を用い pH を制御した研究を行ったので報告する。

【実験手法】 シリカビーズに架橋度 20%のピリジン樹脂を担持させたものをカラムに高さ 10cm(カラム体積 8.5cm^3)充填した。コンディショニング後、、^{241}Am, ^{152}Eu および非放射性 Nd を加えた溶液を 0.5mL 着点し、溶離展開した。溶液は硝酸ナトリウム濃度を調整し、水酸化ナトリウムを加えて pH を調整したものである。^{241}Am と ^{152}Eu はγ線で測定し、Nd は ICP-MS で測定した。

【結果と考察】 図に硝酸ナトリウム濃度 4mol/L で pH を 11 に調整した溶液で行ったクロマトグラムを示す。差はそれほど大きくはないが、ピークが分かれていることが確認できる。溶出は、Eu, Nd, Am の順であり、イオン半径は Eu<Am<Nd であるので、イオン交換ではなく、ソフト配位性が発現している。ピリジン基に水素イオンが配位しイオン交換性が発現するが、pH を高めて水素イオン濃度を下げたことにより、イオン交換性の発現が抑えられ、配位性が発現したと考えている。この結果は、分離の観点からはまだ不十分であり、更なる分離最適化条件を探る予定である。

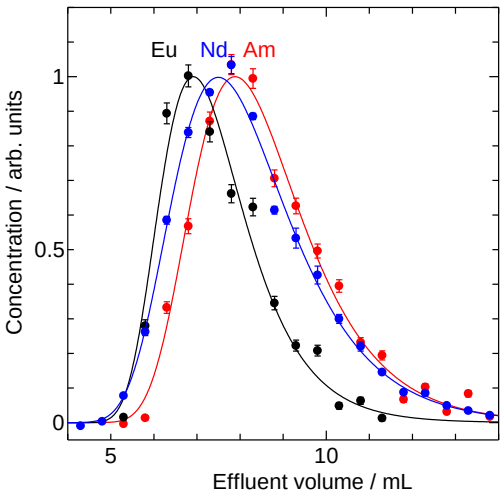


図 3 価アクチノイドとランタノイドのクロマトグラム例。4M $NaNO_3$, pH=11.

謝辞　本研究は、東北大学金属材料研究所の共同利用研究(No.17F0018)により行われたものであり、文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」「放射性廃棄物処理・処分における分離・分析に関する教育」（代表：東北大学）の一環として実施した長期指導型実習の成果を含んでいる。また、JSPS 科研費基盤(B)16H04628 による成果の一部も含んでいる。

参考文献

[1] T. Suzuki, M. Aida, Y. Ban, Y. Fujii, M. Hara and T. Mitsugashira, J. Radioanal. Nuclear Chem. 255(2003)581.

[2] A. Ikeda, K. Itoh, T. Suzuki, M. Aida, Y. Fujii,T. MItsugashira, M. Hara, M. Ozawa, J. Alloys & Comp. 408-412(2006)1052.

[3] T. Suzuki, Y. Fujii, T. Mitsugashira, J. Ion Exchange 29(3)(2018)67.

[4] T. Suzuki, M. Tanaka, Y. Ikeda, S. Koyama, J. Radioanal. Nucl. Chem. 296 (1) (2013) 289.

Fauzia Hanum Ikhwan[1], Chikage Abe[2], Kenji Konashi[2] and *Tatsuya Suzuki[1]
[1]Nagaoka Univ. Technol., [2]Tohoku Univ.

遷移金属を含む三元系ウラン酸化物中の U(V)の XAFS による局所構造解析

*秋山 大輔[1], 永井 崇之[2], 岡本 芳浩[2], 桐島 陽[1], 佐藤 修彰[1,2]
[1]東北大, [2]JAEA

UO_2、U_3O_8、UO_3等のウラン酸化物に含まれるウランは一般的に 4 価、6 価を取ることで知られている。一方、5 価のウラン酸化物は化合物も少なく、基礎的なデータも少ない。そこで本研究では遷移金属を含む三元系ウラン酸化物を合成し、さらに XAFS 分析によりウランの局所構造を解析し、その評価を行った。

キーワード：ウラン酸化物、遷移金属、XAFS、5 価ウラン

1. 緒言

ウラン酸化物は UO_2、U_3O_8、UO_3等 4 価、6 価のウランからなる酸化物として知られている。ウランの原子価が 5 価の U_2O_5も存在するが、高温、高圧の特殊な条件で合成する必要があり、大気圧中では合成することができない。そのため、ウランの原子価が 5 価のウラン酸化物の基礎データは 4 価、6 価のウラン酸化物に比べ報告が少ない。そこで本研究では遷移金属を含む三元系ウラン酸化物を合成し、さらに XAFS 分析によりウランの局所構造を解析し､5 価のウランを含むウラン酸化物の基礎データを取得することを目的とした。

2. 実験

ウラン酸化物は、東北大学多元物質科学研究所で保管している U_3O_8 に加え、それを還元処理して UO_2 を作製し、使用した。遷移金属元素 M=Cr, Fe, Co, Cu はそれぞれの元素の金属または酸化物を用いた。合成する三元系ウラン酸化物は、表 1 に示す条件で加熱処理を行い、XRD を用いてそれぞれの化合物が合成できていることを確認した。得られた三元系ウラン酸化物は KEK-PF にて XAFS 分析を行った。

表. 三元系ウラン酸化物の合成条件

生成物	出発物質	温度 (℃)	加熱時間	雰囲気
$CrUO_4$	UO_2+Cr	1200	24 h	Ar+2%O_2
$FeUO_4$	U_3O_8+Fe_3O_4	1050	14 d	Vacuum
$CoUO_4$	U_3O_8+3CoO	1000	8 h	Air
$CuUO_4$	3CuO+U_3O_8	870	8 h	Air

3. 結果およびまとめ

MUO_4は､表 1 の条件でそれぞれ合成できることが確認された｡これらの XAFS 分析を行った結果､$CrUO_4$、$FeUO_4$の場合 $U^{IV}O_2$と $U^{VI}O_3$の間に $U(L_{III})$吸収端が確認されたことからウランは 5 価であると考えられる。一方、M=Co の場合は 5 価と 6 価の混在、M= Cu の場合は UO_3の吸収端とほぼ同様であり、ウランは 6 価であると推察された。これは、MUO_4中におけるそれぞれの遷移金属元素の価数が Cr, Fe は 3 価、Co は主に 2 価、Cu は 2 価であるためと考えられる。

*Daisuke Akiyama[1], Takayuki Nagai[2], Yoshihiro Okamoto[2], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1,2]
[1]Tohoku univ., [2]JAEA

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

[1I08-13] NDA Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)
Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:25 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I08] Application of Photofission Reaction to Identify High-Enrichment Uranium by Utilizing Bremsstrahlung Spectrum Photons

*KIM WEI CHIN[1], HIROSHI SAGARA[1], CHI YOUNG HAN[1], REI KIMURA[1] (1. Tokyo Tech)
2:45 PM - 3:00 PM

[1I09] Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography

*shigeki shiba[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)
3:00 PM - 3:15 PM

[1I10] Demonstration of imitated nuclear material detection using nuclear resonance fluorescence nondestructive assay method

*Mitsuo Koizumi[1], Mohamed Omer[1], Tohn Takahashi[1], Michio Seya[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[1,2], Satoshi Hashimoto [3], So Amano [3], Shuji Miyamoto [3] (1. JAEA, 2. QST, 3. Univ. of Hyougo)
3:15 PM - 3:30 PM

[1I11] Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source

*Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Fumiaki Ito[1], Satoshi Suzuki[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,4], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[5] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Fukui Univ. of Tech., 5. Kinki Univ.)
3:30 PM - 3:45 PM

[1I12] Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source

*Fumiaki Ito[1,6], Tohn Takahashi[1], Satoshi Suzuki[1], Mitsuo Koizumi[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,4], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[5] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Fukui Univ. of Tech., 5. Kindai Univ., 6. NAIS)
3:45 PM - 4:00 PM

[1I13] Research and development for a transportable active neutron equipment using a neutron source

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1], Akira Ohzu[1] (1. JAEA)
4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Application of Photofission Reaction to Identify Highly Enriched Uranium by Utilizing Bremsstrahlung Spectrum Photon

*Chin Kim Wei[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Young Han[1] and Rei Kimura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

The principle of photofission reaction ratio (PFRR) method was proposed and validated by an ideal Gaussian photon source simulation previously. In this research, Bremsstrahlung spectrum photon sources were applied to the method to identify high-enrichment uranium. We have investigated the applicability of the Bremsstrahlung photons for PFRR.

Keywords: Photofission, high-enrichment uranium, Bremsstrahlung spectrum.

1. Introduction

The PFRR methodology is one of the active non-destructive assay technologies utilizing photofission reaction of fissionable nuclides [1], and was validated with Gaussian photons. The methodology is based on a characteristic difference of photofission cross sections among heavy metals. Providing Gaussian photon sources will require a high-quality beam and high-cost facility. However, Bremsstrahlung photon sources can be realized in practical scale or portable size. We have investigated the application of Bremsstrahlung photons for PFRR [2], and in the present paper, performed an optimization of energy of electrons injected to create Bremsstrahlung photons.

2. Methodology

The PFRR simulation consists of (1) photon generation by a high energy electron beam from linear accelerator injection to Ta, (2) photofission reaction by photon injection to a heavy metal target, and (3) measurement of photofission reaction rate. In the present paper, the particle transport calculations of (1) and (2) were performed with PHITS3.0 and MCNP6.0 codes with JENDL 4.0 and ENDF VII.1 libraries, respectively.

3. Results

Based on the previous study, the combination of 6 and 11 MeV Gaussian photon energy was chosen to measure uranium enrichment because the difference of photofission cross sections between ^{235}U and ^{238}U at these two energies varies significantly. To achieve the similar photofission reaction rate by Bremsstrahlung photons, a parametric study has been performed by changing the energy of electrons injected into Ta, and finally 7.0 and 13.5 MeV were selected (**Fig. 1**). Then, the created Bremsstrahlung photon sources were injected to a uranium metal target (a mixture of ^{235}U and ^{238}U) with 1 mm parallepipe. In the results shown in **Fig. 2**, it is noted that the PFRR linearly increases with uranium enrichment, and its sensitivity is higher than using the previous Gaussian photons. In conclusion, the Bremsstrahlung photons generated from 7.0 and 13.5 MeV electrons could provide a higher applicability for PFRR than the Gaussian photons. A feasibility study on measurement of photofission reaction will be the next step.

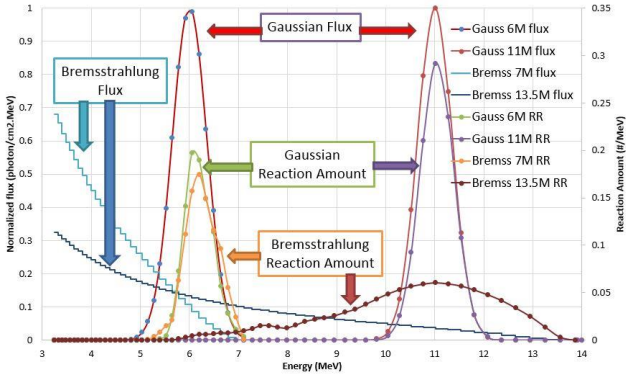


Figure 1 Comparison of flux spectrum and reaction amount

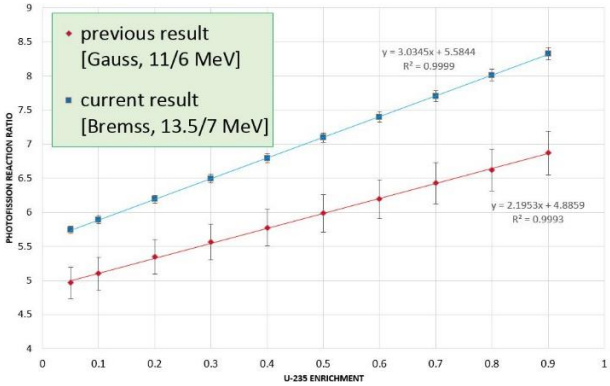


Figure 2 MCNP sensitivity result comparison

References [1] R. Kimura, et al., J. of Nuc. Sci. & Tech., DOI:10.1080/0022313. [2] Chin Kim Wei, et al., AESJ Annual Mtg., 2019.

パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発
(1) ベイズ型逐次近似法によるモックアップ燃料集合体中γ線源分布の画像再構成

Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography

(1)Image Reconstruction of gamma-ray sources in Mock-up Fuel Assembly using Bayesian Iterative Approximation

*柴 茂樹[1]，相楽 洋[1]

[1]東京工業大学

パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術を開発し、モックアップ燃料集合体中のパッシブγ線源分布の再構成結果について報告する。

キーワード：パッシブγ線断層撮影法，ベイズ型逐次近似法，WWER

1. 緒言

パッシブγ線断層撮影法（PGET）は、ガンマ線源の 3 次元分布計測手法として開発が進められており、保障措置における使用済燃料の検認技術の高度化や、廃棄物管理等への応用[1]が期待されている。日本による保障措置技術支援（JASPAS）の一環として PGET を用いた検認への適用性について検討を進めているが、パッシブγ線の測定であるため測定時間に大きく依存し、工学応用のためには、測定時間の短縮化やバックグランドノイズ低減が求められる。本研究では、PGET において不完全なデータであってもスムーズな光源分布可視化が可能なベイズ型逐次近似法を用いた新たな画像再構成技術[2]を開発し、モックアップ燃料集合体内のパッシブγ線源分布の再構成を実施した。

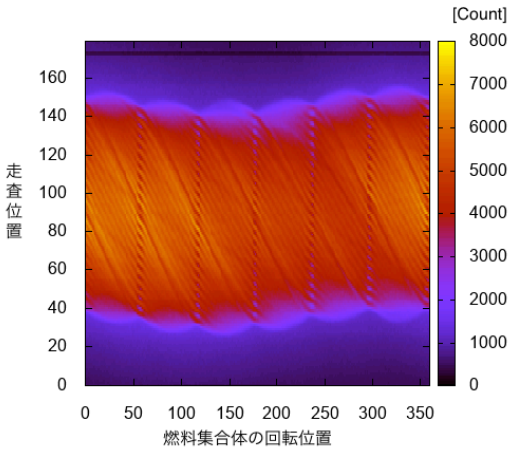


図 1 WWER のパッシブγ線の投影データ(サイノグラム)

2. 評価対象及び解析条件

WWER(Water Water Enegetic Reactor)モックアップ燃料集合体から取得したパッシブγ線の投影データ（サイノグラム、図 1 参照）は、モックアップ燃料集合体中心に検出器を 1.0 度毎に回転させ（合計 360 方向）、その都度燃料集合体に沿って 174 点の走査を行って取得したものである[3]。同データを用いて、ベイズモデルに基づいた逐次近似法である Median Root Prior-Expectation Maximization（MRPEM）法[2]によりパッシブγ線源分布の再構成を実施した。なお、事前に減弱係数分布が分かっていないため減弱補正等を考慮しない。

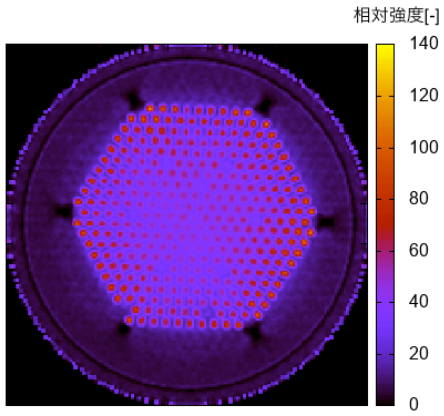


図 2 WWER モックアップ燃料集合体内のパッシブγ線源分布

3. 結果

MRPEM 法により WWER モックアップ燃料集合体内のパッシブγ線源相対強度分布が得られた（図 2 参照）。

4. 結論

模擬燃料棒の位置及びその相対強度を取得できることを確認した。しかし、減弱補正を適用していないため外側のパッシブγ線源強度に比べ中央の強度が小さくなっていることが分かった。このため、今後、減弱補正方法等を検討する予定である。

謝辞

本研究は科研費(JSPS Kakenhi Grant Number JP17K07005「核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究」)の成果を含む。

参考文献

[1] L. Eric Smith, et al., PNNL-25995, Oct. 2016. [2] S. Shiba, H. Sagara, Ann. Nucl. Energy (submitted for publication). [3] T. Honkamaa, et al., IAEA Safeguards Symposium (2014).

*Shigeki Shiba[1] and Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

核共鳴蛍光非破壊分析法を用いた模擬核検知実証試験

Demonstration of imitated nuclear material detection using nuclear resonance fluorescence nondestructive assay method

*小泉　光生[1]、オマル モハマド[1]、高橋　時音[1]、瀬谷　道夫[1]、羽島　良一[1,2]、静間　俊行[1,2]、橋本智[3]、天野　壮[3]、宮本　修治[3]
[1]原子力機構、[2]量研、[3]兵庫県立大学

核セキュリティ上、重遮蔽物に隠ぺいされた核物質を検知する技術の向上が求められており、その一つの技術として、核共鳴蛍光非破壊分析法による技術開発を核セキュリティ補助金の下で進めている。
キーワード：核共鳴蛍光、非破壊分析、レーザーコンプトン散乱、核セキュリティ、重遮蔽

1. 緒言

原子力機構、量研、兵庫県立大は、レーザーコンプトン散乱ガンマ線を用い、核共鳴蛍光散乱による散乱ガンマ線を測定し、重遮蔽物に隠ぺいされた核物質を検知するための技術開発を進めている。核共鳴蛍光散乱では、核種特有なエネルギーでのガンマ線散乱を用いるため、特定核種の検知・測定が可能である。また、使用する高エネルギーガンマ線は遮蔽物を通しての測定が可能であり、かつ、ガンマ線照射による放射化がない点に特徴がある。核蛍光共鳴散乱および光弾性散乱現象の研究・開発については、Duke 大学における実験などで進めている[1]。兵庫県立大学のニュースバル放射光施設においては、遮蔽物中の核物質が検知できることを模擬的に実証することを目的として、実験準備を進めてきた。

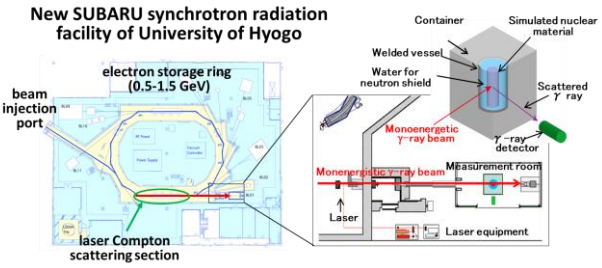


図１　核共鳴蛍光非破壊検知実証試験概略図

2. 実証実験

ニュースバル放射光施設では、1 GeV の電子線を周回するが、この直線コースに 2μm の波長のレーザー光を照射する。入射した光子は、周回する電子との衝突によりコンプトン散乱され、コリメーターを通して最大約 9MeV のガンマ線を実験室に送ることが出来る。

実証試験では、模擬試料を遮蔽物中に入れた状態で自動ステージ上に設置し、試料位置を動かしながら、3 台の Ge 検出器（140%）を用いて、散乱ガンマ線の測定を行う。遮蔽体としては、約 30×30×20cm、厚さ 2.5cm の鉄製の箱を用い、内部の 25×25×20cm の空間に追加遮蔽と試料を置くことができる。

本年度はプロジェクトの最終年度に当たるため、令和 2 年の 1 月に最終試験と本技術開発で得られた成果を発表するワークショップの開催を計画している。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献

[1] Omer, M. and Hajima, R., Including Delbrück scattering in Geant4, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol. 405, 2017, p.43-49.

---

*Mitsuo Koizumi[1], Mohamed Omar[1], Ton Takahashi[1], Michio Seya[1], Ryoichi Hajima[1,2], Toshiyuki Shizuma[1,2], Satoshi Hashimoto[3], Amano Sho[3], Shuji Miyamoto[3]
[1]JAEA, [2]QST, [3]Univ. Hyougo

レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析法技術開発
（1）核共鳴透過分析法へのレーザー駆動中性子源の適用可能性

Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source
(1) Applicability of Laser Driven Neutron Source for Neutron Resonance Transmission Analysis

*高橋 時音[1]，小泉 光生[1]，伊藤 史哲[1]，鈴木 敏[1]，李 在洪[1]、余語 覚文[2]，有川 安信[2]，
安部 勇輝[2]，西村 博明[2,3]，堀 順一[4]，佐野 忠史[5]，
[1]JAEA，[2]阪大，[3]福井工大，[4]京大、[5]近畿大

アクティブ中性子非破壊測定法の一つである核共鳴透過分析（NRTA）法を、核不拡散における保障措置、計量管理に適用するためには、短パルス中性子源が必要である。そこで、極短パルスを派生できるレーザー駆動中性子源を用いた NRTA の適用性検討および基礎技術開発を核セキュリティ補助金の下で進めている。

キーワード：核不拡散、核共鳴透過分析法、レーザー駆動中性子源

1. 緒言

保障措置や計量管理においては、使用済み燃料など放射能を含む試料を非破壊で分析（NDA）できる技術を開発することが課題とされている。そこで我々は、中性子を照射して核反応を起こし、それにより発生するガンマ線、中性子、また中性子透過率を測定する、アクティブ中性子 NDA 法の開発を進めている。

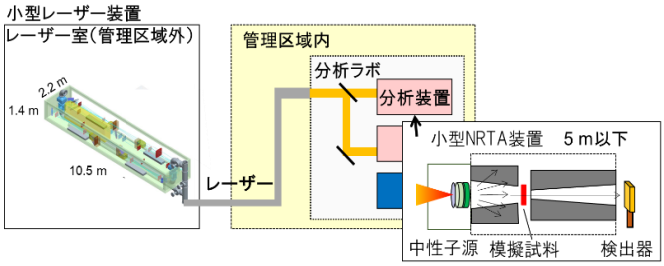


図 1　NRTA 核物質分析装置概念図

2. レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析法（NRTA）

NRTA は、原子力機構（基礎工セ、ISCN）と EC-JRC が共同で開発しているアクティブ中性子 NDA 技術の一つで、パルス中性子を試料に透過させ、中性子飛行時間（TOF）測定により透過中性子のスペクトルを測定し、核種を定量する技術である。測定においては、試料と中性子検出器が離れているため、高い放射能を持つ試料の測定に適用しやすい。また、核物質の定量では、熱~熱外領域に中性子共鳴核反応断面積があるので、比較的短い飛行距離の TOF 装置での分析測定が可能である。核物質の高精度な NRTA 測定を行うためには、0.1 μ 秒以下の短パルス中性子が必要であり[1]、現状では、核データ測定に電子線加速器施設が多く使われている。本研究では、ps オーダーの極短パルス中性子を発生でき、レーザー技術の向上により将来有望になると考えられるレーザー駆動中性子源（LDNS）に着目し、NRTA への適用検討を開始した。

図 1 は、LDNS を用いた核物質分析装置の概念図を示したものである。核物質取扱施設の主要管理区域外にレーザー装置を設置し、光のみを測定室に送ることが出来るため、装置の維持管理が比較的容易となることが期待できる。また、光路を変えることで、複数の分析装置を 1 台のレーザーで動作させることや、得られる中性子を用いた他の分析法による測定も可能である。現在、大阪大学、京都大学との共同研究で中性子検出器の開発を進めながら、LDNS を利用した NRTA に適用する装置の概念設計を進めている。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献

[1] F. Kitatani et al., EPJ Web of Conferences 146, 09032 (2017)

---

*Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Fumiaki Ito[1], Satoshi Suzuki[1], Jae-Hong Lee[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,3], Jun-ichi Hori[4] and Tadafumi Sano[5]

[1]JAEA, [2]Osaka Univ., [3]Fukui Univ. of Technology, [4]Kyoto Univ. [5]Kinki Univ.

レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析技術開発
（２）検出器開発及び解析手法開発

Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source
(2) Development of Detectors and Analytical Methods

*伊藤 史哲[1,6]，高橋 時音[1]，鈴木 敏[1]，李 在洪[1]，小泉 光生[1]，余語 覚文[2]，有川 安信[2]，
安部 勇輝[2]，西村 博明[2,5]，堀 順一[3]，佐野 忠史[4]
日本原子力研究開発機構[1]，大阪大学[2]，京都大学[3]，近畿大学[4]，福井工業大学[5]，(株)ナイス[6]

核不拡散技術開発の一環として、レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析（NRTA）技術開発を行っている。中性子飛行時間（TOF）測定に用いる中性子検出器及び解析手法の開発状況等について報告する。

キーワード：核不拡散，レーザー駆動中性子源，中性子検出器，核共鳴透過分析

1. 緒言

レーザー駆動中性子源を用いた NRTA 技術開発のため、大阪大学レーザー科学研究所及び京都大学複合原子力科学研究所にて TOF 測定に用いる中性子検出器開発実験を行った。

2. 大阪大学レーザー科学研究所・LFEX ペタワットレーザーを用いた実験

阪大 LFEX レーザー装置を用いて発生したパルス中性子源を利用し、中性子検出器の試験を行った。リチウムガラスシンチレータと光電子増倍管（PMT）を組み合わせた複数の検出器を、中性子源から約 3 m の位置に設置した。PMT からの出力信号は、レーザー照射に同期し、デジタルオシロスコープにて記録した。記録した波形データを解析した結果、中性子信号を選別・観測することができた。その際、レーザー照射時に発生する高輝度 X 線による、PMT の過電流を確認したので、ゲート機能付き PMT の導入等を検討しているところである。

3. 京都大学複合原子力科学研究所・電子線線形加速器を用いた実験

電子線加速器駆動パルス中性子源を用いて、中性子源から約 11 m の位置に数種類の検出器を交換しながら設置した。中性子ビーム軸上には、熱外中性子エネルギーで共鳴核反応を観測できる金属試料板（In,Ag,Co,Mn）を挿入し、TOF 測定を行った。検出器からの信号はデジタルオシロスコープ、又はマルチチャンネルアナライザ（MCA）で処理し、記録した。オシロスコープを使用しての測定では、5k 回、MCA での測定では、800k 回のパルスショットを行った。

オシロスコープで取得した波形データは、S/N が良くなるよう解析パラメータの最適値を決定した。図 1 は、オシロスコープと MCA それぞれより得た TOF データから求めた、中性子運動エネルギーに対する計数（縦軸単位はエネルギー当たりの中性子事象計数（背景事象を含む））を、パルスショット数で規格化したものである。試料核の共鳴エネルギーディップが、測定できることが確認された。オシロスコープで取得した波形データ解析において、条件次第では効率的に中性子事象を観測できることがわかった。

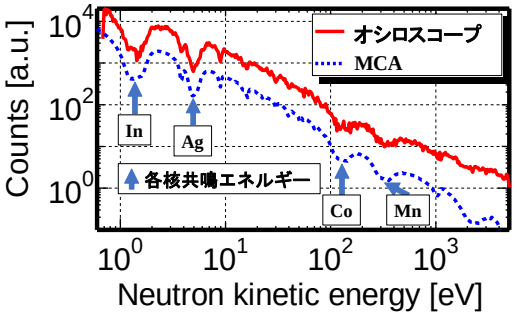


図 1. 中性子運動エネルギースペクトル

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Fumiaki Ito[1,6], Tohn Takahashi[1], Satoshi Suzuki[1], Jaehong Lee[1], Mitsuo Koizumi[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,5], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[4]
[1]JAEA, [2]Osaka Univ., [3]Kyoto Univ., [4]Kindai Univ., [5]Fukui Univ. of Tech., [6]NAIS Co., Inc.

中性子線源を用いた可搬型アクティブ中性子法装置に関する研究開発

Research and development for a transportable active neutron equipment using a neutron source

*米田 政夫[1]，藤 暢輔[1]，大図 章[1]

[1]原子力機構

核物質非破壊測定手法であるアクティブ中性子法の新たな手法として、中性子線源を用いた手法の研究開発に取り組んでいる。この新たな手法を用いる事で、従来の中性子発生管を用いた場合に比べて低コストで可搬性に優れた核物質検知装置を開発することができると期待される。本発表では、核物質検知のシミュレーション結果及び実証実験に用いる装置開発の状況について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、核物質検知、中性子線源、可搬型、低コスト

１．緒言

核物質検知の代表的な手法として、パルス中性子を用いる DDT(Differential Die-away Technique)法がある。DDT 法は高感度な核物質検知が可能であるという特長を有している一方で、D-T 管等の中性子発生管を用いる必要があるため、高価であり装置が大型となってしまうという欠点がある。そのため、中性子発生管の代りに中性子線源を用いることで、低コストと可搬性を備える新たな核物質検知法の開発に取り組んでいる。この手法では、中性子線源を高速回転させ、それと同期して推移する中性子カウントを測定し、得られるスペクトルの形状から核物質を検知することができる。また、異なる回転速度のスペクトルを比較することで、容器内の核物質の偏在に関する情報も得ることが可能である。本発表では、測定原理、核物質検知のシミュレーション結果、及び実証実験に用いる装置開発の状況について報告する。

２．シミュレーション結果

中性子線源の回転速度を 5000 rpm とし、測定対象物をポリエチレンに含まれた 14g のウラン 235 とした場合のシミュレーション結果を図 1 に示す。中性子線源は原点から 1/4 回転した時に対象物に最も近付き、その時間は 3000μ秒である。核物質を含まない場合、中性子カウントはピーク位置（この場合 3000μ秒）の前後でほぼ対称となる。しかし、核物質を含む場合には、時間的に遅れて検出される核分裂中性子によってピークの右側の値が高くなるため核物質を検知することが可能となる。

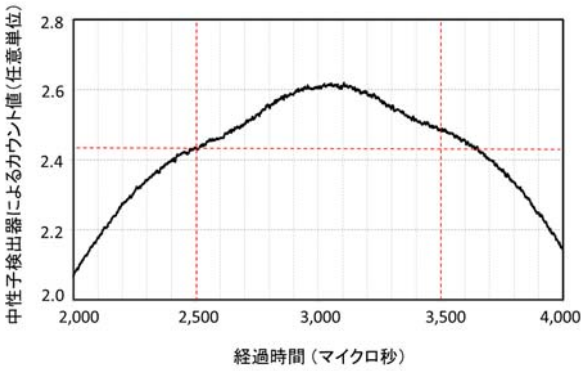


図１　回転速度 5000rpm 時の中性子カウントの変化
（赤破線はピーク前後の比較用補助線）

３．回転照射装置

開発した回転照射装置の外観を図 2 に示す。横幅 50、奥行き 40、高さ 62 cm であり、装置内部には中性子線源を回転させるための直径 32cm のアルミニウム製の円盤を備えている。モーター出力は 750W であり、最大回転速度は 6000rpm である。また、2019 年度中に実施予定である本装置を用いた核物質検知の実証実験に向けて中性子検出器部等を開発中である。



図２　回転照射装置外観

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP17K07016 の助成を受けたものです。

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] and Akira Ohzu[1]

[1]JAEA

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

[1I14-18] Fuel &FP Behavior in Accident

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 5:45 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I14] A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block

Shigetaka Maeda[1], Isamu Sato[2], *Masaya Yamamoto[1], Hiroyuki Naito[1], Koji Maeda[1] (1. JAEA, 2. Tokyo City Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1I15] A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block

*Hiroyuki Naito[1], Masaya Yamamoto[1], Shigetaka maeda[1], Shigeru Kurematsu[2], Isamu Sato[3], Koji Maeda[1] (1. JAEA, 2. NDC, 3. Tokyo City Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[1I16] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

*Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[2], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka University, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

4:55 PM - 5:10 PM

[1I17] New synthesis method of simulated fuel containing high volatile Cs compounds

*Jiazhan LIU[1], Shuhei MIWA[1], Kunihisa NAKAJIMA[1], Masahiko OSAKA[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

[1I18] Environment inside Unit 2 at the time of the Fukushima nuclear accident inferred from radiocesium-bearing microparticles

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2], Hiroki Suga[1], Yoshio Takahashi[1], Toshihiro Kogure[1] (1. UTokyo, 2. NARO)

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

炉心燃料物質と黒鉛の化学的反応性に係る検討
（1）熱力学的平衡計算による反応性評価

A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block
(1) Thermodynamic equilibrium calculations

*前田 茂貴[1]，佐藤 勇[2]，山本 雅也[1]，内藤 裕之[1]，前田 宏治[1]
[1]JAEA，[2]東京都市大

炉心燃料物質を黒鉛上で安定的に冷却・保持できることを確認するため、炉心燃料物質等と黒鉛との化学的反応性について検討した。熱力学的平衡計算により、燃料と冷却材や炉心構造材との混在条件下においても黒鉛ブロックの減肉に寄与する反応はなく、黒鉛ブロックを急速に浸食させることはないとの見込みを得た。
キーワード：高速炉，核燃料，黒鉛

1. 緒言

高速実験炉「常陽」の BDBA（Beyond-Design Basis Accident）事象において、炉心燃料物質の熱的・機械的影響により原子炉容器が破損した場合、格納容器の破損を防止するため、安全容器内で炉心燃料物質を安定冷却・保持することを措置としている。「常陽」の原子炉容器と安全容器の間には黒鉛ブロックが敷設されており、炉心燃料物質及びナトリウムと黒鉛が接触した際の化学的反応について熱力学的に検討した。

2. 炉心燃料物質等と黒鉛との反応性

原子炉容器破損時、炉心燃料物質が黒鉛ブロックと接触した場合の黒鉛最高温度は熱流動解析コード FLUENT 等による解析により 1000℃以下と評価している。また、安全容器内の組成を用いて熱力学評価を実施した結果、800℃～1500℃での酸素分圧は 10^{-28}atm 以下である。

安全容器内では、炉心燃料物質及び黒鉛に加え、被覆管・ラッパ管等の構造材であるステンレス鋼及び冷却材ナトリウムが混在するため、U-C-O（燃料+黒鉛接触条件）、U-Fe-Na-C-O（燃料+構造材+冷却材+黒鉛混在条件）の組み合わせとし、熱力学的平衡計算コード FactSage5.4(データベース：NUCLEA)を用いて温度、酸素分圧をパラメータとして界面に生成する相・化学物質を計算した。

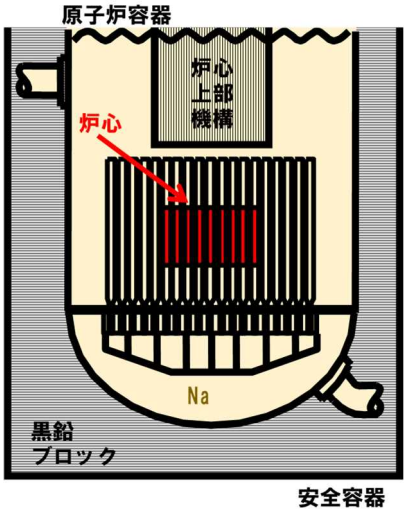


図 「常陽」安全容器内の構造概要

その結果、1000℃では U と C の反応は生じないが、黒鉛ブロックの減肉に寄与する主な反応として、酸素分圧が 10^{-19}atm 以上では C が酸化し、CO 及び CO_2 が生成される。

また、酸素分圧 10^{-22}atm 以下では、1400℃以上となれば、UC が生成される。

以上より、U-Na-Fe-C-O の混合状態においても、酸素分圧 10^{-22}atm 以下で界面温度を 1400℃以下とすれば黒鉛の反応を防止できる見通しを得た。

3. 結論

熱力学評価により黒鉛ブロックの減肉、浸食に影響を与える主な反応が黒鉛ブロックの酸化反応、酸化物燃料の炭化による炭化物燃料生成であることを確認するとともに、これらの反応が生じる温度・酸素分圧を評価した。その結果、「常陽」の安全容器内条件（1000℃以下、酸素分圧 10^{-28}atm 以下）において黒鉛ブロックの減肉は無視できる程度と推定した。

---

*Shigetaka Maeda[1], Isamu Sato[2], Masaya Yamamoto[1], Hiroyuki Naito[1] and Koji Maeda[1]
[1]JAEA, [2]Tokyo City Univ.

炉心燃料物質と黒鉛の化学的反応性に係る検討
（2）二酸化ウランと黒鉛の示差走査熱量分析

A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block
(2) Differential scanning calorimetry of the uranium dioxide and graphite

*内藤 裕之[1]，山本 雅也[1]，前田 茂貴[1]，榑松 繁[2]，佐藤 勇[3]，前田 宏治[1]
[1]JAEA，[2]NDC，[3]東京都市大

二酸化ウラン（UO_2）焼結体と黒鉛ブロックの示差走査熱量分析（以下、「TG-DSC 分析」という。）を実施し、UO_2 焼結体と黒鉛ブロックとの反応に係る基礎的なデータを取得した。試料最高温度 1200℃、酸素濃度 10ppm までの条件において UO_2 焼結体と黒鉛ブロックの反応は確認されなかった。
キーワード：高速炉，核燃料、二酸化ウラン、黒鉛

1. 緒言

高速実験炉「常陽」の BDBA（Beyond-Design Basis Accident）事象において、炉心燃料物質の熱的・機械的影響により原子炉容器を破損させた場合、格納容器の破損を防止するため、安全容器内で炉心燃料物質を安定冷却・保持することを措置としている。「常陽」の原子炉容器と安全容器の間には黒鉛ブロックを敷設しており、黒鉛ブロックによる炉心燃料物質の保持機能を確認するため、UO_2 焼結体と黒鉛ブロックとの反応について TG-DSC 分析を実施し、反応性を調べた。

2. TG-DSC 分析

UO_2 焼結体と黒鉛ブロックを試料とし、1200℃（安全容器内想定条件の 1000℃に余裕をみた値）まで昇温して 1 時間保持し、加熱に伴う重量変化及び示差熱を測定した。雰囲気は Ar ガスで、酸素濃度<0.1ppm または 10ppm とした。

酸素濃度<0.1ppm、酸素濃度 10ppm のいずれのケースにおいても UO_2 試料と黒鉛試料による明確な反応は確認されず（酸素濃度 10ppm の測定結果、文献値比熱[1,2]との比較と併せて右図に示す）、UO_2 試料、黒鉛試料共に有意な重量減少も確認されなかった。

また、金相観察・EPMA 分析を実施した結果、界面付近でも U と C の化合物の形成は確認されなかった。

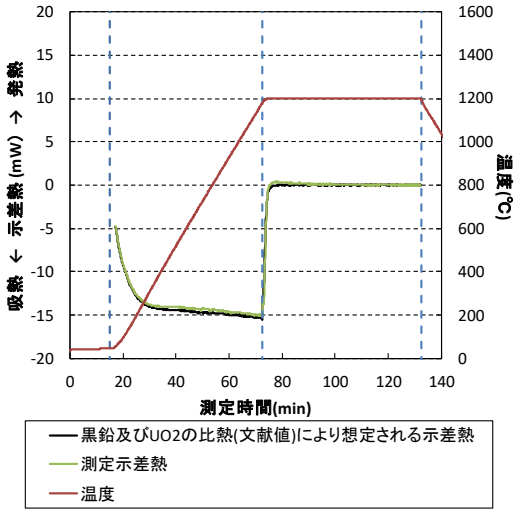


図　UO_2 試料と黒鉛試料との熱分析試験結果
（酸素濃度 10ppm）

3. 結論

今回の試験条件で UO_2 試料と黒鉛試料との明確な反応は確認されなかったため、「常陽」の安全容器内条件（1000℃以下、酸素分圧 10^{-28}atm 以下）下では炉心燃料と黒鉛の反応による黒鉛ブロックの有意な減肉は生じないと推定できた。今後、より厳しい条件として高温（1200℃以上）における反応性を確認するとともに、実際に原子炉容器が破損した際は、炉内構造物（ステンレス鋼）や冷却材（ナトリウム）が混在することから、ステンレス鋼等の混在を模擬させた条件でもさまざまな分析を継続し、黒鉛ブロックで安定保持できることを確認していく。

参考文献

[1] A.T.D.Butland and R.J. Maddison, J.Nucl.Mater.49(1973)45-56　（黒鉛）
[2] J.K. Fink, J.Nucl.Mater.279(2000)1-18　（二酸化ウラン）

---

*Hiroyuki Naito[1], Masaya Yamamoto[1], Shigetaka Maeda[1], Shigeru Kurematsu[2], Isamu Sato[3] and Koji Maeda[1]
[1]JAEA, [2]NDC, [3]Tokyo City Univ.

表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価 （7）液体ヨウ化セシウムの酸化物多結晶固体表面に対する濡れ性

Behavior Characterization of Volatile Fission Products in Meltdown Nuclear Fuels by a Method in Consideration of Surface and Interface Effects

(7) Wettability of Liquid Caesium Iodine on the Polycrystalline Oxide Solid Surfaces

*石井 大翔[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，宇埜 正美[2]，黒崎 健[1,2,3]

[1]大阪大学，[2]福井大学附属国際原子力工学研究所，[3]京都大学複合原子力科学研究所

酸化物多結晶表面における液体 CsI の濡れ挙動を実験的に調査した。

キーワード：濡れ性，ヨウ化セシウム，酸化物多結晶，核分裂生成物

1. 緒言

我々のグループは、原子力事故時における揮発性核分裂生成物の放出に及ぼす燃料固体表面の影響に着目している。これまでの研究[1-3]で、非化学両論組成をとる固体二酸化ウラン(UO_2)多結晶の表面や、UO_2 と同じ立方晶蛍石型の結晶構造をとるイットリア安定化ジルコニア(Yttria-Stabilized Zirconia：YSZ)単結晶と多結晶の固体表面で、溶融したヨウ化セシウム(CsI)が、いずれの固体表面に対しても接触角がほぼ 0° と測定されるほどの極めて良好な濡れ性を示す一方で、非化学両論組成をとらない酸化マグネシウム(MgO) 単結晶の表面では液滴の形状を保持するという異なる濡れ挙動を示すことを報告した。我々は、観察された液体 CsI の濡れ挙動の違いには、酸化物固体表面に形成された酸素欠陥の有無が影響を与えているのではないかと考えた。そこで本研究では、UO_2 と同じ立方晶蛍石型結晶構造をとるが、酸素欠陥を極めて生じにくい二酸化トリウム(ThO_2)多結晶固体表面での液体 CsI の濡れ挙動を検証した。

2. 結果・考察

Figure 1.に ThO_2 多結晶固体表面で溶融する CsI の外観を示す。溶融の様子は左から右へと時系列で示されている。図中のスケールバーは 1 mm に対応している。CsI は、ThO_2 多結晶固体表面において、その融点近傍で溶融挙動を示し、溶融後には ThO_2 多結晶内部に浸透するように濡れ広がった。この挙動は、YSZ 多結晶固体表面[2]で観察された液体 CsI の濡れ挙動と極めて近しい。本試験より、UO_2 多結晶固体表面で観察された液体 CsI の極めて良好な濡れ挙動には、酸化物固体表面に形成された酸素欠陥以外の要因が寄与している可能性が示唆された。

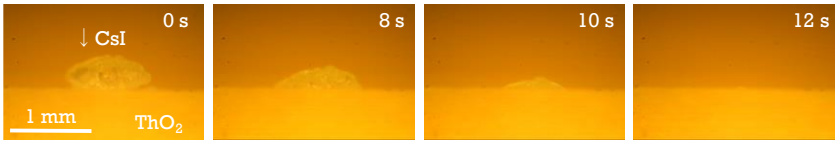


Fig. 1. ThO_2 多結晶固体表面で溶融する CsI の外観.

参考文献

[1] K. Kurosaki *et al,* "High wettability of liquid caesium iodine with solid uranium dioxide", *Sci. Rep.*, 7, 11449 (2017).

[2] H. Ishii *et al*, “Wettability of liquid cesium iodine and boron oxide on yttria-stabilized zirconia”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 55, 838-842 (2018).

[3] H. Ishii *et al*, “Wettability of liquid cesium halides on oxide single crystals”, *Trans. Atom. Ener. Soc. Japan,* 18, 1-5 (2019).

*Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[2], and Ken Kurosaki[1,2,3]

[1]Osaka University, [2]University of Fukui, [3]Kyoto University

New synthesis method of simulated fuel containing high volatile Cs compounds

*Jiazhan Liu[1], Shuhei Miwa[1], Kunihisa Nakajima[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Abstract: To systematically investigate the release behaviors of Cs and I from the fuel under accident conditions, we have developed a new synthesis technique of simulated fuel containing high volatile compound of CsI. The synthesized simulated-fuel has a similarity of microstructure with the real irradiated UO_2 fuel from the viewpoint of the grain size and the very fine dispersed CsI particles.
Keywords: Release behavior, CsI, Simulated nuclear fuel, Air-tight sintering

1. Introduction

The severe accident of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power station recalled the importance of improved source term for the enhancement of Light Water Reactor safety. The more accurate evaluation of release behaviors of fission products, such as Cs and I which have a high environmental radiological impact, is crucial for the improvement of source term. Although such research requires the systematic experiments using a lot of irradiated fuels, it is hardly possible owing to the inconvenience and high cost for the treatment of irradiated fuels. In response to this issue, in particular for the chemical states of fission products in the fuel, the utilization of simulated nuclear fuel (SIMFUEL) in laboratory experiments as the substitute of irradiated fuels has been proposed [1]. However, it is difficult to synthesize SIMFUEL containing high volatile compounds containing Cs and/or I, due to their massive vaporization in the sintering process. Although the Spark Plasma Sintering (SPS) can achieve the fabrication of pellet containing Cs and I by a quick sintering at relatively low temperatures [2], the SIMFUEL with the microstructural similarity with the irradiated fuels is still unavailable due to limited grain growth.

Therefore, the objective of present study is to develop a new synthesis technique of SIMFUEL containing volatile Cs and I compounds having more similarity with the real irradiated fuel, namely CsI dispersion and grain growth of the matrix.

2. Synthesis method

The new synthesis method named as Air-Tight Sintering (ATS) is based on the sintering of the green pellet of SIMFUEL sealed in a metal crucible to suppress the vaporization of high volatile compounds in the sintering process. The Fe and Mo crucibles were used at the sintering temperatures of 1450 and1500 ºC, respectively. The ZrO_2 stabilized by 8 mol% Y_2O_3 (YSZ) was used as the surrogate of UO_2 because of its stable CaF_2 structure and expected similar chemical properties with UO_2 which strongly affects the redox of some fission products having a high affinity with Cs and /or I. The CsI was chosen as simulant of Cs and I volatile compounds.

The CsI powders (grain size: below 150 μm) were mixed in concentration of 2.0 or 5.0 mol% with YSZ powders (median grain size: about 1.5 μm) in an agate mortar. About 65 mg of the mixed powders were then pressed into a columnar pellet with the 3 mm diameter at about 200 MPa. After placing the green pellet into the Fe or Mo crucible, the crucible's lid was screwed on tightly in a glove box under a nitrogen atmosphere and then welded by electron beam in vacuum. Sintering was performed in an electrical resistance furnace under a reducing atmosphere of Ar-5% H_2. The heating rate was 10 ºC/min up to 800 ºC and then changed to 3 ºC/min up to target temperature (1450 or 1500 ºC). After holding for 2.5 or 5 or 10 hours and cooling down, the apparent density of the sintered pellets was obtained by geometrical method. The pellet samples were characterized by XRD and SEM-EDS, including the determination of grain size of samples by the line intercept method.

3. Synthesis results

The XRD results for all the sintered pellet samples showed only two phases: CsI and YSZ, indicating that CsI was successfully embedded into the sintered pellet. Microstructural analysis by SEM-EDS on fracture surface of samples confirmed the presence of very fine white CsI particles, which are homogeneously located on the grain boundaries in the pellet.

Table 1: Comparisons of SIMFUELs by ATS and SPS.

	Relative density/%	Grain size/μm	CsI particle size/nm
YSZ SIMFUEL by ATS	93.2%	5.58 ± 1.64	< 500
CeO_2 SIMFUEL by SPS	- (pellet was cracked)	< 1	2000-3000
Irradiated fuel	< 95%	5-10	< 10

The SIMFULE sintered by ATS at 1500 ºC for 5 hours was compared with that by SPS [2] and the irradiated fuel [3] as shown in Table 1. The grain size of the sintered pellet by ATS is mainly in the range of 2 to 9 μm, giving an average value of 5.58 μm. The CsI particle size is typically 30-500 nm. All these clearly shows the SIMFULE by ATS is closer to irradiated fuel than that by SPS.

4. Conclusions

By ATS, the CsI was successfully embedded in the sintered SIMFUEL pellet of YSZ, which has a good microstructural similarity with the irradiated fuel, including CsI dispersion and grain size. Therefore, by adding other semi- and low-volatile fission product elements, such as Mo and Ru, the SIMFUEL containing CsI synthesized by ATS can be provided to a series of systematic experiments of Cs and I behavior focusing on the chemical states of Cs and I compounds in a nuclear fuel.

Reference

[1] F.G. Di Lemma, et al., J. Nucl. Mater. 465 (2015) 127-134. [2] Y. Takamatsu, et al., J. Atom. Energ. Soc. Jpn., 17 (2018) 106-110.
[3] L.E. Thomas, et al., J. Nucl. Mater. 188 (1992) 80-89.

放射性 Cs 含有微粒子から推測される福島原発事故発生時の 2 号機の炉内環境

Environment inside Unit 2 at the time of the Fukushima nuclear accident inferred from radiocesium-bearing microparticles

*奥村 大河[1]，山口 紀子[2]，菅 大暉[1]，高橋 嘉夫[1]，小暮 敏博[1]

[1]東京大学，[2]農研機構

福島原発事故発生時に 2 号機内部で生成され放出された放射性 Cs 含有微粒子を TEM/STEM や STXM で調べた結果、微粒子中に固溶している Fe は 2 価が主であること、Na が数パーセント含まれること、B はほとんど含まれないことがわかった。これらの知見は事故時の炉内環境推定に一定の制約を与えうると考えられる。

キーワード: 放射性 Cs 含有微粒子，CsMP，珪酸塩ガラス，福島原発事故，TEM，STEM，EDS，EELS，STXM

1. 緒言

福島原発事故により放出された放射性 Cs の一部は、珪酸塩ガラスを主成分とする微粒子（CsMP）に含まれて飛散した。CsMP は事故時に 2 号機内部で生成されたと考えられており、Cl, K, Fe, Mn, Zn, Rb, Sn, Cs 等の元素が珪酸塩ガラスに含まれている。その内部構造には当時の炉内環境が反映されているが、放射光 X 線を用いた分析では Fe 等の元素が高酸化状態であるのに対し[1]、TEM で同定された CsMP 包含物には 2 価の Fe が含まれており[2]、CsMP 形成時の雰囲気については結論が得られていない。また Na や B といった軽元素は蛍光 X 線分析では測定することが難しく、微粒子中の有無も未解明である。これらの問題を明らかにするため、TEM/STEM や走査型透過 X 線顕微鏡（STXM）を用いた分析を行った。

2. 結果と考察

2-1. Fe の価数｜ STXM を用いて CsMP に含まれる Fe の L 吸収端の XAFS 測定を行った結果、Fe は 2 価が主であった。よって事故時の炉内雰囲気はある程度還元的であったと推測される。また同一箇所の測定を繰り返すと 3 価の割合が増えることから、X 線照射によりガラス中の Fe は容易に酸化されることがわかり、先行研究の放射光 X 線分析ではすでに酸化された状態を見ていたものと考えられた。

2-2. Na の有無｜ STXM により Na の K 吸収端の XAFS 測定を行うと明確なエッジジャンプが見られ、CsMP には Na が含まれていることがわかった。またエネルギー分散型の X 線検出器（EDS）では Na-K 線と Zn-L 線のピークが重複してしまうが、Na を含まない Zn 含有合成ガラスの Zn-L と Zn-Kαの実測強度比と CsMP のそれとを比較すると、明らかに CsMP には Na が含まれていると判断された。STXM や EDS の結果から Na の定量を行うと、原子比で Na/Si = 0.15 程度であると推測された。また TEM による観察では NaCl が包含されている CsMP も見つかった。炉内での Na の起源を注入海水と仮定すると、CsMP 形成時には海水が炉内に到達していたことが示唆される。

2-3. B の有無｜ 軽元素の検出感度が高い電子エネルギー損失分光（EELS）により CsMP を分析すると、B のピークは検出されず、B はほとんど含まれていないと考えられた。よって、事故時には B_4C 制御棒はほとんどがステンレスと共晶を形成して溶融し、CsMP の形成場には存在しなかったと考えられる。

参考文献

[1] Abe *et al., Anal. Chem.* (2014) **86**, 8521–8525.　[2] Okumura *et al., Microscopy* (2019) **68**, 234–242.

---

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2], Hiroki Suga[1], Yoshio Takahashi[1] and Toshihiro Kogure[1]

[1]UTokyo, [2]NARO

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

[1J01-04] Development of Methodology 1

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:00 AM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J01] Application of Tree Structure Geometry for Monte Carlo Simulation on GPU

*Takuya Okubo[1] （1. JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[1J02] Compression of Macroscopic and Microscopic Cross Section Table for Heterogeneous Core Calculations using Dimensionality Reduction

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

10:15 AM - 10:30 AM

[1J03] Application of Active Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing③

*Daichi Imazato[1], Chiba Go[1] （1. Hokkaido Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

[1J04] Caluculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Using the Bootstrap Method

*Fuga Nishioka[1], Takuto Hayashi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] （1. Nagoya Univ.）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

木構造幾何形状表現法の GPU モンテカルロ計算コードへの適用

Application of Tree Structure Geometry for Monte Carlo Simulation on GPU

*大久保 卓哉[1]

[1]日本原子力研究開発機構

GPU 上での効率的な幾何形状判定を達成するために、木構造幾何形状表現法を提案する。この手法では、幾何形状は入れ子式の木構造として表現される。この手法を実装し、GPU 上で実行した速度を評価した。

キーワード：木構造幾何形状表現法, モンテカルロ法, GPU, OpenCL

1. 緒言

モンテカルロ法による輸送計算は、その計算結果に統計誤差が付随し、統計誤差を小さくするためには相応の計算資源が必要である。そのため、演算性能の高い GPU によりモンテカルロ法を実行することが検討されている。しかし、これまで幾何形状の表現法として用いられてきた組み合わせ幾何形状は複雑なアルゴリズムであるため、GPU に直接実装することは難しい。そのため、CPU・GPU どちらでも簡易に実装できる手法として木構造幾何形状表現法を提案し、実装を行った。

2. 木構造幾何形状表現法の概要

この表現法では、直方体や円筒、球といった基本図形の組み合わせによって体系を表現する。ただし、体系は入れ子構造として表現され、図 1 のようにある図形が別の図形の内部に存在する。図形 1 つをエレメントと呼び、他全てのエレメントを含むものはルートエレメントと呼ぶ。ある座標でのマテリアルを取得したい場合、その座標がルートエレメントに含まれるかを判定する。その次に、ルートエレメント内の図形(子エレメントと呼ぶ)に含まれるかを判定し、含まれていればさらにその子エレメントについて判定を行う。座標があるエレメントに含まれるが、その子エレメントに含まれない場合、その座標のマテリアルはそのエレメントに設定したものとなる。エレメント同士による親子関係はコンピュータ上では図2のような木構造とよばれるデータ構造により表現される。木構造をたどるアルゴリズムは単純なループによって表現できるため、GPU でも十分に実装が可能である。

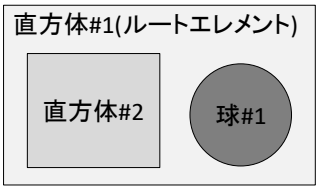


図 1　入れ子になった図形

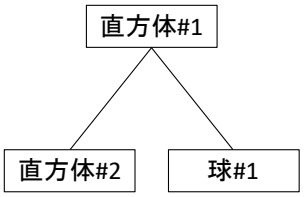


図 2　図 1 体系の木構造表現

3. 検証計算

木構造幾何形状表現法を OpenCL により実装し、図 3 に示す体系により検証計算を行った。この体系では、減速材に囲まれた一辺 30 cm の立方体内に 4 つ直方体の制御棒領域が存在する。この検証計算では 2 群断面積を用い、中性子の飛程の計算にはデルタトラッキング法を用いた。以上の条件で、CPU と GPU で実効増倍率(k_{eff})の計算時間の比較を行い、表 1 の結果を得た。

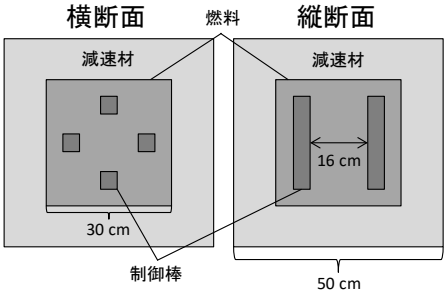


図 3 計算体系

表 1 デバイス構成と計算時間

	CPU	GPU
デバイス構成	Intel Xeon E5-2680 v4 2.40 GHz ×2 (28 コア 56 スレッド)	AMD Ryzen5 1600 + Radeon RX 580
計算時間	349 秒	247 秒
k_{eff}	0.91698±0.00003	0.91699±0.00003

4. 結言

木構造幾何形状表現法を実装し、CPU と GPU で計算時間の比較を行った。安価な GPU でも、計 28 コアによる CPU の並列計算より高速に計算が行えることが示された。

*Takuya Okubo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

次元削減手法を用いた非均質炉心計算用巨視的・微視的断面積テーブルの圧縮

Compression of Macroscopic and Microscopic Cross Section Table for Heterogeneous Core Calculations using Dimensionality Reduction

*山本真人[1], 遠藤知弘[1], 山本章夫[1]
[1]名古屋大学

一般的なケースマトリックスに対する燃焼計算・ブランチ計算を含む非均質単一集合体計算を実施し、得られた物質領域単位の多群巨視的・微視的断面積に対し、特異値分解及び低ランク近似を用いた次元削減を適用することで、断面積データの圧縮を行った。圧縮後に再構成された断面積を用いて集合体計算を行い、実効増倍率及び中性子束の計算精度への次元削減の影響を検証した。

キーワード：巨視的断面積，微視的断面積，非均質集合体計算，次元削減，非均質炉心計算

1. 緒言： 現在の炉心解析手法では、集合体計算を実施し、集合体系平均、燃料セル平均あるいは物質毎の多群巨視的・微視的断面積がテーブル化される。このとき、空間及びエネルギー解像度を上げるほど断面積のデータ量が大きくなるという問題がある。したがって、今後の炉心解析手法の高解像度化に向けた断面積テーブルのデータ圧縮手法の開発が望まれる。本研究では、非均質集合体計算から得られた巨視的・微視的断面積に対して、特異値分解・低ランク近似を用いた次元削減によるデータ圧縮を検討した。

2. 解析手法： 集合体計算コード AEGIS [1]を用いて、一般的なケースマトリックスに対する燃焼計算、ブランチ計算を含んだ非均質単一集合体計算を行い、16 群非均質巨視的断面積及び微視的断面積を計算した。ここで、巨視的断面積は$\Sigma_{s,g\to g'}$のみを、微視的断面積は核種毎のσ_a, σ_f, $\nu\sigma_f$, σ_cを考慮している。本検討では、PWR17×17 ウラン燃料集合体の 1/8 対称性を考慮した 45 セルのうち、78 燃料領域（燃料棒 39 本×各領域 2 分割）での断面積を用いて行列を作成した。作成した行列は 14742 行（燃焼・ブランチ条件 189 点×78 燃料領域）、14400 列（$\Sigma_{s,g\to g'}$が 16 × 16 = 256 個、微視的断面積が 4 種類 × 16 群 × 221 核種 = 14144、計 256 + 14144 = 14400）であり、特異値分解によって得られる特異値の数は 14400 個である。この特異値を低ランク近似によって削減することでデータ圧縮を行った。圧縮後に再構成された断面積を用いて集合体計算を行い、圧縮前の断面積を用いた結果を参照解として実効増倍率k_{eff}及び非均質領域中性子束ϕの誤差を計算した。

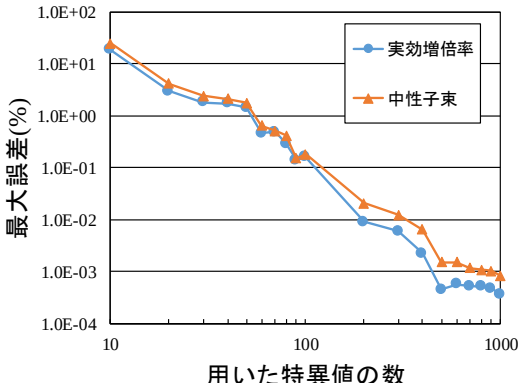


図 1 実効増倍率及び中性子束の誤差の最大値（特異値：10～1000 個）

3. 結果： 燃焼・ブランチ条件 189 点でのk_{eff}及びϕの最大誤差を計算した結果を図 1 に示す。ここで、ϕは集合体内の非均質領域（1/8 対称性を考慮した 252 領域）での平均二乗誤差を燃焼点・ブランチ点毎に計算し、189 点での最大値を最大誤差としている。目標とする誤差を実効増倍率、中性子束共に 0.1%とすると、約 100 個の特異値で再現できる。このときの元のデータ量に対する圧縮割合は 99%であり、大幅なデータ圧縮が見込まれる。今後は、本手法の炉心解析への適用性を検証するため、次元削減された断面積のテーブル化手法の開発を行う。

謝辞：本研究で用いた断面積データの作成にあたっては、（株）原子力エンジニアリングの協力を頂いた。

参考文献

[1] A. YAMAMOTO, T. ENDO, M. TABUCHI *et al.*, “AEGIS: An Advanced Lattice Physics Code for Light Water Reactor Analyses,” *Nucl. Eng. Technol.*, **42**(5), 500–509 (2010).

*Masato YAMAMOTO[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1]
[1]Nagoya Univ.

核データ積分テスト計算への実効部分空間法の適用③

Application of Efficient Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing③

*今里 大智[1]，千葉 豪[1]

[1]北海道大学

キーワード：特異値分解、有効部分空間、核データ、積分データ

1. 背景　現在、核データの検証用に膨大な積分データが蓄積されている。検証の際に全ての積分データを用いることは現実的ではないので、積分データ群の中から最少の組み合わせで独立性の高いデータ群を抽出する手法の検討は重要である。本研究は核データ検証に用いる有効な積分データの組み合わせを有効部分空間(ASS)と内積、直交射影を用いて検討する。

2. 解析手法　核データは互いに独立であり、個々の核データをベクトルと見なすと核データ空間を構成する。そして、積分データの個々の核データに対する感度係数ベクトル群は核データ空間内に存在し、ASS を構成する。この ASS そのものをデータの抽出に用いることは不便であるので、先行研究[1]で提案した特異値分解を用いて ASS の最大特異値に対応する基底ベクトルを用いる。この基底ベクトルと内積、直交射影を用いた独立性の高い最少の積分データの組み合わせ方法を以下に提案する。

① 最初に、ASS の中から最大特異値に対応する基底ベクトルと全ての積分データの内積を計算し、最も値の大きいデータが ASS の最大特異値に対応する基底ベクトルに似ているデータであるので選択する。

② 次に、①で選択したデータと組み合わせたときに最も独立性の高いデータを選択するために、①のデータと全ての積分データの内積を計算し、最も値の小さいデータを選択する。

③ ①と②から成る空間の次元数拡張のため、この空間への直交射影ノルムが最小のデータを選択する。

④ 以降、全ての直交射影ノルムがほぼ 1 となる空間になるまで③を繰り返す。今回は直交射影ノルムが 0.99 以上となった場合、ほぼ 1 であると見なした。**図 1** は上記の手順の概念図である。

3. 結果･考察　今回は積分データに中性子実効増倍率､核データに 70 群の U-235 の核分裂断面積を用いた。そして、個々の核データに対する積分データの関係を見るために、積分データの個々の核データに対する感度係数ベクトルを対象のデータとする。U-235 と U-238 から成る濃縮度が可変な球形臨界集合体を考え、U-235 の濃縮度を 7～100%まで 1%刻みで変え 94 個の積分データを作成した。このデータ群に前述の方法を用いた結果、最良の組み合わせは{7% 54% 100%}という結果が得られた。一方、網羅的にデータ群から組み合わせを計算した結果、最良の組み合わせは{11% 62%}となり今回提案した手法の結果と異なった。手法の有効性を検証するために、網羅的な手法により得られた最良の組み合わせ数と同じ個数のデータを今回の手法を用いて選んだ。結果は{7% 54%}が 2 つの組み合わせの中で最も有効であった。そして、その組み合わせのデータ空間への各データの直交射影ノルムの最小値と、94 個のデータから 2 個を網羅的に選んだ組み合わせの各直交射影ノルムの最小値を比較すると、今回の手法での直交射影ノルムは全 4371 通りの中で 343 番目の大きさであり、今回の手法は最良な組み合わせが得られないことが分かった。

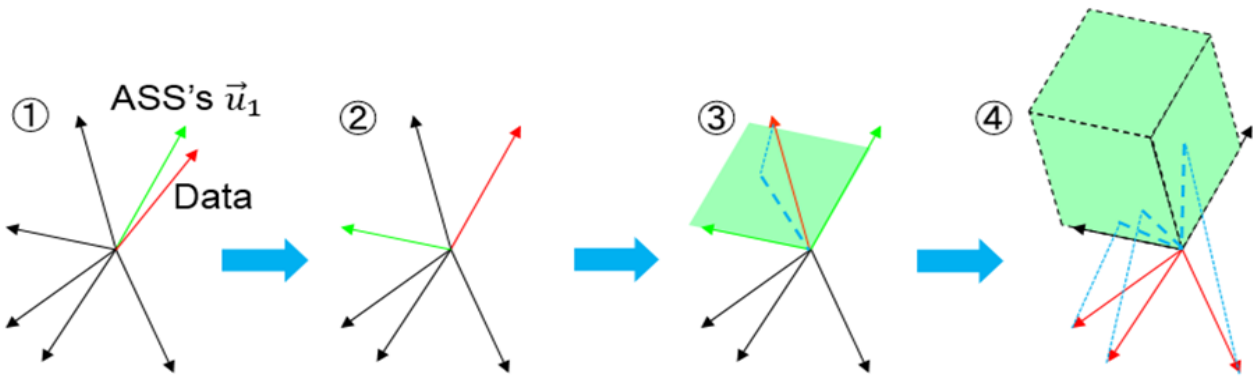


図 1：最少の積分データ群で独立性の高い組み合わせを探す手順のイメージ図

参考文献

[1] 今里、千葉、2019 年春の年会、3J07.

*Daichi Imazato[1], Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

Bootstrap 法を用いた推定臨界下限増倍率の算出方法
（2）核特性の類似度、実験誤差、モンテカルロ計算の統計誤差を考慮した改良

Calculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Using the Bootstrap Method
(2) Improvement considering Neutronic Similarity, Experimental Error,
and Statistical Error of Monte Carlo Code

*西岡 楓賀[1]，林 卓人[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

本研究では、①核特性の類似度c_k、②臨界実験データの実験誤差σ_{bench}、及び③連続エネルギーモンテカルロ計算による実効増倍率k_{eff}の統計誤差σ_{calc}を考慮できるよう、bootstrap 法を用いた推定臨界下限増倍率(ECLLMF)の評価手法を更に改良した。発表では、UO_2-水からなる単位セル体系を対象として、提案手法で得られた推定臨界下限増倍率の推定結果について報告する。

キーワード：推定臨界下限増倍率，bootstrap 法，核特性の類似度，実験誤差，モンテカルロ計算，統計誤差

1. 緒言：数値計算により未臨界判断基準を推定する研究に取り組んでいる。これまでの研究成果として、正規分布の仮定が不要である bootstrap 法を用いて ECLLMF を算出する方法を考案した。本研究では、①核特性の類似度c_k、②実験誤差σ_{bench}、③モンテカルロ計算の統計誤差σ_{calc}の効果を考慮できるよう、ECLLMF の算出方法を更に改良した。本発表では、①–③の効果が ECLLMF の推定結果に与える影響について報告する。

2. 解析方法：本研究で改良した bootstrap 法では、σ_{bench}とσ_{calc}を考慮したk_{eff}の混合正規分布をモンテカルロ計算によって作成し、作成した混合正規分布から復元抽出を行うこととした。復元抽出により得られた bootstrap 分布から余裕幅αを反復法によって計算し、混合正規分布の平均値$\bar{k}$と不偏標準偏差sから推定臨界下限増倍率$k_{\mathrm{sub,boot}} = \bar{k} - \alpha s$を算出した。更に、Whisper1.1[1]を用いて計算された評価体系と臨界実験体系の代表性因子c_kを基に、各標本の重みづけを行った。なお本研究では臨界超過確率p =2.5%、ECLLMF 設定失敗確率γ =2.5%として解析を行った。

3. 結果・考察：半径 1.0cm の UO_2 燃料球を想定し、最適減速となる燃料対水体積比の条件で解析を行った。①–③を考慮しない正規分布の仮定に基づく従来法、①–③を考慮しない bootstrap 法(Case 1)、①–③の考慮した改良 bootstrap 法(Case 2)によって得られたαと ECLLMF の値を表 1 にそれぞれ示す。図 1 に標本k_{eff}と bootstrap 分布の相対度数分布を示す。なお$k_{\mathrm{sub,t}}$は従来法による ECLLMF である。表 1 より従来法の ECLLMF が最大となり、Case 2 の ECLLMF が最小となった。従来法と Case 1 の比較により、今回の検証条件では正規分布仮定の影響度は比較的小さいことが分かった。また、①–③を考慮することにより、k_{eff}の頻度分布の広がりが大きくなったことから、余裕幅αが大きく計算され、その分だけ Case 2 の ECLLMF は他より小さく推定されたと考えられる。

表 1　各算出法のαと ECLLMF

算出法	α	ECLLMF
従来法	2.3794	0.99364
Case 1	2.5219	0.99332
Case 2	4.2338	0.98324

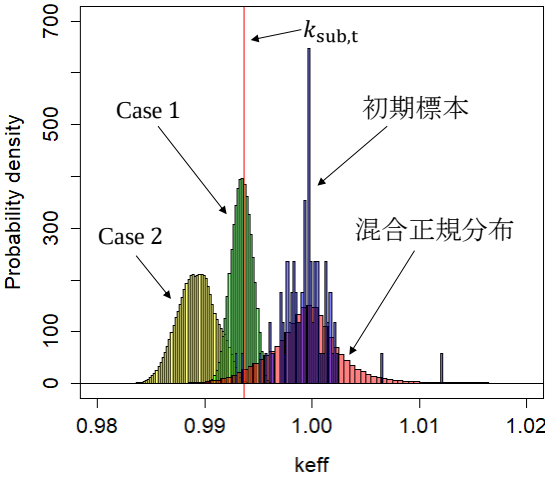


図 1　k_{eff}、bootstrap 分布の相対度数分布

参考文献

[1] B. C. Kiedrowski, *et al*., *Nucl. Sci. Eng.*, **181**(1), pp.17–47 (2015).

*Fuga NISHIOKA[1], Takuto HAYASHI[1], Tomohiro ENDO[1],
and Akio YAMAMOTO[1]
[1]Nagoya Univ.

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

[1J05-08] Development of Methodology 2

Chair:Yuichi Yamane(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 11:00 AM - 12:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J05] Self-shielding calculations based on the IGA-method

*Matthias NEZONDET[1], Willem van Rooijen[2] (1. University of Fukui, Graduate School of Engineering, Advanced Interdisciplinary Science and Technology, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

11:00 AM - 11:15 AM

[1J06] An Investigation on the Control Rod Homogenization Method for Next-Generation Fast Reactor Cores

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[1J07] Impact of Diffusion Coefficient and Correction Term on Convergence Performance of CMFD Acceleration

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

11:30 AM - 11:45 AM

[1J08] Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculation.

*Jumpei Sasuga[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Self-shielding calculations based on the IGA-method

*Matthias Nezondet[1] and W.F.G Van Rooijen[2]

[1]Graduate school of University of Fukui., [2]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui.

A calculational method for self-shielding calculation is described. This method is developed to perform calculation for any arbitrary geometrical domains. The objective is to implement it in an innovative calculation code based on IsoGeometric Analysis, developed in our laboratory. The method is based on sub-group method to treat resonances and "Sn" theory to resolve the neutron transport equation.

Keywords: Neutron transport theory, Self-shielding calculation, IGA method, Sub-group method

1. Introduction In our laboratory, we are developing an innovative simulation code based on IsoGeometric Analysis (IGA), which allows to resolve neutron transport equation for any geometrical domains with the multi-group "Sn" formalism. With multi-group calculation, it is necessary to treat the resonances of cross section with self-shielding calculation. Thus, the goal is to develop a self-shielding calculation method for any arbitrary geometrical domains and we chose to use the sub-group method as basis.

2. The Subgroup Method For self-shielding calculation, integrals such as $\int_{\Delta u_g} \sigma_x(u)\varphi(u)du$ and $\int_{\Delta u_g} \varphi(u)du$ need to be evaluated, in which the flux φ(u) is a function of the total cross section $\sigma_t(u)$, under appropriate assumptions, such as isolated resonances, absence of resonance interaction, and the narrow resonance approximation. In that case, we have decided to use the sub-group method as a basis and to extend it to our IGA code [1]. One of the main features is it can be used with any flux solution technique, such as "Sn" theory, and it is not limited to any geometrical domains. The sub-group method is used to calculate the multi-group self-shielded cross section by using the probability density. Indeed, with sub-group method every $\sigma_t(u)$ dependent function can be discretized by:

$$\frac{1}{\Delta u_g}\int_{u_{g-1}}^{u_g} f[\sigma_t(u)]du = \sum_{k=1}^{K} w_k f(\sigma_k)$$

If we consider a heterogeneous system described in the "Sn" formalism, where the direction of movement is discretized into a set of directions n and where a resonant isotope N^* is in a non-resonant background N^+, the transport equation is given by: $\hat{\Omega}_n \nabla \Phi^g(r,\hat{\Omega}_n) + [N^*\sigma_t(u) + N^+\sigma_t^+]\Phi^g(r,u,\hat{\Omega}_n) = Q^g(r,\hat{\Omega}_n)$

In the case we have a calculation code that is based on the "Sn" theory, it is possible to resolve the previous equation and obtain the flux that will be a function of $\sigma_t(u)$ so we can apply the sub-group method:

$$\Phi^g(r,\hat{\Omega}_n) = \mathrm{f}\left[Q^g(r,\hat{\Omega}_n),\sigma_t(u)\right] \Rightarrow \sigma_{x,i}^g = \frac{\sum_{k=1}^{K}\sigma_{x,k}f_k Q^g(r,\hat{\Omega}_n),\sigma_{t,k}}{\sum_{k=1}^{K} f_k Q^g(r,\hat{\Omega}_n),\sigma_{t,k}}$$

When we speak about sub-group method, we have to mention the probability table which consist of a quadrature set $\{\sigma_k, w_k; k=1, K\}$ that represents a probability density. There are different methods to calculate the probability table. We chose to use the method of moment and the mathematical probability table, because of his consistency and stability [2].

3. Conclusion We have started to improve this neutron transport code based on IGA method to take into account self-shielding effect. At the moment, we have found the self-shielding model to implement in our code. This model will have to be improved: to be compatible with arbitrary geometrical domain and with the discrete ordinates method "Sn"

References

[1] Levitt L.B. The probability table method for treating unresolved neutron resonances. Nucl.Sci.Eng., 49(450), 1972.

[2] Hebert A. The ribon extended self-shielding model. Nucl.Sci.Eng., 151(1-24), 2005.

次世代高速炉炉心の核設計における制御棒均質化法の検討

An Investigation on the Control Rod Homogenization Method for Next-Generation Fast Reactor Cores

*滝野 一夫[1], 杉野 和輝[1], 大木 繁夫[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

次世代高速炉炉心の核設計手法高度化のために、制御棒価値と径方向出力分布の精度向上を図ることのできる制御棒均質化法を構築した。

キーワード：次世代高速炉、制御棒均質化、反応率比保存法、制御棒価値、径方向出力分布

1. 緒言

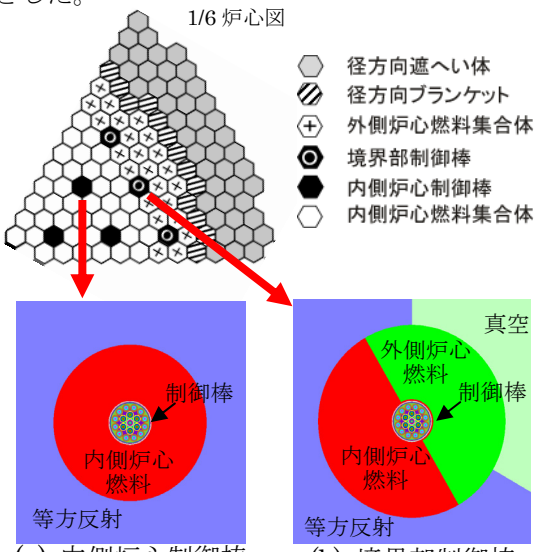
反応率比保存法による制御棒の均質化断面積計算において、従来は全ての制御棒に対して周辺に内側炉心燃料集合体を 6 体（1 層分）巻いたスーパーセルモデルを用いていた。しかし、このモデルは制御棒価値及び出力分布において径方向依存の系統的な誤差を生じさせ、特に大型炉心では有意なものとなっていた。そこで、本検討では制御棒均質化におけるスーパーセルモデルの改良を行った。解析対象炉心は電気出力 750 MWe の次世代ナトリウム冷却高速炉炉心[1, 2]の平衡末期とした。

2. 制御棒スーパーセルモデルの改良

制御棒周囲の中性子空間分布がなだらかな内側炉心制御棒と、中性子束勾配が急な内側炉心と外側炉心の境界部に位置する制御棒（境界部制御棒）に分けて、スーパーセルモデルを改良した。

①内側炉心制御棒　　図 1(a)に示すように、従来モデルと同様に周辺に内側炉心燃料集合体を巻くモデルであるが、巻き数を内側炉心燃料と制御棒の体積比に合わせて従来モデルの 6 体から 10 体に変更した。反応率比保存法計算には従来と同様に SLAROM-UF の RRRP モジュールを用いた。

②境界部制御棒　　図 1(b)に示すように、制御棒周囲の燃料を 2 層目までモデル化し、3 層目の環境を基に境界条件を設定、制御棒周辺の中性子束勾配を模擬した。このモデルには境界条件が 2 種類あるため、反応率比保存法計算には多群モンテカルロ法（GMVP）を用いた。



(a) 内側炉心制御棒　(b) 境界部制御棒

図 1　改良した制御棒スーパーセルモデル

3. 検証計算

上記の改良した制御棒スーパーセルモデルを用いて求めた制御棒実効断面積を使って炉心計算を行い、制御棒価値及び集合体出力分布を求めた。この結果を、制御棒を非均質に取り扱った全炉心直接計算結果（参照解）と比較して、改良モデルによる精度の向上度合いを確認した。ここで、制御棒均質化後の炉心計算及び全炉心直接計算には GMVP を使用した。

表 1 に結果を示す。改良モデルの使用により、参照解との差異が従来と比較して、制御棒価値で約 1/5、集合体出力分布で約 1/3 となり、制御棒均質化に伴い生じる誤差が大幅に縮小した。

4. 結言

内側炉心の制御棒及び内側炉心と外側炉心の境界部制御棒のスーパーセルモデルの改良を行い、炉心計算における制御棒価値、径方向出力分布において、大幅な精度向上を達成した。

表 1　改良した制御棒スーパーセルモデルによる炉心特性の計算精度向上効果（参照解からの相対差異）

	制御棒価値（粗調整制御棒）		集合体出力分布（粗調整制御棒全挿入）
	内側炉心	境界部	
従来モデル	0.92%	0.79%	−0.47% ～ 0.44%
改良モデル	0.19%	0.14%	−0.18% ～ 0.16%

参考文献
[1] 大久保努, 他, 日本原子力学会 2010 年秋の大会, P30.　[2] 小倉理志, 他, 同左, P31.

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

CMFD 加速法における拡散係数、補正項と収束性の関係

Impact of Diffusion Coefficient and Correction Term on Convergence Performance of CMFD Acceleration

*大島 吉貴[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

Coarse Mesh Finite Difference(CMFD)加速法で用いる有限差分式に従来の拡散係数及び補正した拡散係数を適用することで、拡散係数、補正項の大きさと収束性の関係性を検討した。

キーワード：CMFD 加速法，拡散係数，補正項，収束性, MOC

1. 緒言

CMFD 加速法にはメッシュの光学距離（=メッシュ幅×巨視的断面積）が大きいと収束が不安定になるという問題がある[1]。CMFD 加速法では有限差分拡散計算の中性子流に補正項を加えることで輸送計算の中性子流を再現しており、補正項の値が大きいほど CMFD 加速計算で用いる差分式は通常の差分式から乖離する。そのため、補正項の大きさが収束性に影響を与えていることが推測される。本研究では、従来の拡散係数及び補正した拡散係数を用いた際の補正項の大きさと収束性を評価することで、拡散係数、補正項の大きさと収束性の関係性を検討した。

2. 解析手法

KAIST ベンチマーク問題 2A を計算体系とし、MOC 計算コード GENESIS を用いて計算を行った。本解析では拡散係数に従来の拡散係数D^{Conv}、Artificial Grid Diffusion(AGD)における拡散係数D^{AGD}、D^{Conv}を定数α倍した拡散係数D^{*}、D^{Conv}にエネルギー群ごとに異なる補正値$\alpha_g \Delta$（Δはメッシュ幅）を加えた拡散係数D^{+}を用いた。CMFD 計算のメッシュ幅は 1.26 cm、6.3 cm の 2 ケースとした。両ケースにおいて各拡散係数を用いた有限差分拡散計算と MOC の中性子流を比較し、補正項の大きさを求めた。また、各拡散係数を用いて CMFD 加速計算を行った際の MOC の全中性子束及び実効増倍率の残差から収束性を確認した。

3. 結果・考察

メッシュ幅 1.26 cm の場合、D^{Conv}, D^{AGD}を用いた有限差分拡散計算と MOC の中性子流は概ね一致し、補正項は 0 に近い値となった。また、両拡散係数を用いた MOC はどちらも収束した。すなわちメッシュの光学距離が小さい場合、CMFD 加速法で用いている差分式は適切である。メッシュ幅 6.3 cm において、D^{Conv}, D^{AGD}を用いた有限差分拡散計算と MOC の中性子流をy, x軸としてプロットし図 1 に示す。図 1 よりD^{Conv}に比べてD^{AGD}を用いた方が、有限差分拡散計算と MOC の中性子流がよく一致しており、補正項の大きさが小さい。このとき、D^{Conv}を用いた MOC は発散したが、補正項の小さいD^{AGD}では収束した。以上より、補正項の大きさをより小さくすることで収束性のさらなる改善が見込めると考え、D^{AGD}より補正項の大きさが小さくなるようD^{*}, D^{+}の補正値を決定した。しかし、D^{AGD}, D^{*}, D^{+}を用いた MOC の収束性は同等であった。すなわち拡散係数を補正し、補正項の大きさをより小さくしても収束性の改善は確認されなかった。この結果は、CMFD 加速法で用いている有限差分式と中性子束の規格化方法には収束性の限界があり、さらなる収束性改善には新たな差分式や規格化方法が必要であることを示唆している。

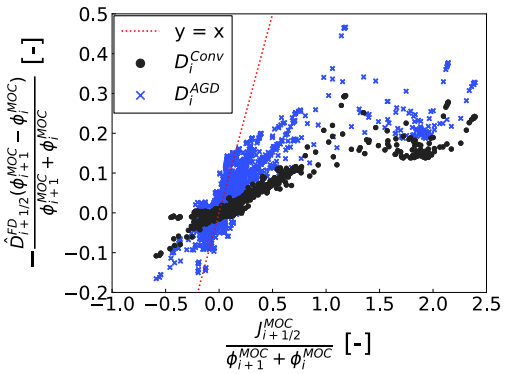


図 1：拡散計算と MOC の中性子流の関係
（CMFD 計算のメッシュ幅 6.3 cm）

参考文献：[1] A. Yamamoto, *Nucl. Sci. Eng.*, **151**, 274–282 (2005).

*Yoshiki Oshima[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ..

燃焼計算のための最適重み付け予測子・修正子法の改良

Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculations

*流石淳平[1],千葉豪[1],大岡靖典[2],山本健土[2],長野浩明[2]
[1]北海道大学,[2]原子燃料工業

本検討では、奥村らにより提案された最適重み付け予測子・修正子法(OWPC 法)を改良した新たな計算手法を提案する。

キーワード：可燃性毒物、燃焼計算、予測子・修正子法

1. 背景　可燃性毒物が含まれる体系に対する燃焼計算を行う際には予測子・修正子法(Predictor-Corrector 法、PC 法)が広く使われている。PC 法により燃焼ステップの離散化誤差を効率的に低減できるが、更なる誤差低減のため、重み付け PC 法（WPC 法）と最適重み付け PC 法（OWPC 法）が奥村らにより提案された[1]。本研究では OWPC 法の最適重みの決め方について新たなアルゴリズムを提案する。

2. 解析手法　可燃性毒物であるガドリニアを含む体系に対して、PC 法を用いて燃焼計算を行うと計算精度が向上する。しかし、ガドリニウムの数密度変化は中性子吸収による効果が支配的であり、短時間での急激な数密度変化や中性子吸収断面積と数密度が特徴的な関係であることより PC 法では低減できない系統的な誤差が生じる。WPC 法は重みパラメータωを用いることで PC 法を用いた時に生じる誤差を低減させる方法である。WPC 法ではωを用いて、式(1)からステップ終点の数密度 N を得る。

$$N = N_0 \exp\left[-\{R_p(1-\omega) + R_c\omega\}\Delta t\right] \quad (1)$$

ここで、N_0はステップ始点の数密度、R_pは Predictor 計算で用いた反応率、R_cは Corrector 計算で用いた反応率、Δtはステップ時間幅である。WPC 法では PC 法より高精度な解を求めることができるが、ωはユーザーが任意に決定しなければならない。改良された OWPC 法では、ωを自動的に決めるため、数密度変化が中性子吸収の影響のみを受ける簡易モデルを設定する。モデル核種の数密度と中性子吸収反応率の間には負の相関があり[2]、その関係性を線形とみなすことで、モデル核種の時間ステップ終点での厳密解を数値計算により得ることができる。得られた厳密解を用いて適切なωを決定し、WPC 法に適用することによりステップ終点の数密度を計算する。

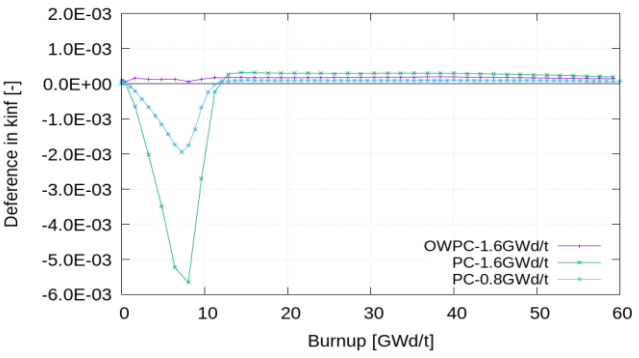


図 1　中性子無限増倍率の参照解との誤差

3. 解析結果　検証計算はガドリニア燃料棒を含む PWR 燃焼集合体体系に対して行った。参照解はステップ幅 0.055GWd/t の PC 法で取得し、無限増倍率 k_{inf} の燃焼特性を比較した。結果を図 1 に示す。OWPC 法は、PC 法を用いた場合と比較して計算精度が大幅に向上した。また、ガドリニウム濃度 10%、8%、6%、4%のいずれの場合においても OWPC 法の計算精度が保証されることも確認した。

参考文献　[1] S.Okumura, G.Chiba, *RPHA2017,Proc. of Reactor Physics Asia 2017.*
[2] A.Yamamoto, M.Tatsumi, N.Sugimura, *Nucl. Sci. Eng.,* 163, pp.144-151 (2009)

*Jumpei Sasuga[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]NFI

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

[1J09-12] Development of Calculation Code

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:50 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J09] Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR

Kento Yamamoto[1], *Yasunori Ohoka[1], Hiroaki Nagano[1] (1. NFI)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J10] BWR whole core nuclear-thermal hydraulic coupled simulation system

*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Munenari Yamamoto, Tatsuya Iwamoto[1] (1. GNF-J)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J11] Verification of FRBurner module of CBZ code system: fast reactor core burn-up calculation based on OECD/NEA benchmark report.

*Junshuang FAN[1], Chiba Go[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J12] Extension of the IGA-method to multi-physics calculations

*Willem van Rooijen[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

3 次元詳細メッシュ多群輸送計算に基づく PWR 炉心計算コード SCOPE2 の開発
（14）実機燃焼追跡による核種同位体組成計算モデルの妥当性確認

Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR

(14) Validation of Calculation Model for Nuclide Compositions through Actual Core Tracking Calculation

*山本 健士[1]，大岡 靖典[1]，長野 浩明[1]

[1]原子燃料工業

PWR 炉心計算コード SCOPE2 において実機燃焼追跡により得られる燃料棒単位の核種同位体組成の計算値について，照射後試験で取得された測定値との比較を行い，良い一致を示すことを確認した。

キーワード：SCOPE2，燃料棒格子単位炉心計算，ミクロ燃焼モデル，実機燃焼追跡，照射後試験解析

1. 諸言　核設計コードで計算される核種同位体組成の妥当性確認は，照射後試験の放射化学分析により測定される核種同位体組成との比較により行われる。従来広く行われてきた照射後試験解析では，対象となる試料燃料の周辺燃料情報や運転中に経験した様々な物理状態の履歴情報について近似を行うことから，計算値の不確かさの要因として認識されている。一方，PWR炉心計算コードSCOPE2 は，3 次元詳細メッシュ多群輸送計算により得られる反応率に基づき，3 次元燃料棒単位の核種同位体組成を計算し燃焼履歴効果を取り扱う，ミクロ燃焼モデルを採用しており，実機燃焼追跡では，実運用状態に基づき 3 次元燃料棒単位の核種同位体組成を評価可能である。そこで，従来の照射後試験解析による近似を排除し，実運用状態に基づく燃焼追跡を通じて照射後試験対象燃料試料の核種同位体組成を計算し，照射後試験の測定値との比較により，SCOPE2 の核種同位体組成計算モデルの妥当性確認を行う。

2. SCOPE2 の燃焼計算モデル　SCOPE2 の燃焼計算モデルは，重核種 21 核種，核分裂生成核種 50 核種を扱う中規模燃焼チェーンについて，クリロフ部分空間法により燃焼方程式を解いている[1]。3 次元詳細メッシュ多群輸送計算により得られた各核種及び各反応の反応率に基づき，3 次元燃料棒単位の核種同位体組成を計算する。

3. 妥当性確認結果　核種同位体組成の妥当性確認には，照射後試験データベースSFCOMPOに収録されている高浜 3 号機の照射後試験データ[2]を使用した。同試験では，ウラン濃縮度 4.1wt%の 17×17 型ガドリニア入り燃料集合体 2 体より，ウラン燃料棒 2 本及びガドリニア入り燃料棒 1 本の軸方向数点が切り出された計 16 試料の核種同位体組成が取得されている。

高浜 3 号機の実運用状態に基づいて燃焼追跡を行い，試験対象燃料の各試料位置における核種同位体組成を計算した。核種同位体組成の計算値と測定値の比較の結果（一例を図 1 に示す），各試料について計算値は測定値と良い一致を示すことが確認された。

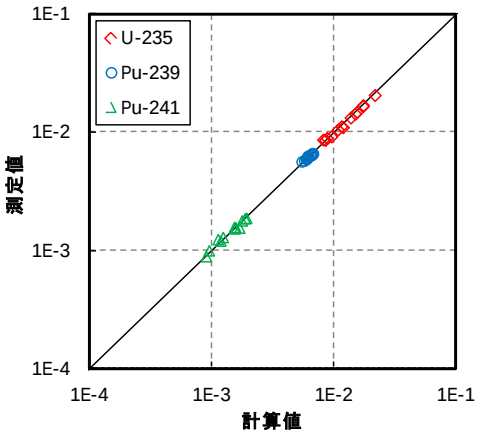


図 1　原子数密度比
(U-238 の原子数密度を 1 とした場合)

参考文献

[1] A. Yamamoto, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **41**, 781, (2004).

[2] 中原ら, JAERI-Tech 2000-071, (2000).

*Kento Yamamoto[1], Yasunori Ohoka[1], Hiroaki Nagano[1]

[1]Nuclea Fuel Industries, Ltd.

BWR 全炉心非均質核熱結合計算システム
（5）エネルギ群詳細化の炉心計算への影響評価

BWR whole core nuclear-thermal hydraulic coupled simulation system

(5) Effects of energy group refinement on the BWR core calculation

*小野 道隆[1]，東條 匡志[1]，山本 宗也，岩本 達也[1]

[1]GNF-J

3 次元 BWR 全炉心非均質核計算コード DACHS と熱水力解析コードを結合させた BWR 非均質核熱結合計算システム PHNTM（Physics of absolute Neutronics, Thermal-hydraulics and Mechanics）[1]~[4]を開発している。DACHS のエネルギ群を詳細化し，炉心計算に及ぼす影響を評価した。

キーワード：BWR，DACHS，スペクトルミスマッチ，エネルギ群，燃料棒単位

1. 緒言　近年の BWR 炉心設計では，核的には燃料集合体内の非均質性や燃料集合体間の相互効果（スペクトルミスマッチ）が，熱水力的には燃料集合体（ノード）内のボイド率分布の偏りが，より顕著となる傾向にある。そこで，3 次元全炉心非均質核計算コード DACHS と熱水力計算コードを結合し，これらの非均質性を詳細に扱う核熱結合システム PHNTM を開発している。本研究では，DACHS のエネルギ群を詳細化し炉心計算に及ぼす影響を評価した。

2. DACHS の概要と実施内容　DACHS は，ノード毎の核定数の計算部（TGBLA）と燃料棒単位の 3 次元詳細メッシュ拡散計算部（BLOX3D）からなる。本研究では，BLOX3D 計算部のエネルギ群を最大で 20 群まで詳細化し，炉心計算への影響を評価した。検討したエネルギ群構造を表 1 に示す。

3. 解析体系　解析体系は，未燃焼の BWR 燃料集合体（1 体）と燃焼燃料集合体（3 体）を 2x2 に配列した 2 次元体系とした。径方向の境界条件は反射条件である。チャンネルボックス内のボイド率は全ての燃料集合体で同一とし 0，40，70%の場合について検討した。

4. 結果　エネルギ群 20 群のケースを参照解とし，無限増倍率の参照解との差[%dk]を図 1 に，集合体出力分布の参照解との RMS[%]を図 2 に示す。図 1 には，均質体系（UNI）の未燃焼燃料集合体（0GWd/st）と燃焼燃料集合体 40GWd/st の結果を合わせて示している。本稿ではエネルギ群 5 群について着目する。無限増倍率は，共鳴群・高速群共に群数を増やしたケース（5 群 c）が最も参照解との差が小さくなる。共鳴群のみ群数を増やしたケース（5 群 b）は，参照解との差は（5 群 c）のケースよりも大きいが，参照解との差のボイド率依存性が小さい。一方，高速群のみ群数を増やしたケース（5 群 d）は参照解との差のボイド率依存性が大きい。集合体出力分布は，高速群の群数を増やす（5 群 c, d）することで参照解との差（RMS）が 0.5%以下となるが，共鳴群の群数を増やしたケース（5 群 b）では出力分布の RMS は約 1%である。共鳴群，高速群とも詳細化しエネルギ群 7 群とすると，参照解との差は無限増倍率で 0.1%dk 以下，出力分布の RMS で 0.2%以下となる。無限増倍率には、燃焼燃料に含まれる Pu 核種の共鳴がある共鳴群の詳細度の影響が大きく、集合体出力分布に対しては水ギャップのある BWR 燃料集合体では中性子の飛程が長い高速群の詳細度が影響していると考えられる。当日は、ノード単位の疎メッシュ解析手法の結果に関する検討結果（不連続因子の影響など）も合わせて報告する。

表1 エネルギ群構造

–	5群b	5群c	5群d	7群	20群
高速群	1	1	1	1	1
					…
					5
		2	2	2	6
					…
					10
			3	3	11
					12
共鳴群	2	3	4	4	13
					…
					16
	3	4		5	17
					18
	4			6	19
熱群	5	5	5	7	20

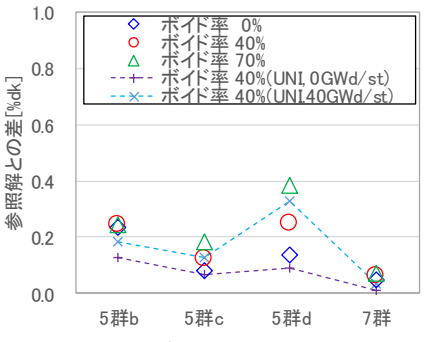


図1 無限増倍率の参照解との差

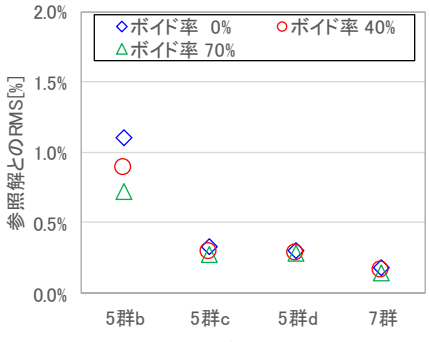


図2 集合体出力分布の参照解とのRMS

参考文献 [1] 日本原子力学会 2011 年秋の大会 N08，[2] 日本原子力学会 2011 年秋の大会 N09，[3] 日本原子力学会 2012 年春の年会 E27，[4] 日本原子力学会 2012 年秋の大会 Q05

* Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Munenari Yamamoto and Tatsuya Iwamoto[1]

[1]GNF-J

Verification of FRBurner module of CBZ code system: Fast reactor core burn-up calculation based on OECD/NEA benchmark report

*Junshuang FAN[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

New module of reactor physics code system CBZ for fast reactor burn-up calculation which is designed for our future work demand. We verify the accuracy of this new module and show 2 kinds of correction effect, such as heterogeneous assembly model effect and transport theory effect.

Keywords: Verification, fast reactor, burn-up, sodium void worth, Doppler coefficient, correction effect.

1. Introduction

CBZ is a general-purpose reactor physics code system and FRBurner module is designed for fast reactor burn-up calculation. We are going to verify its accuracy so that we can make sure our tool could give reasonable result for various types of fast reactor core. We choose one OECD/NEA benchmark work [1] as our reference because it provides 4 cores with 3 kinds of fuel and 2 kind of sizes. They are MET-1000, MOX-1000, MOX-3600 and CAR-3600. Number represents the size of core. English abbreviation indicates the fuel type of each core. Many institutes give various result about these 4 cores.

2. Methodologies and Result

Effective neutron multiplication factor k_{eff}, effective delayed neutron fraction β_{eff}, sodium void worth $\Delta\rho_{void}$ and Doppler coefficient $\Delta\rho_{Doppler}$ for 4 cores are compared with reference under heterogeneous lattice model with transport theory(this methodology is the most rigorous one of FRBurner module). Figure 1 shows bias for each core of these 4 terms. Maximum value of bias for k_{eff}, β_{eff}, $\Delta\rho_{void}$, $\Delta\rho_{void}$ are 0.81%, 4%, 9% and 9% respectively.

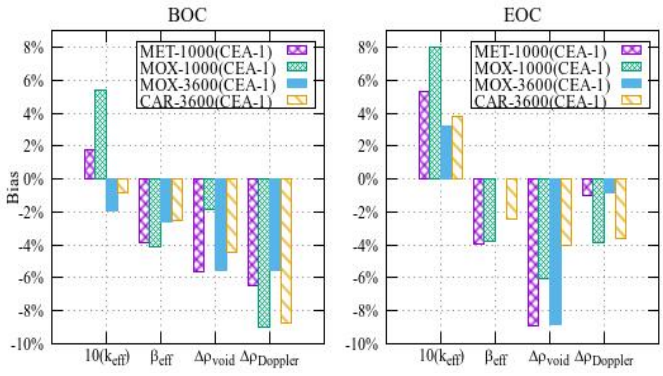


Fig. 1. Bias comparison

As for correction, we separate sodium void worth into non-leakage component and leakage component, furthermore, we decompose non-leakage part into yield, absorption and scattering components. Heterogeneous lattice model leads to large impact on k_{eff}, non-leakage component of sodium void reactivity and Doppler coefficient. Maximum value of difference for k_{eff}, non-leakage $\Delta\rho_{void}$, leakage $\Delta\rho_{void}$ and $\Delta\rho_{Doppler}$ are 0.69%, 9%, 2% and 10% respectively. Transport theory leads to unneglectable impact on keff and leakage component of $\Delta\rho_{void}$, especially for MET-1000. Maximum value of difference for k_{eff}, non-leakage $\Delta\rho_{void}$, leakage $\Delta\rho_{void}$ and $\Delta\rho_{Doppler}$ are 0.54%, 0.2%, 2% and 0.7% respectively. Besides, effects of methodologies on β_{eff} are not shown at here due to they are negligible.

3. Conclusion

Firstly, we confirm that FRBurner module fits our needs, and it gives reasonable result towards various types core. Secondly, correction effects indicate we should preform heterogeneous lattice model and transport theory calculation. Especially for heterogeneous lattice model.

Reference

[1] Bernnat, Wolfgang, et al.(2016). Benchmark for Neutronic Analysis of Sodium cooled Fast Reactor Cores with Various Fuel Types and Core Sizes(Report Number: NEA/NSC/R(2015)9).

Extension of the IGA-method to multi-physics calculations

*Van Rooijen, Willem[1]
[1]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

Abstract The Iso-Geometric Analysis (IGA) method allows to solve differential equations on arbitrary geometrical domains. In the current work, the IGA method is used to solve both the neutron diffusion equation and the equation of heat conduction simultaneously. This is a first approach to multi-physics calculations with the IGA method.

Keywords: IGA method, neutron diffusion theory, heat conduction, Finite Element Method, sparse matrices

1. Introduction In recent years the application of Iso-Geometric Analysis (IGA method) to numerical analysis in nuclear reactor physics is being investigated. Applications to 2D and 3D SN transport calculations have been demonstrated [1]. Current efforts are focused on self-shielding calculations (also presented at this meeting) [2], neutron diffusion theory [3] and extension to heat conduction, discussed in this manuscript.

2. Theory The neutron diffusion equation and the equation of heat conduction are:

$$-\nabla \cdot D\nabla\phi(\vec{r},E) + \Sigma_t(\vec{r},E) = Q(\vec{r},E) \qquad \text{Neutron diffusion} \qquad (1)$$

$$-\nabla \cdot \lambda\nabla T(\vec{r}) = S\left(\Sigma_f\phi(\vec{r},E)\right) \qquad \text{Heat conduction} \qquad (2)$$

With D the neutron diffusion coefficient, $\Sigma_t(\vec{r},E)$ the total cross section, $Q(\vec{r},E)$ the neutron source (this term includes sources due to scatter, fission and external sources, if present), λ the heat conduction coefficient, T the temperature and $S\left(\Sigma_f\phi(\vec{r},E)\right)$ the source of heat, which depends on the local fission rate. Eqs. (1) and (2) are very similar in structure. These two equations were selected for implementation as a first attempt for multi-physics calculations.

2-1. Dirichlet boundary conditions In the IGA method, the solution is expanded into basis functions, i.e. $\phi(\vec{r}) = \sum_{i=1}^{I}\alpha_i B_i(\vec{r})$. If there are Dirichlet boundary conditions on (a part of) the boundary, the value of the flux is already known, i.e. $\phi(\vec{r}) = g(\vec{r}), \vec{r} \in \partial\Gamma_D$ and thus the corresponding part of the solution must be eliminated from the expansion in basis functions. Since the solution is calculated as a matrix-vector problem, i.e. $\boldsymbol{A}\vec{\alpha} = \vec{f} \rightarrow \vec{\alpha} = \mathbf{A}^{-1}\vec{f}$, it is possible to use a permutation of the matrix $\boldsymbol{A}$ to take into account the fact that certain coefficients α_i are already known.

2-2. Results In **Fig. 1** a result is shown for of neutron diffusion on a 4-patch domain with a constant source in one patch, and the corresponding solution of the temperature profile, assuming only thermal conduction takes place.

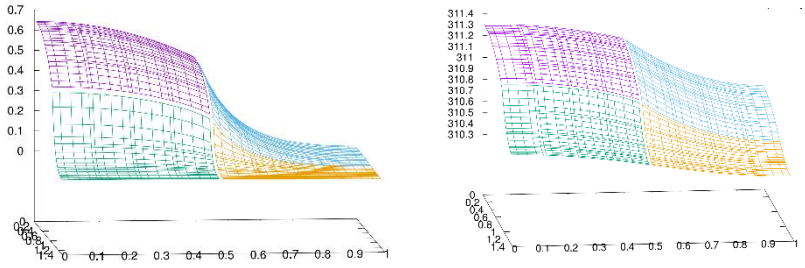


Fig. 1: neutron diffusion and temperature profile.

3. Conclusion We have successfully adapted the IGA method for the solution of multi-group neutron diffusion calculations. The diffusion solver has been used to solve the heat conduction equation successfully. Current work focuses on the connection between neutron transport calculations and heat conduction calculations.

References

[1] W.F.G. van Rooijen and R. Horita, “Three dimensional SN neutron transport calculations with iso-geometric analysis (IGA)”, Proc. Int. Conf. PHYTRA4, September 17 – 19 2018, Marrakech, Morocco (2018)

[2] M. Nezondet and W.F.G. van Rooijen, “Self-shielding calculations based on the IGA method”, AESJ meeting Sept. 2019

[3] W.F.G. van Rooijen and R. Horita, “Neutron diffusion theory with the IGA method”, AESJ meeting March 2019

[4] Y. Saad, “SPARSKIT: a basic tool for sparse matrix computations”, https://www-users.cs.umn.edu/~saad/software/SPARSKIT/

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

[1J13-15] PIE Analysis

Chair:Kunihiro Nakajima(Kindai Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 3:50 PM - 4:40 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J13] Analysis of Isotopic Composition by Post-Irradiation Examination of PWR Lead Use Assembly

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

3:50 PM - 4:05 PM

[1J14] Analysis of post irradiation examination data by CASMO5 and MVP-BURN

*Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1], Toru Yamamoto[1] (1. NRA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1J15] Study on validation of new fission yield by analysis of post-irradiation examination

*Atsuya Iso[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

PWR 先行照射燃料の核種組成に関する照射後試験データの解析

Analysis of Isotopic Composition by Post-Irradiation Examination of PWR Lead Use Assembly

*佐藤 駿介[1]，鈴木 求[1]，名内 泰志[1]
[1]電中研

集合体平均燃焼度が約 53GWd/t の 17×17 型 PWR 先行照射燃料から取得された 3 試料に対して、MVP-BURN を用いて核種組成を計算し、照射後試験データと比較するとともに、感度解析を実施した。

キーワード：先行照射燃料，照射後試験，燃焼計算，核種組成，MVP-BURN

1. 緒言

大飯原子力発電所 4 号機で先行照射された 17×17 型 PWR 燃料集合体(約 53GWd/t)から取得された 3 試料(F5-1, F2-2, F2-3)に関して、JAEA による核種組成の測定値と SWAT4.0 による解析結果が公開されている[1]。当所では燃焼計算において継続的に MVP-BURN を用いており、本検討では、この 3 試料に対して照射後試験データの解析を実施することで、核種組成計算値のバイアス量を把握することとした。

2. 解析条件

2 次元単一集合体体系にて､燃料棒平均の出力履歴を Nd-148 法により得られた試料燃焼度となるよう補正し、試料ごとに燃焼計算を実施した。燃料棒の燃焼領域は、径方向のみ等面積でウラン燃料棒は 5 領域、ガドリニア添加ウラン燃料棒は 10 領域に分割した。減速材密度の設定においては、集合体鉛直方向出力分布が余弦関数形状であり、かつ、燃料有効部下端からの累積出力形状と減速材密度分布形状が同じであると仮定し、試料高さにおける減速材密度を決定した。断面積ライブラリには MVPlib_nJ40, 燃焼チェーンには ChainJ40 の開発者用チェーンを使用し、総ヒストリ数は約 3.1×10^7 とした。

3. 解析結果

U, Pu, Nd 同位体に関する計算値(C)と測定値(E)の比(C/E)を図 1 に示す。本解析においても、SWAT4.0 による JAEA の解析結果と同等の解析結果が得られた。^{235}U は計算値が 7~12%程度の過大評価となった。この ^{235}U の過大評価傾向は、減速材密度や試料燃焼度などに関する感度解析により、減速材密度に対する感度が大きいことや、F5-1 試料に関しては Nd-148 法による燃焼度誤差(約 3%)の範囲内であることがわかった。

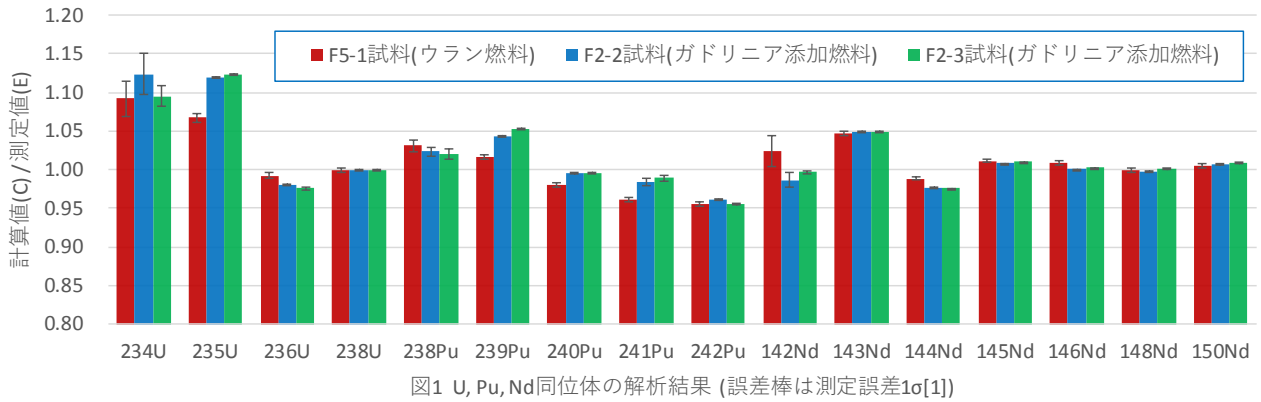


図1 U, Pu, Nd同位体の解析結果 (誤差棒は測定誤差1σ[1])

参考文献

[1] 平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書「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」

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

CASMO5 及び MVP-BURN コードを用いた照射燃料試験解析

Analysis of post irradiation examination data by CASMO5 and MVP-BURN

*岩橋　大希、酒井　友宏、山本　徹
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

SFCOMPO2.0 に収録されているウラン及び MOX 燃料を含む軽水炉燃料集合体の試験データを対象に集合体燃焼計算コード CASMO5 及び連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP-BURN を利用して燃焼追跡計算を行い、燃焼後の核種組成について得られた解析データを測定データと比較・整理したので報告する。

キーワード：CASMO5 、MVP-BURN、SFCOMPO2、燃焼計算、JENDL-4.0

1. 緒言

本研究では、燃焼計算における核種組成の不確かさを定量化することを目的とし、実機燃料を対象とした照射後試験（PIE）で得られた核種組成の測定データと集合体燃焼計算コード CASMO5 及び連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP-BURN を用いて計算された核種組成との比較を行った。

2. 解析対象及び解析条件

SFCOMPO2.0 [1]に収録されている、国内外の軽水炉用ウラン及び MOX 燃料集合体の中の 131 サンプルを対象として、燃焼期間中のボロン濃度、ボイド率、出力等の履歴を考慮した燃焼計算を行った。解析体系は集合体無限配列体系とし、解析対象であるサンプルの燃焼度に達するまで燃焼計算を行った。CASMO5 を用いた計算ではライブラリに JNEDL-4.0 を用い、デフォルトである共鳴上方散乱を考慮したモデルとした。MVP-BURN ではライブラリは JENDL-4.0 を用い、デフォルトである共鳴上方散乱を考慮しないモデルとした。また、MVP-BURN による計算では、計算時間と計算精度の兼ね合いから、実効増倍率の計算誤差が 0.05%以下となるように総ヒストリー数は 100 万に設定した。表 1 に本研究で解析対象とした炉心を示す。

表 1. 解析対象とした炉心

対象炉心	サンプル数
福島第二1号	13
福島第二2号	44
Dodewaard-1	5
Forsmark-3	2
Beznau-1	6
Gosgen-1	9
H.B.Robinson-2	7
大飯2号	5
高浜3号	16
TMI-1	24

3. 解析結果

核種組成測定値と計算値の比較結果から、代表的な核種として Pu-239 の測定値と計算値の差 (C/E-1) を図 1 に示す。CASMO5 及び MVP-BURN のどちらを用いた場合でも、C/E-1 に有意な差は見られなかった。また、約 7 割のサンプルで C/E-1 が±10%以内に収まっていることが分かった。しかしながら、一部のサンプルで C/E-1 が±30～40%ほどと大きな値を示している。このようなサンプルには測定箇所が燃料棒上端部付近の物が含まれている。さらに、Pu-239 の C/E-1 が大きな値を示したサンプルについては、Nd-148 測定値に着目した。Nd-148 は燃焼度指標核種で有り、燃焼度と Nd-148 測定値は一定の比となる。しかしながら、上記の Pu-239 の C/E-1 が大きな値を示したいくつかのサンプルでは燃焼度と Nd-148 測定値の比が他のサンプルと異なる値を示した。また、上記の C/E-1 が大きな値を示しているサンプルの中で、高浜のサンプルは既報 [2]において解析対象としなかったサンプルである。次に感度解析として各炉心から 1 サンプルを選び、CASMO5 で共鳴上方散乱を考慮しない解析、MVP-BURN で共鳴上方散乱を考慮する解析を行った。Pu-239 の C-E/1 に与える共鳴上方散乱の効果は、CASMO5 で 0.72%、MVP-BURN で 0.86%とほぼ一致した。

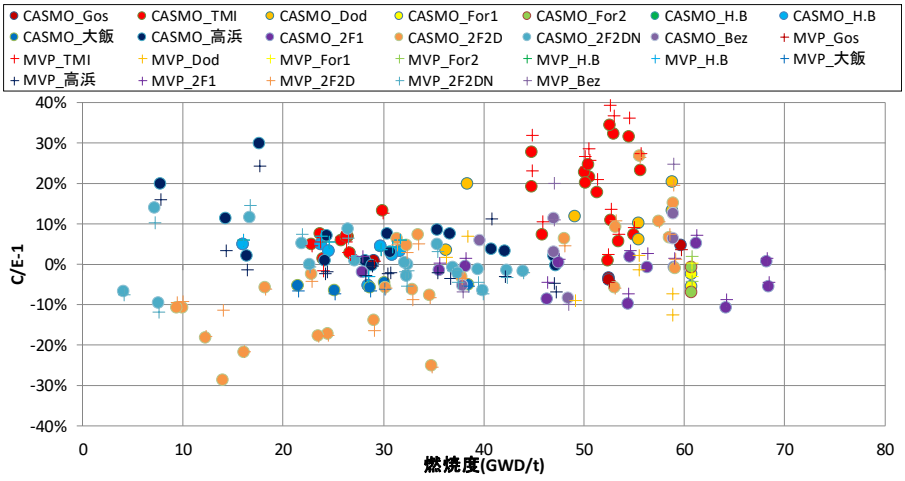


図 1. 各サンプルにおける Pu-239 の計算値(C)と測定値(E)の比較

4. 結言

本研究では燃焼計算における核種組成の不確かさを定量化するために、PIE で得られた核種組成の測定値と計算値の比較を行った。その結果、燃焼度指標となるような核種や、その他の重核種、FP 核種における測定値と計算値の差のばらつきを把握することができた。

参考文献

1) https://www.oecd-nea.org/sfcompo/ 2) T. Yamamoto et al., “Analysis ofmeasured isotopic compositions by CASMO5 coupled with a JENDL-4.0 base library for irradiated fuel of light water reactors” J. Nucl. Sci. Technol., 2017 Jan; 54:3,391-403

* Daiki Iwahashi, Tomohiro Sakai and Toshihisa Yamamoto
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

照射後試験解析による新たに評価された核分裂収率の妥当性についての検討

Study on Validation of new Fission Yield by Analysis of Post-Irradiation Examination

*磯　敦也[1]，竹田　敏[1]，北田　孝典[1]

[1]大阪大学

核分裂収率データの高度化を図り、東京工業大学の千葉氏らは新たに核分裂収率を評価した。この核分裂収率は、次の JENDL への採用が検討されているが、その前に作成された核分裂収率に対して妥当性を確認する必要がある。そこで本研究では、東京工業大学が評価した核分裂収率を用いて照射後試験解析を行い、妥当性確認を行った。

キーワード：核分裂収率, 照射後試験解析

1. 緒言

核分裂収率は、燃焼後における核分裂生成物の生成量評価を実施する上で重要な物理量であり、妥当性のある核分裂収率データが求められる。日本で整備されている核分裂収率は、アメリカの評価済み核データファイル（ENDF/B）をほぼそのまま採用しているが、近年、日本においても様々な理論において評価されている。東京工業大学の千葉氏らは、核分裂収率データの高度化を図り、新たに評価した。この核分裂収率は、次の JENDL への採用が検討されており、その前に作成された核分裂収率に対して妥当性を確認する必要がある。本研究では、東京工業大学が評価した核分裂収率を用いて照射後試験解析を行い、妥当性確認を行った。

2. 解析条件・方法

JENDL の核分裂収率データ FPY-2011 の最新版と東京工業大学が評価した核分裂収率を用いて、統合化燃焼計算コードシステム SWAT4.0 による Beznau1 号炉(スイスの PWR)の照射後試験サンプルを模擬する燃焼計算を行い、C/E 値の比較を行った。

3. 結果・考察

Beznau1 号炉について照射後試験解析を行った核分裂生成物の結果を図 1 に示す。図 1 より、全体的に FPY-2011 とほぼ同等の結果が得られた。Sm151、Sm152、Eu151 については 10%ほどの C/E 値の改善が見られた。核分裂性核種ごとに核分裂収率を FPY-2011 から東京工業大学の核分裂収率に変更した際の、Sm151、Sm152、Eu151 生成量の相対差を図 2 に示す。その結果、3 核種ともに Pu241 の核分裂収率を変更した場合に相対差が大きいことがわかった。

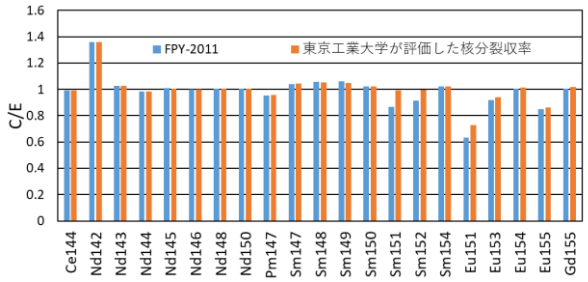


図 1　照射後試験解析

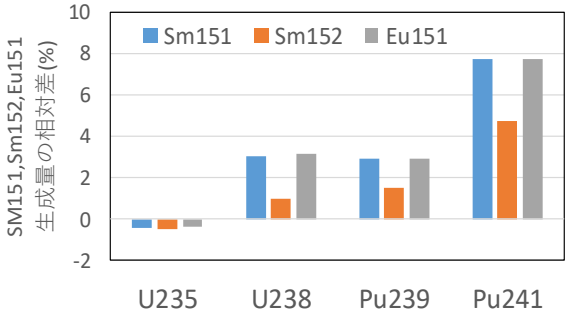


図 2　Sm151, Sm152, Eu151 の生成量の相対差

3. 結論

東京工業大学の核分裂収率を用いて照射後試験解析を行ったところ、FPY-2011 の結果と比較して Sm151、Sm152、Eu151 について約 10%以上の C/E 値の改善が見られた。その 3 核種の C/E 値の改善には、主に Pu241 の核分裂収率の変更が影響していると考えられる。

*Atsuya Iso[1], Satoshi Takeda[1] and Takanori Kitada[1]

[1]Osaka Univ.

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

[1J16-20] Uncertainty Analysis

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 4:40 PM - 6:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J16] Uncertainty quantification of nuclides number densities after fuel depletion based on efficient random sampling method using sensitivity

*Go Chiba[1] (1. Hokkaido University)

4:40 PM - 4:55 PM

[1J17] Uncertainty Analysis on Depletion Calculation Using CASMO5

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. NRA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1J18] Impact of the methods of generating fission yield covariance matrix on the uncertainty quantification of FP nuclides number density

*Keisuke Honta[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1J19] Random Sampling-Based Uncertainty Quantification using a Continuous Energy Monte Carlo Method for a Thermal Neutron System

*Hiroya Oike[1], Ryoichi Kondo[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1J20] Bias factor method based on weighted difference

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Hiroki Koike[2], Daisuke Sato[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Osaka University, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. University of Fukui)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

感度係数を利用した効率的なランダムサンプリング法に基づく核燃料燃焼後組成の不確かさ評価

Uncertainty quantification of nuclides number densities after fuel depletion based on efficient random sampling method using sensitivity

*千葉 豪[1]
[1]北海道大学

制御変量法と感度係数を利用したランダムサンプリング法により、核燃料燃焼後組成の不確かさ評価を効率的に行えることを示した。

キーワード：ランダムサンプリング法，制御変量法，感度係数

1. 背景　ランダムサンプリング法（RS 法）を用いた確率パラメータの統計量推定における分散低減のため制御変量法（CV 法）の適用が提案されている[1]。CV 法では、着目する確率パラメータに対して、統計量が既知である類似のパラメータを考え、その情報を適切に利用することで着目パラメータの統計量を効率的に推定する。これまでに、CV 法における類似パラメータとして入力パラメータに対して線形に振る舞う仮想的なパラメータを考えることを提案し、その有効性を簡易モデルで示した[2]。本研究では、この方法を核燃料の燃焼後組成の不確かさ評価に適用する。

2. 制御変量法による着目パラメータの分散の効率的な推定方法　着目パラメータをX、統計量が既知である類似パラメータをYとしたとき、$H = X - \alpha Y$なる確率パラメータを考える。このとき、Xの期待値$\mathrm{E}[X]$は$\mathrm{E}[X] = \mathrm{E}[H] + \alpha \mathrm{E}[Y]$により$H$のサンプリング結果より推定することが出来るが、$\mathrm{E}[H]$の分散が最小化されるように定数$\alpha$を選ぶことにより、少ない標本数で精度の良い$\mathrm{E}[X]$の推定が可能となる。また、$X$の分散$\mathrm{V}[X]$についても、$\mathrm{V}[X] = \mathrm{E}[X^2] - (\mathrm{E}[X])^2$として確率パラメータの期待値の形で記述できることから同様の考え方を導入できる。

3. 計算結果　U-235 濃縮度が 4.1wt%の UO2 燃料からなる PWR 燃料のピンセルモデルに対して 45GWD/t 燃焼時点の核種数密度の標準偏差に着目した。核燃料の燃焼計算の入力情報の不確かさとして、崩壊定数、核分裂収率、崩壊分岐比、アクチニド核種の中性子反応断面積の不確かさを考慮した。通常の RS 法に加え、入力データに対して線形に振舞うと仮定した核種数密度を類似パラメータとした CV 法による計算を行った。この類似パラメータについての統計量やサンプリングされた入力データに対応する標本は、核種数密度の入力データに対する感度を用いることで容易に計算出来る。なお、この感度は核燃料の燃焼問題のための一般化摂動論を用いて得た。以上の方法で計算した Eu-151 数密度の標準偏差の推定結果を図 1 に示す。CV 法を用いることによって同一の標本数でより高い精度での推定が可能となることが分かる。なお、本研究は二平舜介氏（現原子力規制庁）が修士課程在籍時に行ったものである。

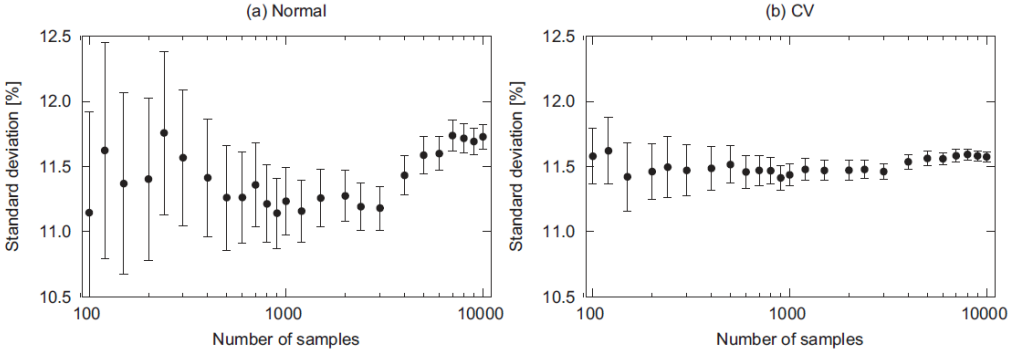


図 1、燃焼後核燃料中の Eu-151 数密度の標準偏差推定結果

参考文献　[1] 柴、他、2018 年春の年会、1F17. [2] 二平、千葉、2018 年秋の大会、1M03.

*Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

CASMO5 を用いた燃焼計算における不確かさ評価
(1) 燃料棒格子体系における評価結果

Uncertainty Analysis on Depletion Calculation Using CASMO5
(1) Calculation Results in Pin-Cell Geometry

*藤田 達也[1]，酒井 友宏[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉体系における燃焼計算の不確かさ評価を実施するための基礎検討の一部として、CASMO5 を用いた核分裂収率の不確かさを考慮した燃焼計算を実施した。本稿では、燃料棒格子体系における核種組成等の不確かさの評価結果について報告する。

キーワード：CASMO5，燃焼計算，不確かさ評価，核分裂収率，ランダムサンプリング法

1. 序論 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して不確かさを考慮した最適評価を志向する国際的動向を踏まえ、評価済核データライブラリで整備された共分散データに基づき、炉心核特性解析コード CASMO5/SIMULATE-5 を用いた不確かさ評価に取り組んでいる。核反応断面積の共分散データに基づく不確かさ評価[1,2]に引き続き、燃焼計算における不確かさ評価のため、核分裂収率の不確かさの取扱いに係る検討を進めている。本稿では、その一部として実施した、CASMO5 を用いた燃料棒格子体系における核種組成等の不確かさの評価結果について報告する。

2. 解析条件 CASMO5 を用いた核分裂収率の不確かさの取扱いの検証を目的として、国内外の多くの機関で利用されている SCALE6.2.3/Sampler で整備されている重核種：^{235}U、^{238}U、^{239}Pu 及び ^{241}Pu の核分裂収率の摂動量を直接利用した上で、SCALE6.2.3/Sampler との比較を行った。燃料棒格子体系における燃焼計算を 1000 回繰り返し、得られた結果を統計処理することで、対象とする核種組成等の不確かさを評価し、SCALE6.2.3/Sampler の解析結果と比較した。

3. 解析結果 解析結果の一例として、図 1 の UO_2 燃料棒格子体系[3]における CASMO5 及び SCALE6.2.3/Sampler の解析結果（^{149}Sm 及び ^{155}Gd の相対標準偏差）を、図 2 に示す。なお、これらの解析結果は核分裂収率の不確かさのみを考慮して得られたものである。図 2 から、核分裂収率の摂動量を同じとしたときに、CASMO5 と SCALE6.2.3/Sampler の解析結果が同等となることを確認した。

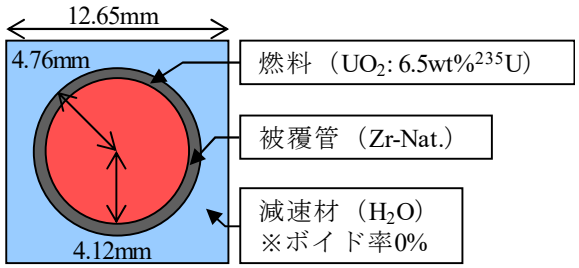


図1 UO_2燃料棒格子体系

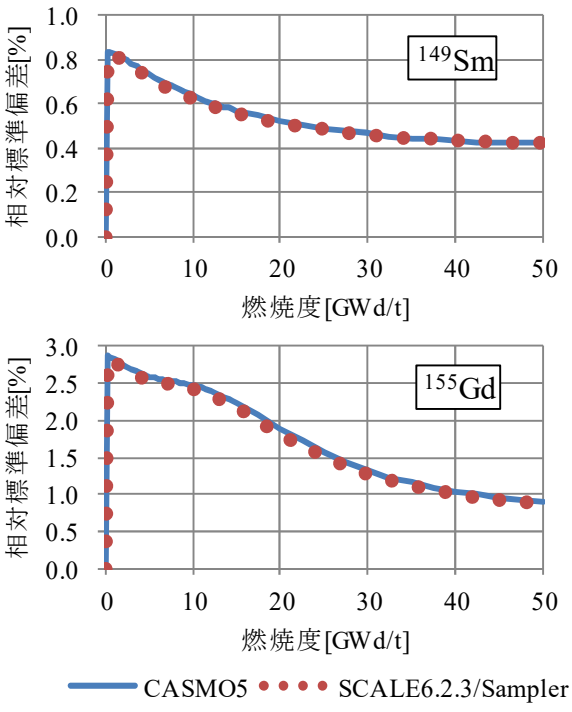


図2 燃料領域平均の原子数密度の相対標準偏差

3. 結論 CASMO5 を用いた核分裂収率の不確かさを考慮した燃焼計算を実施した。燃料棒格子体系において核種組成等の不確かさを評価し、SCALE6.2.3/Sampler の結果と比較した。今後は、核分裂収率の共分散データの整備、燃料集合体体系における不確かさ評価等を実施する予定である。

参考文献 [1] 藤田他, 2017 年春の年会, 2F14. [2] 藤田他, 2018 年春の年会, 2F02. [3] A. Yamamoto et al., *J. Nucl. Sci. Eng.*, 39[8], pp.900-912, (2002).

*Tatsuya Fujita[1] and Tomohiro Sakai[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

核分裂収率の共分散行列作成方法が核種生成量の不確かさ評価に与える影響

Impact of the methods of generating fission yield covariance matrix
on the uncertainty quantification of FP nuclides number density

*本多 京介[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

本研究室において開発している CBZ コードシステムの計算では同一の質量チェーンに属する核分裂生成核種の核分裂収率の共分散については近似的に考慮する方法を用いてきた。本検討では、新しい核分裂収率の共分散行列の評価方法を導入し、従来の手法を用いた結果と比較を行う。

キーワード：核分裂収率、核分裂生成物、不確かさ評価

1. 緒言　近年、核分裂収率の共分散行列の新しい評価方法が提案されている。このような動向を踏まえ、新しい評価方法を導入し、従来の手法[1]を用いた結果と比較を行う。本検討で対象とした手法は L.Fiorito らによる GLS に基づく手法[2]である。この手法では、独立収率の和や累積収率に関する情報等から、より確からしい評価が可能であると考えられる。

2. 検討結果　本検討では、ウラン濃縮度 4.1wt%の UO_2 燃料を対象とし、燃焼度を 45GWd/t と設定する。計算手順としては、共分散行列の作成、燃焼感度の計算を行い、それら共分散と感度を用いた不確かさ計算を行う。図 1 に評価方法による燃焼後核種生成量不確かさの差異を示す。なお、基準を従来の手法とした。U-235 の核分裂のみの核分裂収率の不確かさを考慮した場合と、23 核種の核分裂の不確かさを考慮した場合の 2 つのケースを示す。図 1 から FP 核種によって不確かさの増減があることが分かる。増加する際は、減少する際に比べてその増加量が目立つ。特に Ce-144 において、全核分裂性核種に対して導入した際は、不確かさが 3.5%程度増加した。表 1 に Ce-144 の生成量に対して感度を有する核種の U-235 独立核分裂収率の相関係数行列を示す。対象とした全 3 核種間で負の相関が弱くなっており、特に La-144 と Ba-144 間で大幅に負の相関が弱くなることが確認できる。この結果から、GLS に基づく方法における不確かさ増加要因が確認されたと考えられる。

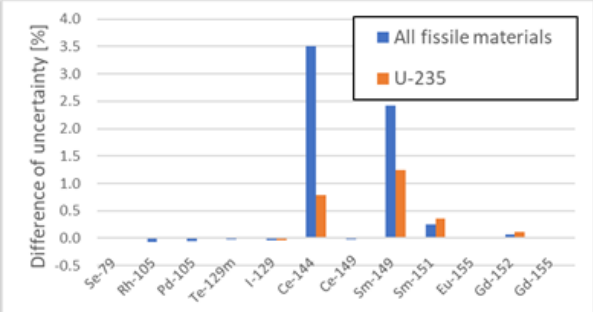


図 1：評価方法による不確かさの差異

表 1：評価方法ごとの相関係数行列

(a) Conventional method

	Cs-144	Ba-144	La-144
Cs-144	1.000	-0.281	-0.103
Ba-144	-0.281	1.000	-0.805
La-144	-0.103	-0.805	1.000

(b) GLS method

	Cs-144	Ba-144	La-144
Cs-144	1.000	-0.073	-0.037
Ba-144	-0.073	1.000	-0.199
La-144	-0.037	-0.199	1.000

3. 結論　新規の独立核分裂収率の共分散行列作成手法を導入した。燃焼計算の結果を従来の方法と比較すると、FP 核種の核種生成量不確かさは核種によって増減が見られたが、概ね増加する傾向が得られた。特に、増加する場合、核種によっては 10%以上の増加を確認した。その要因として、負の相関が弱化していることが挙げられる。

参考文献　[1] Katakura J., “JENDL FP decay data file 2011 and fission yields data file 2011,” JAEA-Data/Code 2011-025, Japan Atomic Energy Agency (2011).　[2] Fiorito, L., et al. "Generation of fission yield covariances to correct discrepancies in the nuclear data libraries." *Annals of Nuclear Energy* 88 (2016): 12-23.

謝辞　本研究は原子力規制庁の委託事業の成果である。

*Keisuke Honta and Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

熱中性子体系に対する MCNP を用いたランダムサンプリングによる不確かさ評価

Random Sampling-Based Uncertainty Quantification using a Continuous Energy Monte Carlo Method for a Thermal Neutron System

*大池　宏弥[1]，近藤　諒一[1]，遠藤　知弘[1]、山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

より正確度の高い確率論的手法による不確かさ評価に向けて、FRENDY モジュールを用いた ACE 形式断面積のランダムサンプリングコードが開発された。本研究では、この摂動機能を用い、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP を用いたランダムサンプリング法を、軽核種を含む熱中性子体系に適用した。

キーワード：不確かさ評価，ランダムサンプリング，評価済み核データライブラリ，MCNP，熱中性子体系

1. 緒言：炉心解析で得られる核特性の不確かさ要因の一つに、断面積がある。断面積に起因する核特性の不確かさを評価する手法として、ランダムサンプリング(RS)法が検討されてきた。先行研究では、RS 法を確率論的手法の核特性計算コードに適用するため、核データ処理コード FRENDY のモジュールを用いた ACE 形式断面積の摂動機能が開発され、その妥当性が検証された[1]。しかし、検証体系は重核種のみの単純な臨界体系であり、軽水炉などで重要となる軽核種は含まれていない。そこで、本研究では軽核種を含んだ体系に対する摂動機能の妥当性の確認、および確率論手法による熱中性子体系に対する不確かさ評価を実施した。

2. 検証計算：不確かさ評価を実施した体系は、軽核種 ^{1}H, ^{16}O 等を含む、高濃縮フッ化ウラニル溶液の球形炉心 HEU-SOL-THERM012(ICSBEP)である。SCALE6.2.3 付属の 56 群核データ共分散を用いて断面積摂動因子を作成し、開発された摂動機能により摂動後 ACE ファイルを取得した。不確かさ評価は、計算体系に含まれる核種の摂動、及び ^{1}H, ^{16}O, ^{235}U のみの摂動を考慮した 4 ケースで実施した。核データライブラリは ENDF/B-VII.1、核特性計算コードは MCNP6.2 を用い、RS のサンプル数は 100 とした。

3. 結果・考察：表 1 に、本手法による RS 法による相対標準偏差の結果と、一次摂動論に基づく決定論的手法 (TSUNAMI-1D)による結果、RS の結果の 95 %信頼区間を示す。表 1 より、本手法による不確かさ評価の結果は概ね妥当であると判断できる。しかし、^{235}U の RS による不確かさは決定論的手法と比較すると信頼区間の範囲内ではあるが、過小評価する傾向となった。これは図 1 のように、k_{eff}に感度をもつエネルギー領域(~10^{7} eV)の断面積と負方向に摂動しやすい領域(~10^{3} eV)の断面積に相関がある状況で、負の摂動因子を全て棄却したことに問題があると考えられる。今後は、このような状況にも適用できる摂動因子のランダムサンプリング方法を検討することが望まれる。

表 1 不確かさ(相対標準偏差)$\Delta k/k$[%]の比較

	TSUNAMI-1D	RS	95%信頼区間
^{1}H	0.44	0.44	0.371-0.496
^{16}O	0.10	0.10	0.090-0.116
^{235}U	0.67	0.60	0.511-0.693
全核種	0.81	0.81	0.698-0.919

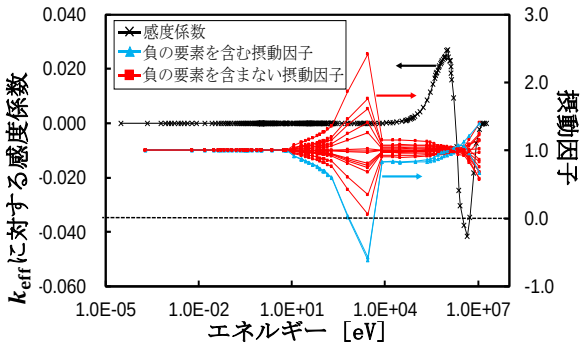


図 1 ^{235}U の核分裂スペクトルに対する感度係数と摂動因子

参考文献

[1] R. Kondo, T. Endo, A. Yamamoto, "Implementation of Random Sampling for Ace-Format Cross Sections using FRENDY and Application to Uncertainty Reduction," Proc. M&C 2019, Portland, OR, Aug. 25-29, 2019 (2019).

*Hiroya OIKE[1], Ryoichi KONDO[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1]
[1]Nagoya Univ.

重み付き差分に基づくバイアス因子法

Bias factor method based on weighted difference

*竹田 敏[1]，北田 孝典[1]，小池 啓基[2]，左藤 大介[2]，竹田 敏一[3]
[1]大阪大学，[2]三菱重工，[3]福井大学

実験値と計算値の相対差に重み係数を乗じてターゲット炉心のバイアス因子を求める手法を検討した。

キーワード：バイアス因子法

1. 基本的な考え方

核特性の計算値をR^c、核特性の実験値をR^eとすると、バイアス因子fはR^e/R^cで求まる。ここで、真値をR^t、感度係数をS、手法誤差をΔM、実験誤差をΔEとすると、実験iに対してバイアス因子fは式(1)のとおり表現できる。

$$f_i = \frac{R_i^e}{R_i^c} = \frac{R_i^t(1+\Delta E_i)}{R_i^t(1+S_i\ \Delta\sigma+\Delta M_i)} \fallingdotseq 1+\Delta E_i - S_i\ \Delta\sigma - \Delta M_i \quad (1)$$

本手法は、バイアス因子の 1 からのずれ、つまり実験値と計算値の相対差が、式(1)に示されるように実験誤差、計算誤差、核データに起因する誤差で表現できることに着目する。

手法の理解のため、核反応αの核データに起因する誤差 A が生じる実験 1、核反応βの核データに起因する誤差 B が生じる実験 2、核反応αの感度が実験 1 の X 倍であり核反応βの感度が実験 2 の Y 倍となるターゲット炉心を想定する。この場合のバイアス因子を図 1 にまとめる。図 1 に示すとおり、ターゲット炉心の理想的なバイアス因子は 1+ AX+ BY となる。重み付き差分に基づくバイアス因子法は、実験 1 および実験 2 のそれぞれに対して重み係数を与え、バイアス因子の 1 からのずれ(実験値と計算値の相対差)に対して重み係数を乗じ、その値の和に 1 を加えることでバイアス因子を作成する手法である。実験 1 の重みをC_1、実験 2 の重みをC_2とすると、$C_1 = X$かつ$C_2 = Y$とすることで、核データ起因の誤差分を考慮したバイアス因子を作成することができる。ただし、重み係数は実験誤差および計算誤差にも乗じられるため、これらの誤差もふまえる必要がある。

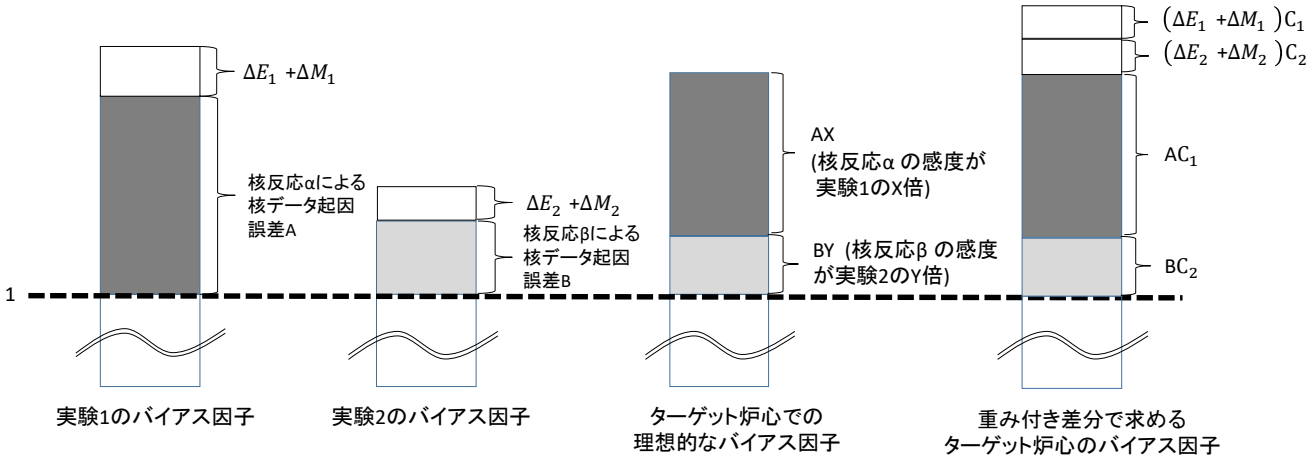


図 1　2 つの実験を用いるバイアス因子

2. 理論

重み付き差分に基づくバイアス因子法を用いると、ターゲット炉心tの設計値R_t'は式(2)で示される。

$$R_t' = R_t^c\left(1+\sum_{i=1}^{N} C_i\ \frac{R_i^e - R_i^c}{R_i^c}\right) \fallingdotseq R_t^t\left(1+\left(S_t\ -\sum_{i=1}^{N} C_i\ S_i\right)\Delta\sigma + \Delta M_t\ +\sum_{i=1}^{N} C_i\ \Delta E_i\ -\sum_{i=1}^{N} C_i\ \Delta M_i\right) \quad (2)$$

式(2)では、$(S\Delta\sigma)^2 = 0,\ \Delta M^2 = 0,\ S\Delta\sigma\Delta M = 0,\ S\Delta\sigma\Delta E = 0,\ \Delta M\Delta E = 0$とする近似を用いている。なお、式(2)の右辺は拡張バイアス因子法と同じ表現となるが、拡張バイアス因子法では本手法で用いる近似に加えてΔE^2=0 の近似を用いることに違いがある。このため、拡張バイアス因子法と比較すると、本手法は$S\Delta\sigma$、ΔMが 1 よりも十分に小さければΔE^2が有意な値でも適用できる手法といえる。重み係数C_iを求める方法の一例としては、設計値の分散を最小化する方法が考えられる。

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Hiroki Koike[2], Daisuke Sato[2], Toshikazu Takeda[3]

[1]Osaka Univ., [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Univ. of Fukui.

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

[1K01-05] Microscopic Analysis

Chair:Kazuteru Sugino(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[1K01] The nuclear transmutation of LLFP by means of the fast charge equilibration mechanism

*Yoritaka Iwata[1], Takashi Nishikawa[2], Haoran Wang[3] (1. Kansai University, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Shibaura Institute of Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K02] MD simulations to evaluate defect formation process under high energetic neutron irradiation

*Satoshi Terayama[1], Yuki Iwase[1], Sho Hayakawa[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1K03] The microstructural evolution of c-type dislocation loop in zirconium and the effects of iron atoms on the formation process

*Guangyou Qiang[1], Taira Okita[1], Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K04] Analysis of physical properties of thorium dioxide by machine learning molecular dynamics

*keita kobayashi[1], masahiko okumura[2], hiroki nakamura[2], Mitsuhiro Itakura[2], masahiko machida[2] (1. RIST, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1K05] Machine Learning Molecular Dynamics Simulations of Cesium Diffusion in Concrete

*Masahiko Okumura[1], Keita Kobayashi[2], Hiroki Nakamura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA, 2. RIST)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高速荷電平衡化機構を用いたLLFP核変換技術のための基礎計算

岩田　順敬、西川　崇、王浩然

The nuclear transmutation of LLFP by means of the fast charge equilibration mechanism

*岩田 順敬[1]，西川 崇[2]，王 浩然[3]
[1]関西大学，[2]東工大，[3]芝浦工業大学

高速荷電平衡化機構によって、長寿命核分裂生成物（LLFP）を無害化するための基礎計算を行った結果について報告する。空間三次元の微視的計算の定常問題、非定常問題（時間発展問題）の双方の計算結果から、核反応生成物のエネルギー依存性に着目して、最も有用な原子核反応について議論する。

キーワード：密度汎関数理論、高速荷電平衡化機構、長寿命核分裂生成物（LLFP）

1. 緒言

一核子当たり数MeV程度の低エネルギーで原子核反応が起こる際には、反応の初期段階に10^{-22}sで荷電平衡化が起こることが知られている。高速荷電平衡化機構が起こることで、融合反応が起こる、分裂反応が起こるということに関わらずに、反応生成物の中性子数・陽子数比が平均化されることが知られている。この荷電平衡化の機構とエネルギー上限公式とそれに対応した温度制御については文献[1,2]で示されている。

2. 荷電平衡化を用いたLLFP核変換

長寿命核分裂生成物（LLFP）の特徴は特定の中性子数と陽子数をもったNZ平面上に孤立点として分布しているという点にある。他方で、荷電平衡化機構は重イオン反応において最終生成物の中性子数・陽子数比を決定づけることで、中性子数や陽子数の値を反応前と後で異なったものに作り換える技術として応用することができる。

3. 結論

本発表では荷電平衡化機構を用いて、核変換を行うために必要な基礎計算データを提示する。定常状態の安定性という静的な計算と、反応断面積の定量的議論という動的計算とを互いに矛盾のない統一的な理論的枠組みで扱った計算結果を紹介する。

参考文献

[1] Y. Iwata, T. Otsuka, J. A. Maruhn, and N. Itagaki, Phys. Rev. Lett. 104 (2010) 252501

[2] Y. Iwata, P. Stevenson, New J. Phys. 21 (2019) 043010

---

*Yoritaka Iwata[1], Takashi Nishikawa[2] and Haoran Wang[3]

[1]Kansai University, [2]Tokyo Institute of Technology, [2]Shibaura Institute of Technology.

MD 法を用いた高エネルギー中性子照射下における欠陥形成過程の解明

MD simulations to evaluate defect formation process under high energetic neutron irradiation

*寺山　怜志[1]，岩瀬　祐樹[1]，早川　頌[1]，沖田　泰良[1]，板倉　充洋[2]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]日本原子力研究開発機構

面心立方金属を対象に、高エネルギー中性子照射下での結晶欠陥集合体形成に及ぼす積層欠陥エネルギー（SFE）の影響を分子動力学法により定量化した。SFE は欠陥集合体の形態に影響を及ぼし、その影響はより大きな欠陥集合体で顕著になることが明らかとなった。

キーワード：カスケード損傷、面心立方金属、積層欠陥エネルギー

1. 緒言

軽水炉炉内構造材料として使用されるオーステナイト鋼は、積層欠陥エネルギーが極めて低いことが特徴として挙げられる。オーステナイト鋼の照射下での劣化挙動を把握するためには、欠陥形成過程における SFE の影響を解明することが求められる。本研究では、SFE のみ異なる複数の原子間ポテンシャルを用いた分子動力学（MD）計算を行い、大きな欠陥集合体形成がより形成しやすい高エネルギー付与下での結晶欠陥形成過程に及ぼす SFE の影響を解明した。

2. 計算手法

本研究では、SFE のみを 14.6mJ/m^2~186.5mJ/m^2 で変化させ、温度や格子状数などその他の物性値は極力一定に保った 6 つの面心立方金属原子間ポテンシャルを用いた[1]。初期温度は 600K、計算セル内原子数を 4.7×10^7 に設定した。一次はじき出しエネルギー (E_{PKA})として 100keV を中心付近原子の [135] 方向に与え、NVE アンサンブルで 100ps までの計算を行った。各条件において、25 回の繰り返し計算を行い、結晶欠陥形成数、および欠陥集合体の形態に及ぼす SFE の影響を明らかにした。

3. 結論

図 1 には、計算の一例として SFE = 186.5mJ/m^2 におけるエネルギー付与後約 100ps 後における欠陥分布を示す。1ps 以下の極めて短時間に多数の欠陥が極微小領域に形成するが、その大半は再結合により消滅する。その後、数 10ps の間に欠陥集合体の形成が確認された。E_{PKA} = 100 keV では、よりサイズの大きい欠陥集合体が高密度に形成された[2]。大きな自己格子間原子集合体に着目すると、大半は積層欠陥ループ（図中赤丸）あるいは完全転位ループ（図中青丸）として観察され、この 2 種類の形成割合は、静的条件下で計算した各々の形成エネルギーに依存することが明らかとなった。 すなわち、100 keV のエネルギー付与下に於ける欠陥形成過程においても、1 原子あたり 0.1eV ~ 1.0 eV 程度の相違である SFE の影響を反映して、その欠陥集合体の形態が決定づけられることが明らかとなった。

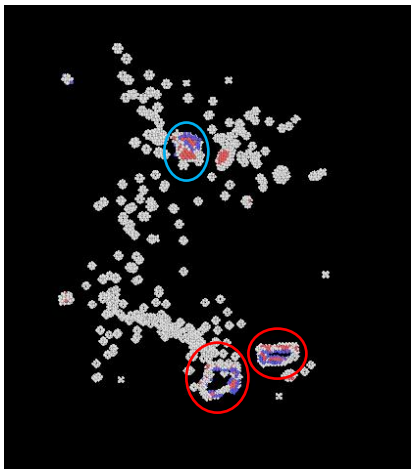


図 1: SFE = 186.5 mJ/m2 におけるエネルギー付与後約 100ps におけるスナップショット。白点が結晶欠陥を示す。

参考文献

[1] V. Borovikov et al., Modeling Simukl. Mater. Sci. Eng.23 (2015) 055003
[2] 沖田泰良他，日本原子力学会 2016 年秋の大会

*Satoshi Terayama[1], Yuki Iwase[1], Sho Hayakwa[1], Taira Okita[1]and Mitsuhiro Itakura[2]
[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency

The microstructural evolution of c-type dislocation loop in zirconium and the effects of iron atoms on the formation process

*Guangyou Qiang[1], Taira Okita[1], Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[1], Mitsuhiro Itakura[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA

Abstract

The formation process of c-type dislocation loop, which is observed to form at almost the same time with the abrupt increase in hydrogen absorption of Zr alloys used in nuclear reactor, has been evaluated by molecular dynamic simulation. The different conversion path of the vacancy cluster aggregation and the effect of iron atoms have been discussed.

Keywords: zirconium, molecular dynamics simulation , irradiation induced defects

1. Introduction

The formation of c-type dislocation loop with Burgers vector $1/6[20\bar{2}3]$[1] is believed to have a close relationship with the hydrogen pickup happened in the Zr alloys used in fuel claddings under operating temperature. Meanwhile, the alloying elements play an important role on the formation of the c-loops, especially the iron atoms. The partially dissolved second phase particles (SPPs) and the segregation of Fe atoms to the c-loops have been observed experimentally.[2] But the influence of iron atoms on the formation of c-loops remains unclear. In this research, the microstructural evolution of c-type dislocation loop has been observed and effect of iron atoms has been discussed.

2. Calculation Method

The Mendelev potential#3 and the Zr-Fe potential based on the Mendelev potential#3 have been used by Lammps code[3] in molecular dynamic simulation. The size of the Zr lattice is X$[1\bar{1}00]$ 19.6nm, Y$[11\bar{2}0]$22.6nm and Z[0001] 18.1nm. In the center of the lattice, the hexagonal vacancy cluster with 10~13 atoms every edge has been inserted and the system has been minimized under 600K. The system has been minimized every 10 timesteps to obtain the conversion path of the vacancy cluster aggregation. Also, when the Fe atoms uniformly distributed at the edge of the c-type dislocation loop as the interstitial site, the energy difference caused by the formation of c-loops has been calculated compared with the pure Zr cell. The number of Fe atoms is half of the number of vacancies at the edge.

3. Results and Conclusions

During the process of vacancy cluster aggregation, there are two conversion paths. One conversion path is that the atoms collapse directly along the z axis without movement along the basal plane. Another conversion path is that the atoms move along the basal plane during the collapse process to form the partial displacement within x-y plane.

The figure 1 shows that the raise of energy caused by the formation of c-loops is higher when the Fe atoms segregate to the edge of the c-loops. The iron atoms seem to impede the formation of c-loops.

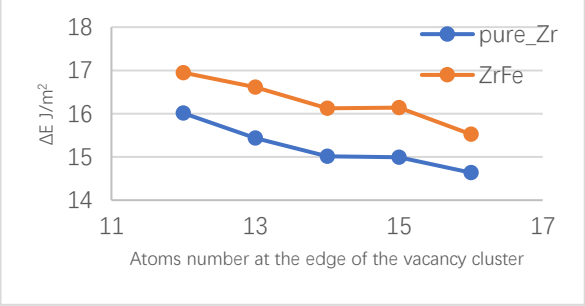


Figure 1 The energy difference between perfect hcp structure and lattice with c-loops

References

[1] R.A. Holt, R.W. Gilbert, J. Nucl. Mater. 137 (1986) 185-189.

[2] Y. de Carlan, C. Regnard, M. Griffiths, in: Zircon. Nucl.Ind. Elev. Int. Symp., 1996: pp. 638–653.

[3] <http://lammps.sandia.gov>

*Guangyou Qiang[1], Taira Okita[1], Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[1], Mitsuhiro Itakura[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA

機械学習分子動力学による二酸化トリウムの物性値評価

Analysis of physical properties of thorium dioxide by machine learning molecular dynamics

*小林 恵太[1], 奥村 雅彦[2], 中村 博樹[2], 板倉 充洋[2], 町田 昌彦[2]
[1]高度情報科学技術研究機構, [2]日本原子力研究開発機構

二酸化トリウムに対し、機械学習分子動力学を用いた、高温物性の解析を行った。弾性係数、エンタルピー、熱膨張率、比熱、相転移温度等の物性値を計算した。得られた物性値は実験値とよく一致する結果となった。また、二酸化トリウムの準融解相として知られる Bredig 相における酸素拡散に関して解析を行った。

キーワード：機械学習、分子動力学法、二酸化トリウム

1. 緒言

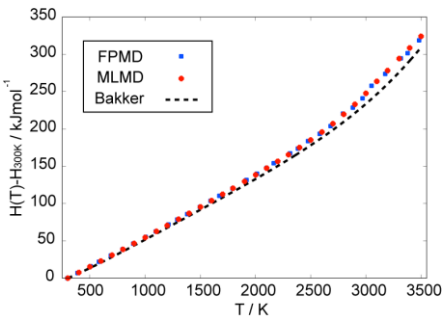
二酸化トリウムは高い融点、化学的安定性、またウランに比べ埋蔵量が豊富であることから、二酸化ウランに代わる核燃料の一つの候補であると考えられている。しかし、高温下でのトリウム熱物性に関するデーターは十分に得られているとは言えない。高温下での物性データーは簡単には取得できないため、分子動力学による原子レベルでのシミュレーションが有用となるが、通常の古典分子動力学は経験的なパラメーターに強く依存するため、得られた結果の信頼性には十分な検討が必要となる。本発表では、第一原理計算と同等の精度で分子動力学の実行が可能となる、機械学習分子動力学法による二酸化トリウムの高温物性の解析を行った。

2. 手法

まず、二酸化トリウムに対し第一原理分子動力学計算を実施し、各ステップでの結晶構造とポテンシャルエネルギーから成るデーターセットを生成した。機械学習手法としては Behler-Parrinello のニューラルネットワーク(BPNN)を使用した。生成したデーターセットを用い BPNN を訓練することにより、与えられた結晶構造からポテンシャルエネルギーを出力する機械学習力場を作成した。機械学習力場用いた分子動力学計算を実行することにより、二酸化トリウムの熱物性を計算した。それぞれ、第一原理計算は vasp を、機械学習は n2p2 を、分子動力学計算は Lammps を使用した。

3. 結論

二酸化トリウムに機械学習分子動力学が第一原理計算と同等の精度を持つことを確認した（右図参照)。また、$6\times6\times6$セル(2592 原子)に対し、機械学習分子動力学を実行し、比熱、熱膨張率、Bredig 相転移温度を評価した。得られた物性値は実験値とよく一致した。得られた比熱はλピークを持ち、急激な比熱の増加を示すが、二酸化トリウムにおける酸素拡散の開始と比熱の急激な増加が対応していることを確認した。また、Bredig 相において拡散定数のアレニウス則からの逸脱が確認された。



エンタルピーの温度依存性。それぞれ、第一原理分子動力学(FPMD)、機械学習分子動力学(MLMD)、実験値(Bakker)の結果を表している。

*Keita Kobayashi[1], Masahiko Okumura[2], Hiroki Nakamura[2], Mitsuhiro Itakura[2], Masahiko Machida[2]
[1]RIST,[2]JAEA

機械学習分子動力学法によるコンクリート中セシウム拡散シミュレーション

Machine Learning Molecular Dynamics Simulations of Cesium Diffusion in Concrete

*奥村 雅彦[1]，小林 恵太[2]，中村 博樹[1]，板倉 充洋[1]，町田 昌彦[1]

[1]原子力機構，[2]RIST

福島第一原子力発電所の廃炉作業等において、大量の放射生成セシウムで汚染されたコンクリート廃材の処分が問題となると考えられる。本講演では、放射性セシウムのコンクリート汚染の原子レベルメカニズムについて、古典分子動力学法程度の低計算コストで第一原理計算並みの高精度評価が可能な機械学習分子動力学法によって評価した結果を報告する。

キーワード：機械学習、分子動力学法、セシウム、コンクリート

1. 背景と目的

福島第一原子力発電所の廃炉作業において、多量の放射性セシウム汚染コンクリート廃材の処分が必要となると予想される。放射性セシウムによるコンクリート汚染現象は、実験研究が主であり、シミュレーション研究が活発になってきたのはごく最近である。コンクリートにおけるセシウム拡散現象のシミュレーションは、固液界面を扱う必要があり、必然的に扱う原子数が多くなる。そのため、計算コストが低い古典分子動力学法が用いられるが、古典分子動力学法で用いられる原子間力ポテンシャルのほとんどは経験に基づいた方法で作られており、その精度は対象系に強く依存する。一方で、経験によらない高精度な「第一原理計算」手法が存在するが、計算コストが高いため、モデリングに多くの原子を必要とする固液界面の評価は難しい。そこで、我々は古典分子動力学法程度の低計算コストで第一原理計算並みの高精度評価が可能な機械学習分子動力学法を用いてコンクリート内のセシウム拡散を評価した。

2. シミュレーション

2-1. 対象系

本研究ではコンクリートのモデルとしてトベモライト9Å、11Å、14Åを採用した。さらに、トベモライト14Åの層間を広げて層間に水分子を増やして表面モデルを作成し、表面における

2-2. 方法

本研究では、第一原理計算コードVienna Ab initio Simulation Packageを用いて、上記の各モデルについて数万オーダーの学習セットを作成した。作成した学習セットについて、機械学習分子動力学法の公開パッケージ[2]を用いて学習し、分子動力学法コードLAMMPS[3]を用いて物理量を評価した。

2-3. 結果

作成した原子力間ポテンシャルはトベモライトの構造をよく再現することがわかった。他の物理量について、講演で詳細に報告する予定である。

参考文献

[1] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B **47**, 558 (1993). [2] A. Singraber *et al*., J. Chem. Theo. Comp. **15**, 1827 (2019). [3] S. Plimpton, J. Comp. Phys. **117**, 1 (1995).

---

*Masahiko Okumura[1], Keita Kobayashi[2], Hiroki Nakamura[1], Mitsuhiro Itakura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Risearch Organization for Information Science and Technology

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

[1K06-09] Safety and Reactor Analysis

Chair:Kenta Inagaki(CRIEPI)

Wed. Sep 11, 2019 4:10 PM - 5:15 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[1K06] Effects of Mesh Size on Wrinkle Behavior of H_2-Air Premixed Flame inside of a Vessel: Numerical Simulations by using XiFoam

*Thwe Thwe Aung[1], Atsuhiko Terada[1], Ryutaro Hino[1], Satoshi Kadowaki[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology)

4:10 PM - 4:25 PM

[1K07] Study on Level-2 PRA evaluation methods using phenomenological relationship diagram for fast reactors

*Tomoko Ishizu[1], Hiroki Watanabe[1], Satoshi Fujita[1], Masaaki Inoue[1] (1. NRA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1K08] A fast reactor core characteristics analysis by the correction-free detailed core calculation

*Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM

[1K09] Examination of creation of fuel loading pattern applying Generative Adversarial Networks

*Sho Takano[1], Akira Konoma[1] (1. GNF-J)

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Effects of Mesh Size on Wrinkle Behavior of H_2-Air Premixed Flame inside of a Vessel: Numerical Simulations by using XiFoam

*Thwe Thwe Aung[1], Atsuhiko Terada[1], Ryutaro Hino[1] and Satoshi Kadowaki[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology.

Abstract Wrinkle behavior of H_2-air premixed flame inside of a vessel was numerically investigated with changing mesh size of 2.0mm to 0.625mm by using the open source code, XiFoam. When the mesh size was smaller, larger number of ignition cells was obtained and wrinkle flame formation was observed, and then flame temperature heightened and flame radius became large.

Keywords: H_2-air premixed flame, Wrinkle behavior, Numerical simulation, Mesh size, Flame temperature, Flame radius

1. Introduction

The awareness must be taken on the risk of hydrogen combustion and explosion due to contamination of hydrogen (H_2) generated by radiolysis of water inside of high-level radioactive waste vessels under the long-term storage. In hydrogen safety management, besides the experimental investigations, CFD approaches in predictions of flame propagation phenomena and characteristics are of important role. In this numerical simulation, XiFoam solver [1] was modified by adding a new laminar flame speed model deduced from experiment by Katsumi et al. [2]. It reproduced the propagation of H_2-air premixed flame, and we clarified the effects of mesh size on wrinkle behavior of flame front since choosing a mesh size appropriate for selected model is one of the important points in the numerical simulation.

2. Simulation Setup and Results

The parameters of premixed flame of H_2-air at their unity equivalence ratio obtained by the experiment [2] were introduced in numerical simulation, and meshes for three-dimensional one-eighth of a vessel (0.21m in each side) were generated with different mesh sizes of 2.0mm to 0.625mm. Total number of cells for largest and smallest mesh size were 1,157,625 and 37,933,056, respectively. Initial temperature and pressure were set to 298K and 101,325Pa, respectively. Figure 1 shows the temperature distributions of flame at t = 0.01s for mesh sizes of 2.0, 1.0 and 0.625mm. Figure 2 shows the maximum flame temperature and radius for different mesh sizes.

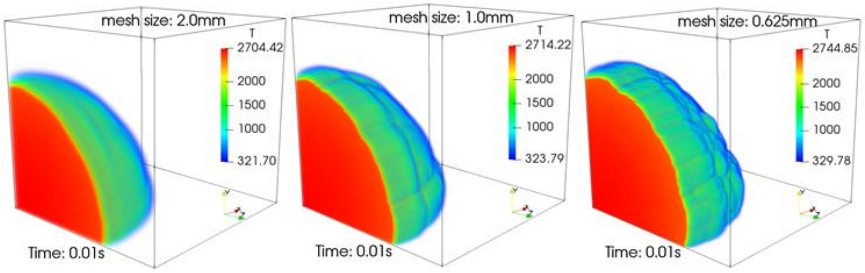


Fig 1. Temperature distributions of H_2-air flame at t = 0.01s.

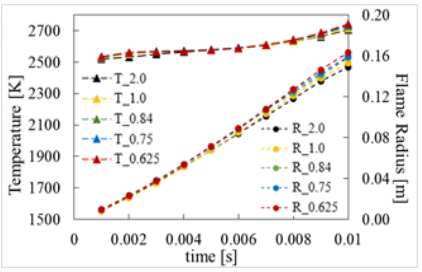


Fig 2. Flame temperature and radius.

3. Conclusion

The results showed that the mesh size should be equal to or less than 1.0mm to observe the wrinkle behavior of flame in which the flame characteristics such as temperature and radius for each mesh size were almost same at 0.003s to 0.006s in this model. After 0.006s, the flame front became more unstable due to intrinsic instabilities, and hence the flame temperature increased and flame radius became large. The wrinkle shape of flame front from the numerical simulation was similar to that from the experiment [2] when the mesh size became small.

References

[1] OpenFOAM User Guide v1712, https://openfoam.com/releases/openfoam-v1712/

[2] T. Katsumi et al., Journal of the Combustion Society of Japan, 2017, Vol. 59 No.189, pp. 210-215 (in Japanese)

現象相関ダイアグラムを用いた高速炉レベル 2PRA 評価手法の検討
(1) ULOF 事象への適用性検討

Study on Level-2 PRA evaluation methods using phenomenological relationship diagram for fast reactors
(1) Applicability to ULOF event

*石津　朋子[1]、渡辺　大貴[1]、藤田　哲史[1]、井上　正明[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

高速炉のレベル 2PRA 評価手法として、現象相関ダイアグラム(以下「PRD」という。)を用いた事故シナリオの定量化手法の検討を行っている。本報告では、炉心流量低下型スクラム失敗事象(以下「ULOF 事象」という。)の炉心物質再配置及び事故後除熱過程(以下「PAMR/PAHR」という。)への適用例について報告する。
キーワード：　高速炉、ULOF 事象、現象相関ダイアグラム、事故後除熱過程

１．はじめに　レベル 2PRA では、複雑な事象進展においても、結果を支配する因子の分岐条件及び分岐確率の設定はより客観性・説明性を持たせることが求められる。このため、原子力規制庁では、PRD を用いたシナリオの定量化手法を検討している。高速炉のレベル 2PRA では、事象進展に応じて炉心及び炉容器・1 次系構造の状態が時々刻々変化するうえ、再臨界が発生する場合には炉心状態が急激に変化するためシナリオを定量化することは難しいことが課題であるが、本報では ULOF 事象を対象に定量化を試みた。

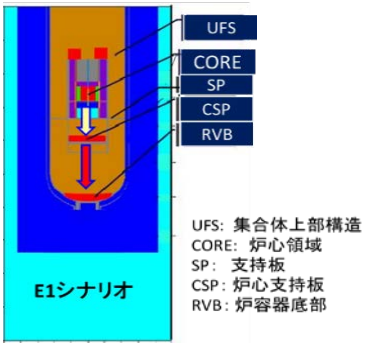


図１　炉心物質再配置シナリオの例

２．シナリオ定量化の検討実績　除熱失敗事象では、現象の変化や事象進展がほぼ連続的であるため、プラント動特性解析等の解析結果を PRD に適用し、シナリオを定量評価した実績がある[1]。一方、ULOF 事象では、再臨界が発生すると現象が急激に変化するため定量評価が難しい。しかし、既存の解析結果のデータベースに基づき支配因子の変化に対するエネルギー変化等に着目してエネルギー伝達因子に確率密度を与えて伝搬させることにより、評価可能な見通しである[2]。

３．PRD の ULOF 事象 PAMR/PAHR 過程への適用性検討　ここでは、典型的な高速炉を対象とした ULOF 事象の PAMR/PAHR 過程における試評価の例を説明する。図１は、再臨界発生後に炉心物質(デブリ)が炉心から炉心支持板、炉容器底部へ移行する挙動を示している。図２は、炉容器内保持の観点から重要となるデブリの安定冷却性を評価するための PRD を示す。それぞれの堆積場所に存在するデブリ質量に基づき、再臨界の発生などの核的現象に基づくデブリベッド冷却性をサブ PRD として下位展開して評価した（図中の Sub-PRD N)。同時に、デブリベッド形状やポロシティ等の支配因子の不確かさを考慮して、Lipinski [3]や Gabor ら[4]のドライアウト熱流束の実験相関式等を用い、熱流動現象に基づく冷却可能性をサブ PRD として下位展開し評価した（図中の Sub-PRD T)。これらの評価結果を演算することにより、それぞれの堆積場所でのデブリの安定冷却性の確率密度分布を評価した。評価結果は安定冷却性 S についてまとめ、S は以下のようにデブリベッドが安定冷却するまでの尤度として定義した。

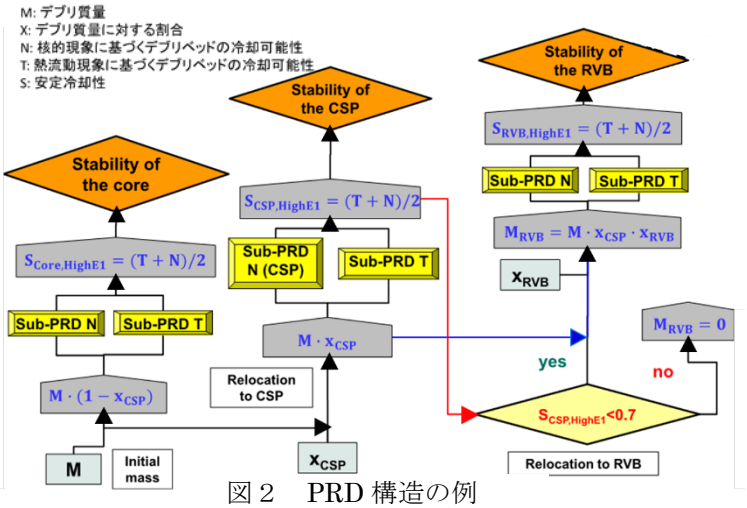


図２　PRD 構造の例

$$S = 1 - \left(\frac{H}{H_d}\right)$$

ここで H は熱流束、H_dはドライアウト熱流束を示している。試評価の結果、炉容器底部での安定冷却性の確率密度分布は、全体の約 50%で S が約 0.62～0.7 の値をとることが分かった。

４．まとめ　高速炉の ULOF 事象の PAMR/PAHR 過程を対象として、PRD を用いて安定冷却性の確率密度を定量化できる見通しを得た。

謝辞：本 PRD 評価において協力と貴重な助言をいただいた独国カールスルーエ工科大学の F. Gabrelli 氏、W. Maschek 氏、M. Flad 氏、C. Matzerath Boccaccini 氏、A. Rineiski 氏に謝意を表する。
参考文献 [1]09 原熱報-0010, 平成 26 年 1 月、[2]「高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究」、RREP-2019-1003, 平成 31 年 3 月、[3] R.J. Lipinski, Nucl. Techn. 65, April 1984、[4] J.D. Gabor, et.al, Proc. Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills, 1974.

*Tomoko Ishizu[1], Hiroki Watanabe[1], Satoshi Fujita[1], and Masaaki Inoue[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

補正計算を伴わない詳細炉心計算による高速炉核特性解析

A fast reactor core characteristics analysis by the correction-free detailed core calculation

*杉野 和輝[1]，大木 繁夫[1]

[1]日本原子力研究開発機構

キーワード：高速炉，補正，輸送理論，超微細群，非等方セルストリーミング効果

従来は基準計算に対する補正として考慮していた輸送理論や超微細群構造などの詳細な取り扱いを基準計算に取り入れた補正を伴わない詳細炉心計算とすることにより、連続エネルギーモンテカルロ法計算相当の高精度な計算結果を得ることができた。

1. 緒言

従来の高速炉の核特性解析手法では、非等方拡散計算結果を基準として、輸送理論補正や超微細群補正、必要に応じて 2 次元格子補正などを施すこととしている。また、補正後の計算結果には適用した補正の度合いに応じた不確かさが含まれるものとしている。

近年、シミュレーションにおけるモデリングの検証と妥当性評価と不確かさの定量化がますます重要視されており、解析手法の高精度化がより一層望まれている。

そのような要望に応える手段として、補正計算を伴わない詳細な手法を直接適用することが挙げられる。

2. 検討条件

Na プレナム付次世代高速炉炉心[1]の各部 Na ボイド反応度（炉心部: ＋5.6 $、Na プレナム部: －5.0 $、炉心部と Na プレナム部の双方: ゼロ）を検討対象とする。従来は、基準計算（1 次元多重リングモデル格子計算＋70 群炉心拡散計算）に対して、粗い条件下での計算により求めた表 1 に示す補正と、補正に応じた不確かさ（補正の 50%を暫定[2]）を考慮していた。それに対し、本検討では、補正により考慮していた取り扱い：非等方拡散係数、輸送理論、2 次元格子、超微細群構造、背景断面積効果[3]を全て基準計算に取り入れて補正なしとした 175 群の詳細炉心計算を新たに適用した。なお、輸送計算における非等方拡散係数の取り扱いは丸山によって考案された非等方セルストリーミング効果を取り扱う手法[4]を導入することにより対応させた。参照解は非均質モデルを用いた連続エネルギーモンテカルロ法により得た。

表1 従来法における補正

ボイド化領域	非等方拡散係数	輸送理論	2次元格子	超微細群構造	背景断面積
炉心部	-5	+7	+10	+4	-0
Naプレナム部	-17	+67	+1	-3	+4
上記の双方	-28	+87	+15	-0	+5

単位：¢

3. 検討結果

参照解に対する従来法と詳細計算の差異の比較を表 2 に示す。従来法と詳細計算共に参照解と良い一致を示している。なお、従来法の結果が詳細計算の結果とほぼ一致していることは、従来法における不確かさが統計的なものとしては過大である可能性を示唆している。

次に、計算時間の比較を表 3 に示す。格子計算は通常は繰り返し実行されることはないが、詳細計算では超微細群構造での 2 次元格子計算を適用するために膨大な時間を要している。また、炉心計算では、従来法と詳細計算共に輸送計算がほとんどあるいは全ての時間を占めているが、70 群と 175 群の違いにより、詳細計算では約 3 倍を要している。しかしながら、これらの計算コストの増加は補正を合理化する観点からは過大なインパクトではないと考える。

表2 参照解に対する差異の比較

ボイド化領域	従来法	詳細計算
炉心部	+4 ±7	+3
Naプレナム部	-6 ±35	-5
上記の双方	-3 ±46	-2

単位：¢

表3 計算時間の比較

項目	従来法	詳細計算
格子計算	1.3	109
炉心計算	24	72
摂動計算	0.2	0.7

単位：h （CPUのクロック周波数：4.5GHz）

4. 結言

補正計算を伴わない詳細な計算により、合理的な計算時間で連続エネルギーモンテカルロ法計算相当の高精度な計算結果を得ることができた。本手法は、特に補正の適用が困難である過渡解析の精度向上に有用である。

参考文献

[1] 杉野, 他, 原子力学会「2017 年秋の大会」, 2M22, [2] 横山, 他, JAEA-Research 2018-011,
[3] 杉野, 他, 原子力学会「2018 年秋の大会」, 3L12, [4] 丸山, 他, 原子力学会「2018 年春の年会」, 1F11.

*Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

敵対的生成ネットワークを適用した燃料装荷パターン作成の検討

Examination of creation of fuel loading pattern applying Generative Adversarial Networks

*高野 渉[1], 木間 暁[1]

[1]GNF-J

深層学習のアルゴリズムである敵対的生成ネットワーク(Generative Adversarial Networks, GAN)を ABWR の炉心設計に適用した。GAN によって、最適な炉心特性となる燃料装荷パターンの作成が可能か検討を行った。

キーワード：敵対的生成ネットワーク、深層学習、燃料装荷パターン、ABWR

1. 緒言

原子炉の運転では、1 サイクル毎に最適な燃料装荷パターンを設計し、核的・熱的な運転目標を満足させる必要がある。過去にはメタヒューリスティックな方法に基づいて最適な設計が試みられているが、近年ニューラルネットワーク(NN)が様々な分野で用いられており、その中の敵対的生成ネットワークを ABWR の設計に適用し、燃料装荷パターンの最適化に資するかを検討した。

2. GAN モデル

2-1. モデル概要

炉心に含まれる燃料のバンドル平均無限増倍率(BKinf)を入力、炉心特性を出力とした NN である識別器と、ノイズを入力、装荷位置確率分布マップ(POS)を出力とした生成器からなる GAN を構築した(図 1)。炉心特性は余剰反応度と炉心中央付近の(16, 16)位置バンドルの径方向相対出力とし、それぞれについて識別器を構築した。識別器は炉心シミュレータ AETNA[1]の特性評価結果を教師データとし、識別器の学習完了後、炉心特性が最適となるように生成器の学習を進めた。

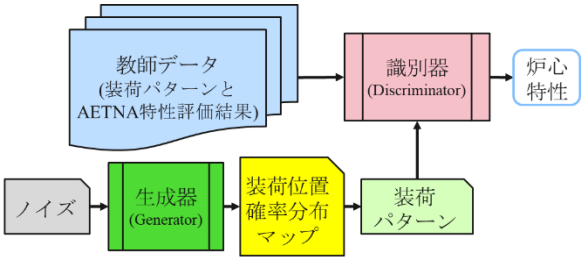


図 1　GAN モデル

2-2. 装荷位置確率分布マップ

生成器の出力である POS は図 2 に示すように、装荷される燃料それぞれについて、ABWR 1/4 炉心の 218 個の燃料位置に対しての確率分布を表す。確率分布は燃料毎にソフトマックス関数で規格化した。各装荷位置について最も値の大きい燃料を当該位置に装荷し、装荷パターンを作成した。

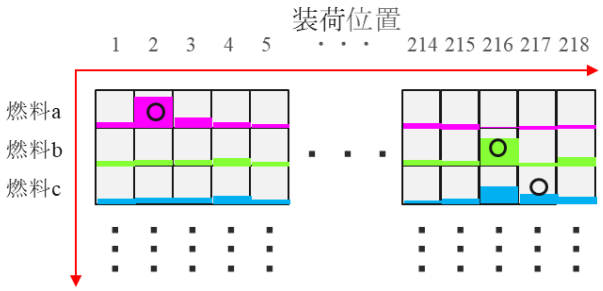


図 2　装荷位置確率分布マップ模式図

2-3. 生成器の学習

装荷位置 m について、識別器の誤差逆伝搬によって炉心特性に対する BKinf の偏微分 $\delta^{D}(m)$を評価した。$\delta^{D}(m)$の絶対値が大きい場合に、燃料 n、装荷位置 m の装荷位置確率の炉心特性に対する偏微分$\delta(n,m)$も正の値で大きくなるように設定した。これにより燃料 n が装荷位置 m に装荷されることが抑制される(抑制効果)。さらに、$\delta^{D}(m)>0$、つまり装荷位置 m の BKinf がより小さいほうが炉心特性が向上する場合、燃料 n よりも BKinf が小さい燃料 l について $\delta(l, m)$に負側のバイアスを加え、BKinf が大きい燃料について正側のバイアスを加えた(推奨効果、$\delta^{D}(m)<0$ についても同様)。全燃料について評価された $\delta(n,m)$を基に、生成器の誤差逆伝搬によって学習を実施した。

3. 最適装荷パターンの作成

余剰反応度 6 %dk、(16,16)バンドル径方向相対出力 1.3 を目標とし、装荷パターンの最適化を実施した。代表的にノイズ 4 セットについて生成器の学習過程の推移を図 3 に示す。炉心特性が向上するように生成器を学習させた結果、教師データの範囲を超えて、余剰反応度が 5 %dk 弱、相対出力が約 1.3 となる装荷パターンを作成することができた。

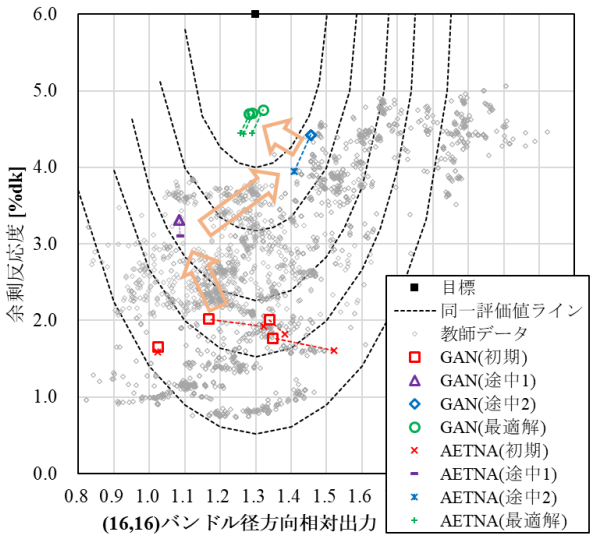


図 3　炉心特性の最適化

4. 結論と今後の予定

ABWR を対象に、GAN を用いて炉心特性の最適化を実施し、教師データの範囲を超えた最適化が実施できることを確認した。今後は、NN による予測精度を向上させた上で、その他炉心特性への拡張を実施する。

参考文献

[1] GNF-J　“炉心核熱水力特性解析システム　システム全般”, GLR-005 システム編, 2015 年 4 月

*Sho Takano[1] and Akira Konoma[1]　　[1]GNF-J

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

[1L01-05] Blanket, Divertor

Chair:Shinji Ebara(Tohoku Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[1L01] Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles

*Kenya Takiwaki[1], Fumihisa Kano[1], Nobuhisa Takezawa[1], Kazuki Takahashi[1], Juro Yagi[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L02] Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles

*Eiji Hoashi[1], Yoshiki Kanemitsu[1], Takafumi Okita[1], Kenya Takiwaki[2], Fumihisa Kano[2] (1. Osaka Univ., 2. TOSHIBA ESS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1L03] Electromagnetic force on TBM with different shape

*Wenhai Guan[1], Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L04] Neutronic evaluation of the blanket systems using molten salts dissolving functional materials to improve design margin

*Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1L05] Investigation of sintering additives of NITE SiC aiming to the application for advanced diverter Systems

*Ryoichi Sugimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu kisimoto[1] (1. Muroran Inst. of Tech.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ナノ粒子分散による液体 Li の特性変化に関する研究
（1）ナノ粒子の選定と水素放出特性評価

Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles

（1）Selection of nanoparticles and Measurement of hydrogen release from liquid Li

*滝脇 賢也[1]，鹿野 文寿[1]，竹澤 伸久[1]，高橋 和希[1]，八木 重郎[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]京都大学

核融合中性子源でターゲットに用いられる液体 Li では、ビームによって入射される重水素と核反応で生成するトリチウムを継続的に除去する必要がある。今回、液体 Li の化学特性を変化させ、水素同位体の除去効率を向上させる方法の一つとして、液体 Li へナノ粒子（W ナノ粒子・Cu ナノ粒子）を添加することを試みた。ナノ粒子添加後の液体 Li からの水素放出特性を評価したところ、水素放出温度が低下したことを確認した。

キーワード：ナノ粒子，リチウム，水素，中性子源

1. 緒言

加速器型の中性子源ではビームをターゲットに打ち込み、核反応により中性子を生成する。ターゲットとして液体 Li を用いる場合、ビームからの重水素と核反応により生成するトリチウムが Li 中に溶解するため、これらを継続的に除去する必要がある。水素同位体の除去効率を向上させるため、Li と合金を形成しない金属をナノ粒子として添加し、化学特性を変化させることを検討した。

2. 解析によるナノ粒子金属の選定と評価

液体 Li 中でナノ粒子が安定に分散するには以下の 2 条件が必要である。

・Li との結合エネルギーが大きいこと

・Li への電荷移行量が大きいこと（液体 Li 中での再凝集抑制のため）

Li と合金を形成しにくい 13 種の金属を一次選定し、これらについて密度汎関数法による解析を行うことで、上記を満足するナノ粒子金属として W と Cu を選定した。

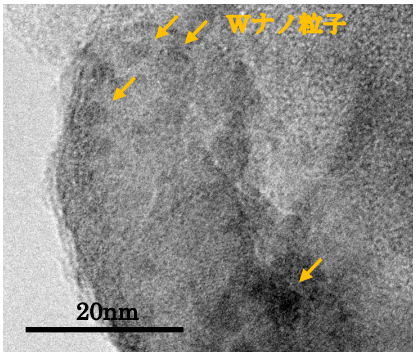


図 1 試料の TEM 観察写真
(Li 中に分散した W ナノ粒子)

3. 水素放出特性の測定

液体 Li へ W と Cu の各ナノ粒子（φ200nm 以下、3wt%）を添加した。図 1 には、W ナノ粒子を添加した際の TEM 観察を示す。ナノ粒子が Li 中に分散した状態であることが確認された。

W および Cu ナノ粒子を分散させた試料を 200℃に昇温し、これに水素ガスを導入して 30 分間吸収させた後、1℃／分の昇温速度で 650℃まで昇温した。昇温時の気相を四重極質量分析計にて測定し、昇温に伴って試料から水素が放出される挙動を評価した。図 2 に、各試料における水素放出の検出温度を示す。液体 Li にナノ粒子を添加した場合、水素放出開始温度が 90~150℃程度低下する結果が得られた。

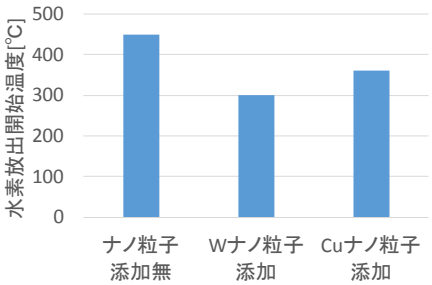


図 2　Li からの水素放出の
検出開始温度の比較

4. 結論

核融合中性子源でターゲットに用いられる液体 Li について、ナノ粒子を添加することで水素除去効率が向上する可能性が示唆された。今後、ナノ粒子添加後の基礎物性の評価や、ナノ粒子の粒径による影響の評価を検討していく。

*Kenya Takiwaki[1], Fumihisa Kano[1], Nobuhisa Takezawa[1], Kazuki Takahashi[1] and Juro Yagi[2]

[1] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Kyoto Univ.

ナノ粒子分散による液体 Li の特性変化に関する研究
（2）ナノ粒子分散 Li の濡れ性評価

Study on Characteristic Change of Liquid Li by Suspending Metallic Nanoparticles
(2) The Wettability Evaluation of Liquid Li with Suspended Metallic Nanoparticles

*帆足 英二[1]，兼光 美樹[1]，沖田 隆文[1]，滝脇 賢也[2]，鹿野 文寿[2]
[1]大阪大学，[2]東芝エネルギーシステムズ

Li は加速器型中性子源におけるビームターゲットや核融合炉ブランケットとしての利用が検討されているが、反応性の高さが事故時のリスクとして懸念されている。そこで本研究では Na で反応性の抑制が確認されたナノ粒子分散効果を Li で評価するため、まずは金属ナノ粒子分散 Li と純 Li で接触角評価を実施した。

キーワード：核融合中性子源，液体金属ブランケット，液体リチウム，金属ナノ粒子

1. 緒言

Li は加速器型中性子源におけるビームターゲットや核融合炉ブランケットとしての利用が検討されているが、反応性の高さが事故時のリスクとして懸念されている。同様の特性を持つ Na は既に研究が進められており、ナノ粒子分散により反応性が抑制、加えて表面張力や粘性係数の変化も報告されている[1,2]。そこで本研究では、同様の効果が Li にも期待できると考え、ナノ粒子分散 Li の基礎特性を得ることを目的とする。金属ナノ粒子分散 Li と純 Li で低放射化フェライト鋼 F82H と SUS304 に対する接触角の計測を実施した。

2. 実験手法

ナノ粒子としては、量子化学計算によるスクリーニングからタングステン（W）と銅（Cu）を選定、W を 3、6 wt%、Cu を 3 wt%含有させた Li サンプルを作成した。プレートヒーターに F82H 及び SUS304 板を設置、その上に純 Li とナノ粒子分散 Li を置き、ヒーターで加熱、溶融させて液滴状態となったところで撮影し、画像解析から温度毎で接触角を計測した。実験はグローブボックス内で Ar 雰囲気、1 気圧下で実施した。

3. 結果と考察

F82H を用いた接触角計測結果を Fig.1 に、F82H と SUS304 を用いた接触角計測結果を Fig.2 に示す。Fig.1 は純 Li との比を示している。データにバラつきはあるものの、総じて W ナノ粒子分散 Li の方が純 Li より接触角が小さい。一方、Cu ナノ粒子分散 Li については、多くの点で 1 を超えている。これは Cu の分散で表面張力が大きくなった結果と考えられる。また、Fig.2 より 300℃以上の高温域ではナノ粒子分散 Li の方が概ね濡れ性が良くなったが、材料による有意な差はなかった。

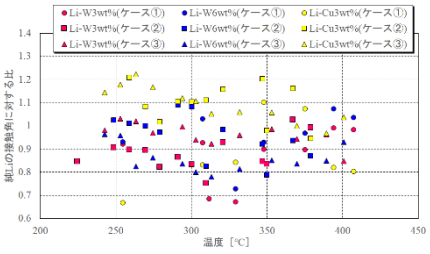


Fig.1 Contact angle with F82H

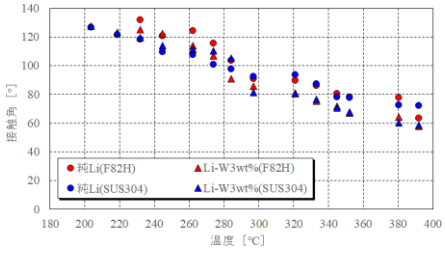


Fig.2 Comparison of F82H and SS304

4. 結論

ナノ粒子分散 Li の特性評価の一環として F82H 及び SUS304 に対する接触角を計測、純 Li と比較を行った。ナノ粒子分散 Li は純 Li よりも濡れ性が良くなるが、材料による有意な差は見られなかった。

参考文献

[1] 荒 邦章,「ナノ粒子分散ナトリウムの高速炉への適用化技術の開発」（H22～H24 原子力システム開発事業）
[2] 荒 邦章,「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」（H25～H28 原子力科学技術・人材育成推進事業）

*Eiji Hoashi[1], Yoshiki Kanemitsu[1], Takafumi Okita[1], Kenya Takiwaki[2] and Fumihisa Kano[2]
[1]Osaka Univ., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

形状の異なる TBM に生じる電磁力

Electromagnetic force on TBM with different shape

*管　文海[1]，権　暁星[1]，谷川　尚[1]，廣瀬　貴規[1]，河村　繕範[1]
[1]量研

ITER に設置する TBM にはプラズマディスラプションに起因する電磁力が負荷されるため、その評価が重要な課題の一つである。本研究では、量研が開発した箱型と円筒型の TBM を対象とし、筐体に生じる電磁力を評価した。円筒型筐体に生じる電磁力は箱型より小さいことを明らかにし、構造健全性を確認した。

キーワード：Induced current, Magnetic flux density, Lorentz force, F82H, Structural integrity

1. 緒言

開発している固体増殖水冷却方式の TBM について、筐体内での配管破損を想定した場合の耐圧性とトリチウム増殖性能の両立を考慮して、筐体の形状を箱型から円筒型へ変更した。本研究では、円筒型 TBM に生じる電磁力を解析し、電流と磁束密度の時間変化とその分布に注目しつつ、形状と寸法の変更が電磁力に及ぼす影響について検討する。さらに、電磁力が負荷された筐体の構造健全性を評価する。

2.解析

ITER 機構が提供する 3 次元 20° セクター標準モデルの水平ポート内に、箱型と円筒型 TBM を含むポートプラグと、ポートとポートプラグ間の空間メッシュを組み込んだ。TBM の構造材料である F82H の非線形磁気(B-H)特性を考慮し、筐体内の配管と増殖・増倍材料の充填体は存在比を考慮した電気抵抗率を有する混合物としてモデル化した。ITER 機構が指定した Exponential (16 ms) major disruptions に相当する条件を適用した。また、トロイダル方向以外には真空容器の外側に十分大きな空気領域と対称境界を設け、水平ポートのフレーム後方の電位を 0 にした。プラズマ電流の消滅により筐体に生じる電磁力の時間変化を有限要素解析コード ANSYS/EMAG により評価した。

3. 結果

計算した箱型と円筒型 TBM に生じる電磁力の時間変化を図 1 に示す。プラズマ電流の変化に伴い、どちらの形状においても、ラジアル軸にプラズマ側へ引き抜く方向に最も大きな電磁力が生じている。箱型に比べて円筒型に生じる電磁力は小さい。厚肉の一体構造を有する箱型には大きな誘導電流が生じる一方で、薄肉で分離している円筒型に生じる誘導電流は小さいためだと理解される。箱型から円筒型への形状変更は、生じる電磁力を低減する面でも有効であることが確認できる。講演では、電流と磁束密度の時間変化とその分布の理解に基づき、形状と寸法の違いが電磁力に及ぼす影響についてさらに検討する。また、電磁力を負荷した TBM における応力分布に基づき、構造健全性を検討した結果についても報告する。

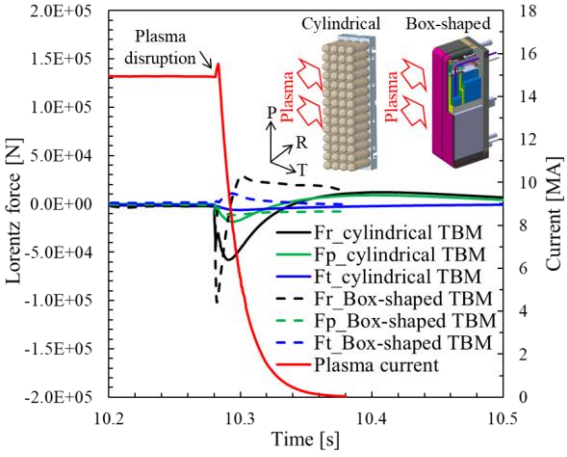


図 1、箱型と円筒型 TBM の電磁力履歴

*Wenhai Guan[1], Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1] and Yoshinori Kawamura[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

設計余裕度向上のための機能材料添加溶融塩ブランケットの核的特性評価

Neutronic Evaluation of the Blanket System Using Molten Salts Dissolving Functional Materials to Improve Design Margin

*宍戸 博紀[1]，橋爪 秀利[1]

[1]東北大学

本研究では，ブランケット増殖材 Flinabe に対し Li 化合物を溶解させることで TBR を上昇させ，溶融塩ブランケットの成立性向上の可能性を検討するために，中性子輸送解析による核的特性評価を実施した．

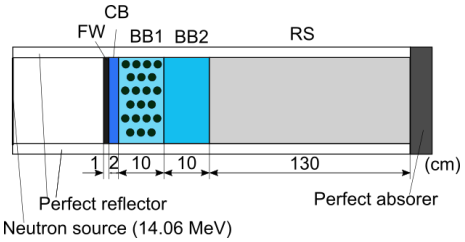
キーワード：液体ブランケット，ヘリカル型核融合炉，中性子輸送解析，モンテカルロ法，Flinabe

1. 背景

溶融塩 Flinabe ($LiF–NaF–BeF_2$) はヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 の自己冷却式ブランケット材として提案されている[1]．しかし，Flinabe はプラントル数が非常に大となる可能性が報告されており[2]，第一壁冷却が極めて困難となることが懸念される．一方で，自己冷却式ではなく第一壁用の冷却材として別流体を用いる場合，ブランケット領域は極めて限られるために増殖材 Flinabe の流動領域が減少する．結果として，十分なトリチウム増殖比 (TBR) を得るために設計要件が厳しくなり，既存の設計案へ大きく影響する可能性がある．よって，本研究では Flinabe へ Li 化合物を溶解させることを検討し，当該溶融塩における TBR 向上の可能性について評価する．

2. 数値解析手法

図 1 に FFHR-d1 のブランケットを模擬した解析体系を示す．各層の構成材料および厚さ等は先行研究[3]を参照している．第一壁冷却材として He ガス (50 気圧) を流動させており，増殖領域は Flinabe ($LiF–NaF–BeF_2$ = 31–31–38 mol%) に加え，Li 化合物 ($Li_2B_4O_7$，Li_3AlF_6) を溶解させた均質材料を想定している．なお共存性の観点から，BeF_2 と反応して Li 化合物から LiF が生成されないと予想されるものを標準生成ギブズエネルギーに基づき選定している．評価においてはモンテカルロ法中性子輸送計算コード MVP-2.0，及び断面積ライブラリ JENDL4.0 を使用した．



Zone	Material	vol.%
FW	Ferritic steel	100
CB	He gas (50 atm)	90
	Ferritic steel	10
BB1	Flinabe+Li compounds	36
	Be	54
	Ferritic steel	10
BB2	Flinabe+Li compounds	90
	Ferritic steel	10
RS	Ferritic steel	70
	B_4C	30

図 1 数値解析体系

3. 数値解析結果

図 2 に Li 化合物の溶解度に対する TBR の計算結果を示す．添加した $Li_2B_4O_7$，Li_3AlF_6 の密度は比較的高く，また含有する他核種の中性子吸収断面積が大きくないことから，当該化合物の添加により TBR 向上が期待できる結果が得られた．一方で，本体系において TBR は 1 未満であり，設計成立性の向上のためにはより TBR を大とする必要がある．また，Flinabe 中の Li 化合物の溶解度や共存性について更なる評価が必要である．その他の増殖材および冷却材等の組合せによる検討結果を当日報告する．

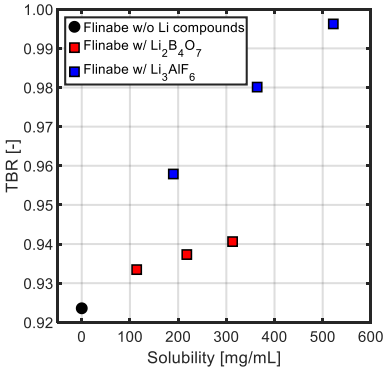


図 2 Li 化合物添加による TBR 計算結果

参考文献

[1] A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. 89, 2214-2120, 2014.

[2] H. Shishido et al., Fusion Sci. Technol., 72, 382-388, 2017. [3] T. Tanaka et al., Plasma Fusion Res., 7, 2405132, 2012.

---

*Hiroki Shishido[1] and Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

NITE 法 SiC/SiC 複合材料のマトリックス形成のための焼結助剤の検討

Investigation of sintering additives for SiC matrix formation of NITE-SiC / SiC composites

*杉本 凌一[1], 中里 直史[1], 岸本 弘立[1]
[1]室蘭工業大学

本研究では様々な化合物について、SiC 焼結における焼結助剤としての可能性を検討し、作製した SiC セラミックスの基本特性及び熱伝導率の評価を行う。

キーワード：SiC/SiC **複合材料** 1,**ダイバータ** 2, **焼結助剤** 3,

1. 緒言

核融合炉における先進ダイバータ概念の 1 つとして、構造材料に SiC/SiC 複合材料、プラズマ対向壁にタングステン（W）を用いる概念が考えられている。この概念を成立させるためには、SiC/SiC 複合材料自体と、W と SiC/SiC 複合材料の接合界面部の熱伝導率の向上が重要となる。本研究で用いる NITE 法での液相焼結には酸化物系焼結助剤を用いているが、酸化物は概ね熱伝導度が小さいことから、SiC マトリックス中に助剤が残存することで熱伝導率が低下する懸念がある。熱特性に優れる SiC マトリックスの作製方針として、現段階では酸化物相形成の抑制を狙って酸化物系助剤の添加量を低減する方法と、熱特性に優れた化合物を焼結助剤に用いる方法を考えている。本研究では W/SiC/SiC 接合材の熱特性の向上を最終目的とし、まずは酸化物系助剤の添加量の低減を狙い、様々な化合物を対象とした SiC 焼結における焼結助剤としての可能性を検討し、作製した SiC セラミックスの基本特性及び熱伝導率の評価を行う。

2. 実験

SiC ナノ粉末 6.0g に対し、焼結助剤として用いる化合物（$ZrSi_2$,$MoSi_2$,$TiSi_2$,$TaSi_2$,$CrSi_2$）を 10 wt%混合し、有機溶媒を加えてスラリーを作製した。スラリーを乾燥させ顆粒状にし、粉砕後、ホットプレスによる焼結を行った。焼結条件は温度 1870℃、圧力 20 MPa、保持時間 1.5h、Ar 雰囲気である。焼結体の評価として、アルキメデス法による密度測定、走査型電子顕微鏡(SEM) による微細組織観察、レーザーフラッシュ法による室温での熱伝導率測定を行った。

3. 結果

本稿では焼結助剤として $ZrSi_2$ を用いた結果について述べる。$ZrSi_2$ においては単独添加と酸化物系焼結助剤である Al_2O_3 との複合添加を検討した。アルキメデス法による密度測定の結果、$ZrSi_2$ を単独添加した試料の相対密度は 50%程度であり、緻密性が低い。一方で、Al_2O_3 と $ZrSi_2$ を複合添加した試料（Al_2O_3: $ZrSi_2$ = 6 : 4）の相対密度は 90%程度と高い緻密性が得られた。

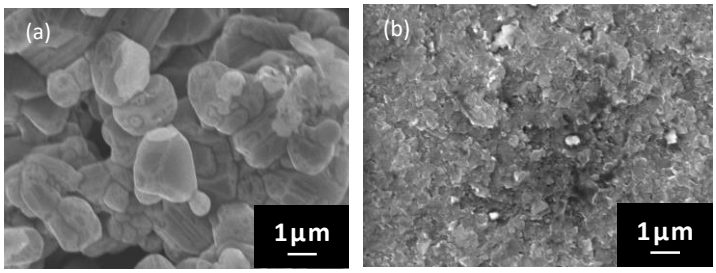


図 1.SiC セラミックス破断面の SEM 観察結果
(a) $ZrSi_2$-10wt%　(b) Al_2O_3-6wt%+$ZrSi_2$-4wt%

図 1 に SEM による単独添加及び複合添加試料の破断面の微細組織観察結果を示す。単独添加試料では所々で SiC 粒子同士の結合が観察されるものの、空隙が多く、組織観察からも緻密性が低いことが伺える。一方、複合添加試料では単独添加試料で観察されたサイズの空隙は見られず、緻密な組織を有している。また、SiC 結晶粒径は単独添加試料と比較して微細である。これまでに用いてきた NITE 法の焼結助剤は Al_2O_3-Y_2O_3 系であるが、Y_2O_3 を珪化物である $ZrSi_2$ に置き換えても、相対密度 90%程度の焼結体を作製可能なことから、焼結助剤中の酸化物量を低減できる可能性が示唆された。発表では $ZrSi_2$ 以外の化合物を添加して作製した SiC セラミックスの基本特性に加え、レーザーフラッシュ法による熱伝導率の評価についても報告する。

*Ryoichi Sugimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1]
[1]Muroran Institute of Technology.,

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-5 Fusion Neutronics

[1L06-08] Fusion Neutron Engineering

Chair:Makoto Oyaidzu(QST)

Wed. Sep 11, 2019 4:10 PM - 5:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[1L06] Structural design of irradiation test modules of Advanced Fusion Neutron Source (A-FNS)

*Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], Mitsuhiro Maida[2], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Atsushi Kasugai[1] （1. QST, 2. TOSHIBA ESS）

4:10 PM - 4:25 PM

[1L07] Nitrogen Concentration Dependence of Corrosion of SS316L in Liquid Lithium

*Takuma Higashi[1], Taichi Koyama[1], Takayuki Terai[1], Juro Yagi[2] （1. Univ. of Tokyo, 2. Kyoto Univ.）

4:25 PM - 4:40 PM

[1L08] Measurements of fusion neutrons using neutron imaging plate with removal of gamma-ray effect

*Yasuyuki Ogino[1], Makoto Kobayashi[2,3], Keisuke Mukai[4], Juro Yagi[4], Satoshi Konishi[4], Takeo Nishitani[2], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka Isobe[2,3] （1. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI, 4. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.）

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核融合中性子源(A-FNS)照射試験モジュール構造設計

Structural design of irradiation test modules of Advanced Fusion Neutron Source (A-FNS)

*佐藤 聡[1]，中村 誠[1]，毎田 充宏[2]，朴 昶虎[1]，権 セロム[1]，太田 雅之[1]，春日井 敦[1]
[1]QST，[2]東芝エネルギーシステムズ

核融合中性子源 A-FNS 照射試験モジュールの概念設計を行い、遠隔操作による照射キャプセル交換を考慮した照射試験モジュールの構造設計を行った。照射試験モジュール交換時には、試験セル側壁内に設置する遮蔽プラグと一体化して水平方向に引き抜く。照射試験モジュールの構造及び交換方法の基本概念を確立した。

キーワード：核融合中性子源，A-FNS，試験モジュール，照射試験，ブランケット，遠隔操作

1. 緒言

QST 六ヶ所研にて、核融合中性子源(A-FNS)照射試験モジュールの概念設計を行っている。A-FNS では、40MeV/125mA の重陽子ビームと液体リチウムターゲットとの核反応により、14MeV 近傍にピークを有する線源強度 6.8×10^{16}n/s の中性子を発生させる。照射試験セルにターゲット及び照射試験モジュールを設置し、核融合材料照射試験を行う。照射試験モジュールは試験セル水平方向の側壁に設置する遮蔽プラグと接続し、照射試験モジュール交換時には、遮蔽プラグと一体化して水平方向に引き抜く。遠隔操作による照射キャプセル交換を考慮した照射試験モジュールの構造設計及び遠隔操作による交換方法の概念検討を行った。

2. 照射試験モジュール構造設計

照射試験モジュールはレーストラック型の照射容器、ヘリウムガス配管、計装線、支持架台、接続構造体から構成している。図 1 に照射容器の内部構造を示す。照射容器中に微小試験片を装填した円筒型キャプセルを設置する。円筒型キャプセルは、ハニカム型容器に設置する。ヘリウムガス配管を照射容器に接続し、ハニカム型容器と円筒型キャプセル間にヘリムガスを流す。ヘリウムガス配管及び計装線は、試験セル内での遠隔操作による接続は行わず、遮蔽プラグを貫通させる。照射試験モジュールは遮蔽プラグと接続した片持ち構造である。

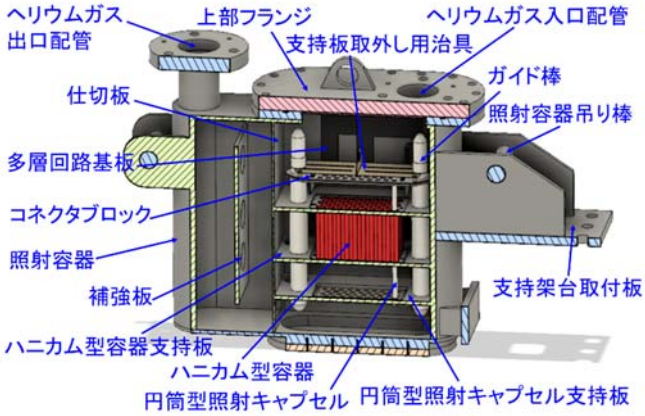


図 1　照射試験モジュール内部構造

3. 照射試験モジュール交換方法

照射試験モジュールの交換は、アクセスセル内で配管及び計装線を切断後、試験セル側壁の遮蔽プラグと試験モジュールを一体化した状態で自由度のあるアクセスセルへ移動し、照射試験モジュールを遠隔で着脱する。試験セル内での配管及び計装線の切断は実施しない。移動後、ヘリウムガス配管及び上部フランジを取り外し、キャプセルを垂直方向に引き抜く。キャプセル内の試験片を照射後試験施設に搬送し、引張試験等を行う。遠隔操作による交換を考慮した照射試験モジュール構造及び交換方法の基本概念を確立した。

---

*Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], Mitsuhiro Maida[2], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1] and Atsushi Kasugai[1]
[1]QST, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions.

液体リチウム中 SUS316L 腐食の窒素濃度依存性

Nitrogen Concentration Dependence of Corrosion of SS316L in Liquid Lithium

*東　拓真[1]，小山 大地[1]，寺井 隆幸[1]，八木 重郎[2]

[1]東京大学，[2]京都大学

IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility)のリチウムループ構造材候補材である SUS316L の液体リチウム浸漬試験によって、リチウム中の SUS316L の腐食における重量減損量と窒素濃度はほぼ線形の関係にあることが示された。また、腐食状態は窒素濃度領域ごとに異なる状態を示すことがわかった。

キーワード：IFMIF，液体リチウム，SUS316L，腐食，窒素濃度

1. 背景

IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) は材料に対する中性子照射による特性変化を評価するため、核融合炉に匹敵する高強度で炉環境の模擬を目的として開発されている重水素-リチウム (D-Li) ストリッピング反応を用いた加速器駆動型の中性子照射施設である。IFMIF のリチウムループ構造材はオーステナイト系ステンレス SUS316L 候補材とされており、防食の観点からリチウム中窒素濃度を 10 wt.ppm 以下とするよう目標値が設定されている[1][2]。しかしながら、この 10 wt.ppm という数値には学術的根拠がなく、液体リチウム中の SUS316L 腐食の窒素濃度依存性についても未だ知見はない。以上の背景から、本研究ではリチウム中のオーステナイト系ステンレス鋼 SUS316L の腐食を研究対象とし、SUS316L の静置腐食試験を通じて、リチウム中の SUS316L の腐食の窒素濃度依存性を明らかにし、その腐食機構について調べることを目的とした。

2. 腐食試験、結果

窒素濃度を調整した液体リチウムへ SUS316L 試験片を浸漬させることで腐食試験を実施した。その結果、重量減損とリチウム中窒素濃度はほぼ線形関係にあることがわかった。また、各窒素濃度における腐食試験後の試験片について SEM/EDX および XPS を用いて表面の分析を実施した結果、窒素濃度の違いによって異なる腐食挙動を示していた。浸漬後リチウムの ICP-MS 分析では、リチウムに溶解した鉄、クロム、ニッケルの濃度の比はリチウム中におけるそれぞれの溶解度の比に従っていないことが明らかになった。

3. 結論

本研究ではリチウム中 SUS316L の腐食の窒素濃度依存性を明らかにし、その腐食機構について調べることを目的とし複数の窒素濃度条件において SUS316L のリチウム中での腐食試験を実施した。その結果、リチウム中 SUS316L の腐食の窒素濃度依存性について窒素濃度が高いほど SUS316L 腐食の速度は大きく、窒素濃度が 20 から 450 wt.ppm 程度の領域では重量減損量と窒素濃度はほぼ線形の関係を示すことが明らかにされた。

参考文献

[1] H. Nakamura et al., Journal of Nuclear Materials Vol.329, p.202, (2004).

[2] R. J. Schlager et al., Nuclear Technology, Vol. 29, pp.94-97, (1976).

---

*Takuma Higashi[1], Taichi Koyama[1], Takayuki Terai[1] and Juro Yagi[2]

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

中性子イメージングプレートのガンマ線影響除去による核融合中性子フルエンスの計測

Measurements of fusion neutrons using neutron imaging plate with removal of gamma-ray effect

*荻野 靖之[1]，小林 真[2,3]，向井 啓祐[4]，八木 重郎[4]，小西 哲之[4]，西谷 健夫[2]，小川国大[2,3]，磯部 光孝[2,3]

[1]京都大学エネルギー科学研究科，[2]核融合科学研究所，[3]総研大，[4]京都大学エネルギー理工学研究所

本研究では、イメージングプレート(IP)、および中性子イメージングプレート(NIP)を組み合わせた核融合中性子計測手法を検討した。中性子が発生する環境において IP および NIP を用いた計測を行い、その差分から中性子による影響を取り出す方法を、^{252}Cf 中性子源および LHD 重水素実験の際に気送管を用いて検証した。

キーワード：ブランケット、中性子計測、イメージングプレート、LHD

1. 緒言

核融合炉の増殖ブランケット開発においては、中性子場におけるブランケット体系内部の中性子空間分布およびトリチウム増殖性能を評価する必要がある。現在は中性子輸送計算に依るところが大きく、実際のブランケット体系の測定法として ITER/TBM でも計画されているのは気送管であり、特に分布については例がない。本研究では、中性子分布を評価する手法の一つとしてイメージングプレート(IP)およびコンバータとしてガドリニウムを含有する中性子イメージングプレート(NIP)を用いた計測手法を検証した。ガドリニウムは熱中性子に対して特に感度があるが、本研究では熱中性子から高速中性子にかけてエネルギースペクトルが広範に及ぶ環境にて実験を行った。

2. 中性子イメージングプレートによる実験

2-1. ^{137}Cs 標準線源によるガンマ線に対する感度校正

中性子計測を行うための準備として、^{137}Cs 標準線源を用い、ガンマ線感度の異なる IP、NIP の感度校正を行った。照射時間と読み取り値(PSL 値)とを最小二乗法にて累乗関数へあてはめ(Fig. 1)、ガンマ線感度に対する補正係数を求めた。

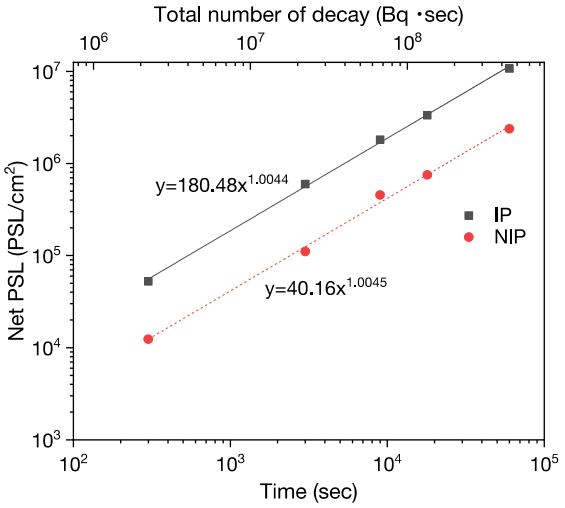


Fig. 1 ^{137}Cs による IP および NIP の校正結果

2-2. ^{252}Cf 標準線源、LHD 重水素実験による中性子計測

^{252}Cf 標準線源の自発核分裂による中性子の発生、および LHD 重水素実験における中性子を IP、NIP を用いて計測した。両者による実験結果に対して、補正係数によってガンマ線の影響を NIP から取り除いた。LHD では他の放射線検出器による中性子発生数の測定値と比較した。

3. 結論

本研究では、IP によって計測されるガンマ線の影響を NIP から除去することで、中性子のみの計測が可能であることを確認した。本結果を受けて、他のガンマ線環境においても同様に影響を除去して中性子を計測できることが予測される。

---

*Yasuyuki Ogino[1], Makoto Kobayashi[2,3], Keisuke Mukai[4], Juro Yagi[4], Satoshi Konishi[4], Takeo Nishitani[2], Kunihiro Ogawa[2,3] and Mitsutaka Isobe[2,3]

[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]NIFS, [3]SOKENDAI, [4]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

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

[1M01-06] Accelerator Technology, Measurements

Chair:Kai Masuda(QST)

Wed. Sep 11, 2019 10:15 AM - 11:55 AM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M01] Study of orbit analysis methods considering skew magnetic field for Fixed Field alternating gradient Accelerator.

*kyosuke adachi[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Yoshiharu Mori[2] （1. kyushu university, 2. kyoto university）

10:15 AM - 10:30 AM

[1M02] Development of a four-beam IH-RFQ linear accelerator for high-intensity heavy ion beam acceleration

*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] （1. RIKEN, 2. Tokyo tech）

10:30 AM - 10:45 AM

[1M03] Status of femtosecond time-resolved electron microscopy

*Jinfeng Yang[1], Kazuki Gen[1], Koichi Kan[1], Yoichi Yoshida Yoshida[1], Hidehiro Yasuda[2] （1. ISIR, Osaka Univ., 2. UHVEM, Osaka Univ.）

10:45 AM - 11:00 AM

[1M04] Ultrafast electron diffraction using low-emittance femtosecond electron pulses

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

11:00 AM - 11:15 AM

[1M05] Analysis of terahertz electric field profile measured using photoconductive antenna

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Masao Gohdo[1,2], Yoichi Yoshida[1] （1. ISIR, Osaka University, 2. Graduate School of Engineering, Osaka City University）

11:15 AM - 11:30 AM

[1M06] Dependence of W-derived photons and MoO_3-derived photons on W thickness

*Jaewoong Jang[1], Mitsuru Uesaka[1] （1. Univ. of Tokyo）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

固定磁場強集束加速器におけるスキュー磁場を考慮した軌道解析手法に関する研究

Study of orbit analysis methods considering skew magnetic field for Fixed Field alternating gradient Accelerator

*足立 恭介[1] 池田 伸夫[1] 有馬 秀彦[1] 米村 祐次郎[1] 和賀 雄飛[1] 森 義治[2]
[1]九州大学 [2]京都大学

ノーマル磁場成分のみを用いた集束系からなる固定磁場強集束加速器(FFA) の光学設計では、転送行列を用いた軌道解析法が用いられてきた。しかし、ねじれ磁場であるスキュー磁場成分を用いた集束系に対する軌道解析法の研究は広く行われていなかった。本研究では、スキュー磁場成分を含む FFA の光学設計に適応できる転送行列を用いた軌道解析法を提案し、その妥当性を評価した。本発表ではその結果を報告する。

キーワード：固定磁場強集束加速器　スキュー磁場　軌道解析　転送行列

1. 緒言

固定磁場強集束加速器(FFA)[1]は大強度二次粒子ビームの高効率生成に適した高エネルギー大強度ハドロンビーム加速器として注目されている。現在、我々は将来の大強度高エネルギー加速器の候補としてスキュー磁場成分を有する集束系からなる FFA [2]の基礎研究を行っている。FFA の初期設計の一つに電磁石配置や磁場勾配などを決定する光学設計がある。FFA は非線形の磁場も含んだ加速器であるが、磁場を線形に近似することでシンクロトロンと同様な集束系に近似できる。そのため、ノーマル磁場成分のみを用いた集束系からなる FFA の光学設計では転送行列を用いた軌道解析法が用いられてきた[3]。しかし、ねじれ磁場であるスキュー磁場成分を用いた集束系に対する軌道解析法の研究は広く行われていなかった。

2. 研究内容

一般に転送行列は磁場中の粒子の運動方程式より求められるが、スキュー磁場成分を含む磁場中においては水平・垂直方向の粒子の運動は独立にならないため、転送行列を通常の方法で求めることはできない。そこで本研究では、スキュー四極磁場成分を含む電磁石を偏向電磁石と薄レンズ近似を行ったスキュー四極電磁石を組み合わせた電磁石に近似できると仮定し、転送行列を求めた。そして、スキュー磁場成分を含む磁場中の粒子の運動方程式を数値解析的に解いた軌道解析結果と比較することで仮定の妥当性を評価した。

3. 結論

本研究で提案したスキュー四極磁場成分を含む電磁石系の転送行列を用いることにより、従来同様、初期光学設計に対して転送行列を用いた軌道解析法の適応が可能であることが分かった。その結果、スキュー磁場成分を含む FFA の光学設計において、電磁石配置や磁場勾配などを決定する設計指針を定めることができた。

参考文献

[1] K.R. Symon, *et al.* : "Fixed-Field Alternating-Gradient Particle Accelerators", Phys. Rev., Vol. 103, No. 6, pp. 1837-1859 (1956).

[2] Y. Mori, *et al.* : "Harmonictron", Proceedings of IPAC 2018, pp.1063-1065 (2018).

[3] 横井武一郎 : “FFAG 加速器” OHO’03 高エネルギー加速器セミナー (2003).

---

*Kyosuke Adachi[1],Nobuo Ikeda[1],Hidehiko Arima[1],Yujiro Yonemura[1],Yuhi Waga[1] and Yoshiharu Mori[2]

[1]Kyushu Univ. [2]Kyoto Univ.

大強度重イオンビーム加速のための 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の開発

Development of a four-beam IH-RFQ linear accelerator for high-intensity heavy ion beam acceleration

*池田 翔太[1]，林崎 規託[2]

[1]理研，[2]東工大研究院

重イオンビーム加速の大強度化に向けて、未だ実現されたことのない 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機を新しく開発した。更に、専用のイオン源と高周波電源を組み合わせて、ビーム加速試験をおこなった結果、炭素イオンビームを加速することに成功し、4 ビーム同時加速を世界で初めて実証した。

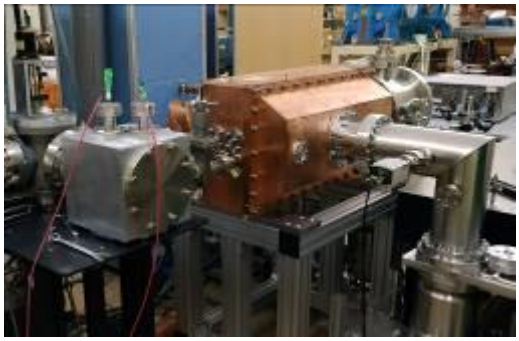
キーワード：IH-RFQ 線形加速器、マルチビーム加速、イオンビーム加速技術

1. 緒言

RFQ 線形加速器はイオンビームの空間電荷効果によるビーム発散や、高周波電場の放電限界（Kilpatrick 放電限界）による四重極電場強度の上限があることから、100 mA 級の重イオンビーム加速は従来の RFQ 線形加速器では困難である。その解決策として，大強度のビームを複数のビームに分割することで空間電荷効果の影響を緩和させ，1 台の加速器で同時加速した後に分割ビームを再び統合する，マルチビーム型 RFQ 線形加速器が考案されており、東工大で 2 ビーム IH-RFQ 線形加速器が開発され、108 mA（54 mA/channel）の炭素イオンの加速に成功し、その有効性が証明された[1]。一方で、マルチビーム型 RFQ 線形加速器の概念設計として、過去に 4 ビーム加速や 9 ビーム加速も取り上げられているが、前述のように実証されたマルチビーム型 RFQ 線形加速器は 2 ビーム加速までであり、加速ビームを 2 ビームより多チャンネル化した場合における加速器特性は明らかになっていないのが現状である。そこで本研究は、4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の開発と原理実証を通じて、それらの特性を明らかにすることを目的とする。

2. 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機の開発

3 次元電磁場シミュレーションソフトウェア CST MWS と 3 次元粒子軌道シミュレーションソフトウェア GPT を組み合わせて、ビームチャンネル毎の RFQ 電場分布のばらつきを最小に抑えられる電極レイアウトを考案し、共振周波数 47.8 MHz、消費電力 100 kW 以内で 4 ビームあわせて 159.2 mA の C^{2+}ビームを 3.6 keV/u から 41.6 keV/u まで加速可能な原理実証機を設計した。そして実際に原理実証機を製作し、ネットワークアナライザーを用いた低電力試験をおこない、必要に応じて調整作業をすることで、4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機を開発した。



4 ビーム IH-RFQ 線形加速器

3. 4 ビーム加速実証試験

開発した 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機と専用のイオン源に、高周波源、真空系、ビーム測定系を組み合わせてビーム加速試験システムを構築し、加速試験をおこなった結果、炭素イオンビームをデザイン値のビームエネルギー41.6 keV/u まで加速することに成功し、4 ビーム同時加速を実証した。

参考文献

[1] T. Ishibashi, N. Hayashizaki, and T. Hattori Phys. Rev. ST Accel. Beams 14, 060101 (2011)

*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2]

[1]RIKEN, [2]Tokyo Tech

フェムト秒時間分解電子顕微鏡開発の現状

Status of femtosecond time-resolved electron microscopy

*楊 金峰[1]，玄 一貴[1]，菅 晃一[1]，吉田 陽一[1]，保田 英洋[2]
[1]阪大産研，[2]阪大工

本研究では、大阪大学超高圧電子顕微鏡センターに設置された超高圧電子顕微鏡用のレンズを活用し、新たなフェムト秒時間分解電子顕微鏡レンズ系を完成した。これを通して、RF 電子銃から発生したエネルギーが 2MeV、パルス幅が 100fs の電子線パルスを用いた金ナノ粒子の TEM 像の観察に成功した。

キーワード：電子顕微鏡，フォトカソード RF 電子銃，フェムト秒電子線パルス

1. 緒言

フェムト秒時間領域での原子や分子レベルの超高速構造ダイナミクスの観察は、物質科学研究者の長年の夢であり、新しい物質の創製・機能の発見に重要な役割を果たす。我々は、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いたフェムト秒時間分解電子顕微鏡実証機を世界に先駆けて製作し、相対論的フェムト秒電子線パルスを用いた超高速電子顕微鏡測定の原理実証を行った[1]。実証実験では、エミッタンスの低減やビーム輝度の向上により RF 電子銃を用いた超高速電子顕微鏡実現の可能性が示された。そこで、本研究では、大阪大学超高圧電子顕微鏡センターに設置された超高圧電子顕微鏡用のレンズを活用し、フェムト秒時間分解電子顕微鏡の開発をスタートした。

2. RF 電子銃を用いた超高速電子顕微鏡

図に、大阪大学超高圧電子顕微鏡センターに設置された超高圧電子顕微鏡用のレンズを用いて新たに製作した超高速電子顕微鏡の写真を示す。この電子顕微鏡は、RF 電子銃のほかに、エネルギーが 2MeV の電子ビームを利用可能なコンデンサーレンズ 2 台、対物レンズ、中間レンズ 2 台と投影レンズから構成された。また、コンデンサーレンズと対物レンズに非点収差補正用 Stigmator コイルを実装し、絞りや試料挿入機構の改良、新しい真空排気システムの設計・製作を行い、新たなフェムト秒時間分解電子顕微鏡レンズ系を完成した。これを用いて、RF 電子銃から発生したエネルギーが 2MeV、パルス幅が 100fs の電子線パルスを絞りによるコリメーションし、これにより低エミッタンス化及びビーム輝度の向上に成功した。この低エミッタンス電子線パルスを用いて金ナノ粒子の TEM 像の観察に成功した。

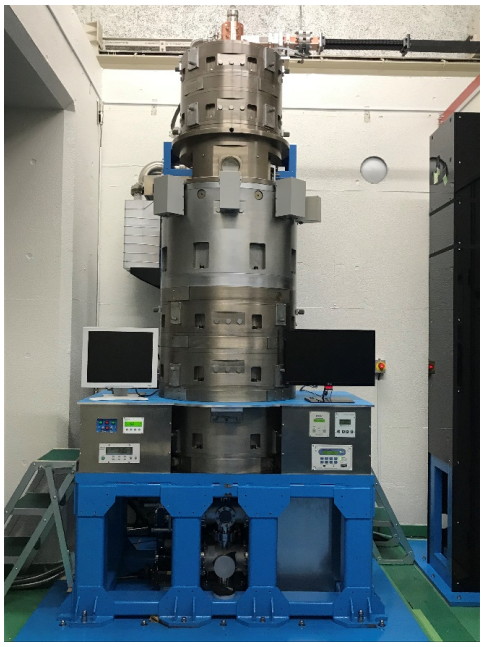


図: 新たに開発したフォトカソード RF 電子銃を用いたフェムト秒時間分解電子顕微鏡

[1] J. Yang et al., Microscopy **67**, 291-295 (2018).

*Jinfeng Yang[1], Kazuki Gen[1], Koichi Kan[1], Yoichi Yoshida[1], Hidehiro Yasuda[2]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]UHVEM, Osaka Univ.

低エミッタンスのフェムト秒電子線パルスを用いた超高速電子回折の研究

Ultrafast electron diffraction using low-emittance femtosecond electron pulses

*玄　一貴, 楊　金峰, 菅　晃一, 吉田　陽一
阪大産研

フォトカソード RF 電子銃を用いて、カソードでのレーザー集光や電子ビームのコリメーションによる低エミッタンスフェムト秒電子線パルスを発生し、フェムト秒時間分解電子線回折測定を通して Al、Ge と TlCl の結晶構造解析を行った。また、電子回折パターンとエミッタンスとの依存性についても検討を行った。

キーワード：フェムト秒電子線パルス, RF 電子銃, 電子線回折, 構造解析

1. はじめに

構造変化を伴う物理化学反応現象は、フェムト秒の時間とナノメートルの空間スケールで進行することが知られている。これらの現象を測定するために、我々の研究室では、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いて、フェムト秒時間電子線パルスによる超高速電子線回折装置の開発を行っている。今まで、金、シリコン単結晶材料における光誘起相転移ダイナミクスの研究が行われたが、利用拡大を目指して、本研究ではビームエミッタンスの低減、輝度の向上を行い、単結晶と多結晶の金属、半導体、ケミカル化合物など幅広い物質材料の構造解析を行った。

2. 実験結果

我々が開発した時間分解電子線回折装置はフォトカソード RF 電子銃、電子レンズ系、電子回折図形の結像部と検出部で構成される。本研究では、低エミッタンスの電子ビームを得るために、まず、カソード(無酸素銅)に照射するレーザーを集光させ初期エミッタンスの低減を行った。次にコンデンサ絞りの直径を 2mm から 0.3mm まで縮小し、更なるエミッタンスの低減を試みた。図 1 に 2.5MeV のフェムト秒電子線パルスを用いて観測した多結晶 Al の電子回折図形と(220)の回折リングの幅を示す。結果として、0.3mm の小さいコンデンサ絞りを使用しても、高次の回折リングを明確に観測可能であることを示す。また、小さい絞りを使用するにつれて、回折リングの幅が狭くなることが分かった。これはビームの低エミッタンス化によってコントラストが向上した証拠である。更に、本実験では、多結晶 Al のみならず、単結晶の Au や Si、多結晶の Ge と TlCl において、構造解析可能な電子回折図形を観測することができた。

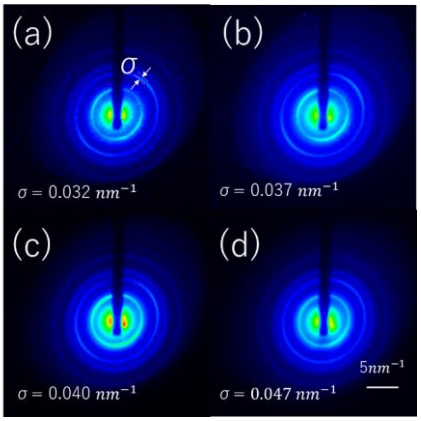


図 1　直径が(a)0.3, (b)0.5, (c)1, (d)2 mm のコンデンサ絞りを用いた多結晶 Al の電子回折図形と(220)の回折リングの幅

3. 結論

カソードに照射するレーザーの集光およびコンデンサ絞りによるエミッタンスの低減を行い、多結晶の物質においても明瞭な電子回折図形を得ることができた。これにより、金属、半導体、ケミカル化合物などの幅広い物質材料の構造解析を可能にした。

---

* Kazuki Gen, Koichi Kan, Jinfeng Yang, Yoichi Yoshida
ISIR

光伝導アンテナにより測定したテラヘルツ電場分布の解析

Analysis of terahertz electric field profile measured using photoconductive antenna

*菅 晃一，楊 金峰，神戸 正雄，吉田 陽一

[1]阪大産研，[2]阪市大院工

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には超短パルス電子ビームの発生・計測が不可欠であり、これまでに干渉計を用いて電子ビームのパルス幅診断を行ってきた。本発表では、光伝導アンテナを用いてコヒーレント遷移放射によるテラヘルツ電場分布を測定・解析した結果について報告する。

キーワード：電子ビーム，テラヘルツ波

フェムト秒・ピコ秒領域のパルス幅を有する電子ビーム[1]は、加速器物理、物理化学の研究に応用されている。同時に、そのような超短パルス電子ビームは、1 ps の逆数が 1 THz に相当するため、テラヘルツ領域（波長~300 μm）の電磁波研究[2,3]にも利用されている。これまでに、フェムト秒電子ビームにより発生させたコヒーレント遷移放射（CTR, coherent transition radiation）のテラヘルツ波をマイケルソン干渉計により測定してきた[4]。しかし、マイケルソン干渉計により得られるテラヘルツ波（電子ビーム）の情報は周波数領域の情報に基づいている。一方、時間領域の測定手法として、電気光学サンプリング[1]や光電導アンテナ（PCA, photoconductive antenna）[4]が挙げられる。

そこで、本研究では、パルス電子ビーム（35 MeV、<1 nC）の CTR について、PCA（直径 9 mm）を移動させることにより空間分解し、駆動レーザーを時間遅延することにより時間分解し、テラヘルツ電場分布の計測を行った。さらに、電場分布と波形についての解析を行った。

図 1 に本研究の測定光学系を示す。まず、電子ビームとアルミ平面鏡 M を用いて CTR のテラヘルツ波を発生した。非軸放物面鏡 OAP （実効焦点距離、f 76 mm）により PCA へテラヘルツ波を導いた。x 軸方向に PCA を移動させ、空間分解を行った。同時に、PCA のテラヘルツ波入射の反対の電極側に、適宜時間遅延したフェムト秒レーザーを入射し、時間分解計測が可能となった。PCA[4]はラジアル偏光特性を有し、M～OAP 間および OAP ～PCA 間を $2f$ となるように結像光学系とした。得られるデータは CTR のテラヘルツ電場波形である。ラジアル偏光特性[3]もしくは直線偏光特性を有する PCA を用いて測定した結果について、比較を行った。解析では CTR の電場の向きや PCA の検出範囲等を考慮した結果について報告する。

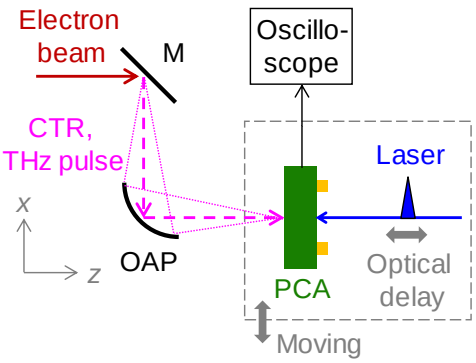


図 1. 測定光学系

参考文献

[1] G. Berden et al., Phys. Rev. Lett. 99, 164801 (2007). [2] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 99, 231503 (2011). [3] I. Nozawa et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 17, 072803 (2014). [4] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 102, 221118 (2013).

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Masao Gohdo[1,2], Yoichi Yoshida[1]

[1]ISIR, Osaka University, [2]Graduate School of Engineering, Osaka City University

Dependence of W-derived photons and MoO_3-derived photons on W thickness

*Jaewoong Jang and Mitsuru Uesaka
Univ. of Tokyo

Abstract

In order to improve the ^{99}Mo production yield of a W-MoO_3 target system, photon generation at a W converter and photon generation at a MoO_3 target were investigated as functions of the W thickness. The two separate sets of results were then analyzed to find the W thicknesses that lead to improved ^{99}Mo yields.

Keywords: ^{99}Mo/^{99m}Tc, bremsstrahlung, electron linear accelerator, PHITS, `phitar`

1. Introduction

Production of ^{99}Mo using an electron linear accelerator and the ^{100}Mo(γ,n)^{99}Mo reaction is a promising alternative to the fission production of ^{99}Mo. In a target system where a separate converter material is used, the photon fluence measured at a Mo target results from (i) photons generated at the converter by incident electrons, and also from (ii) photons generated at the Mo target by converter-penetrated electrons. In order to increase the sum of (i) and (ii) and thereby the ^{99}Mo yield, we investigated the dependence of (i) and (ii) on the converter thickness using Monte Carlo (MC) simulations.

2. Monte Carlo simulations

MC simulations were performed on a W-MoO_3 target system using PHITS [1] with our program `phitar` [2] used as the frontend. Electron beam energies of $E_{e-} = 20$–50 MeV, and W thicknesses of 1.0–7.0 mm were simulated.

First, photon fluences were measured in the region of a MoO_3 target, with the MoO_3 target set to be void. These fluences represent W-derived photons. Next, dummy electron sources entering a nonvoid MoO_3 target were obtained, which were then simulated on a new nonvoid MoO_3 target. This resulted in MoO_3-derived photons. Finally, the W thickness at which the largest sum of the two photon fluences were calculated. Results for $E_{e-} = 35$ MeV are presented in Table 1.

Table 1. Photon fluences measured at MoO_3 targets and integrated over $E_\gamma > 8$ MeV. The electron beam energies were all $E_{e-} = 35$ MeV. t_W denotes the W thickness.

t_W (mm)	Photon fluence (cm^{-2} electron^{-1})		
	W-derived	MoO_3-derived	Total
1.0	0.2474	0.0397	0.2871
1.5	0.2866	0.0222	0.3088
2.0	0.2989	0.0124	0.3113
2.5	0.2962	0.0070	0.3032
3.0	0.2852	0.0038	0.2890

3. Summary

The relative contributions of W-derived and MoO_3-derived photons to the total photon fluence were investigated as functions of the W thickness. The W thicknesses that can increase the ^{99}Mo yields were then calculated. The detailed calculation methods and results will be presented in the talk.

References

[1] T. Sato et al. Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02. *Journal of Nuclear Science and Technology* 55 (2018), 684–690. DOI: 10.1080/00223131.2017.1419890.

[2] J. Jang. ***phitar*** *- A* PHITS *wrapper for targetry design (v1.02)*. Zenodo. 2019. DOI: 10.5281/zenodo.3235364.

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

[1M07-12] Quantum Beam Application

Chair:Koichi Kan(Osaka Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:20 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M07] Elemental analysis of nuclear reactor structural materials using ion beam

*Koki Sakamoto[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] (1. Tokyo City Univ)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M08] Low-Dose XRF Excited by Proton-Induced Monochromatic X-Rays for Cultural Heritage Analysis

*Yoshiyuki Oguri[1], Taichi Kobayashi[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1], Naoto Hagura[2] (1. Tokyo Tech, 2. Tokyo City Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M09] Examination of grafting rate evaluation method for elucidation of reaction dynamics in ion beam graft polymerization method

*shinya nakajima[1], Ryoichi Inoue[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M10] Temperature Effects on Chemically Amplified Resists Film Irradiated by Electron Beam

*Yuta Ikari[1], Kazumasa Okamoto[1], Naoki Maeda[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Takao Tamura[2] (1. Osaka Univ., 2. NuFlare Technology, Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1M11] Study on irradiation of resist materials by soft x-ray free-electron laser

*Kazumasa Okamoto[1], Syunpei Kawai[2], Shigeo Hori[2], Yuta Ikari[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Masaharu Nishikino[3], Masahiko Ishino[3], Thanh-Hung Dinh[3], Hiroo Kinoshita[4] (1. Osaka Univ., 2. Hokkaido Univ., 3. QST, 4. Univ. of Hyogo)

3:45 PM - 4:00 PM

[1M12] Demonstration of Isotope CT Using NRF Absorption Method in UVSOR-BL1U

*Khaled Ali[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki SHIZUMA[2], Hiroyuki Toyokawa[3], Yoshitaka Taira[3], Calin Alexandru Ur[4], Violeta Iancu[4] (1. Kyoto Univ., 2. QST, 3. AIST, 4. ELI-NP)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

イオンビームを用いた原子炉構造材料の元素分析

Elemental analysis of nuclear reactor structural materials using ion beam

*坂本 宏基[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]， 持木 幸一[1]

[1]東京都市大学

PIXE 分析法により、コンクリート中の元素組成の存在比を明らかにすることで放射化物量評価に活かすことを目的として廃止措置におけるイオンビームを用いた元素分析手法の有効性や課題を検討した。

キーワード：PIXE 分析法、コンクリート、元素分析、放射化物量評価

1. 緒言　本学原子力研究所では、研究用原子炉を廃止措置中である。廃止措置においては、それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理・処分する必要がある。放射化物量評価として PHITS・DCHAIN-SP 計算コードを用い、コンクリート構造材料への中性子束分布と残存放射能量を求めるため、本学原子炉を模擬した計算モデルが作成された[1]。放射化物量評価において構造材組成は重要なパラメータである。新型転換炉ふげんでは原子炉構造材の組成の評価を行っている[2]。特にコンクリートは物量が多く、ばらつきが大きいのでサイトごとに分析・評価することが重要であると示唆している。表 1 にコンクリートの元素組成の NUREG 値ととある研究炉の例を示す。コンクリートには多種の元素が含まれており、原料の違いにより含まれる元素組成が異なることが知られている。ごく微量の元素の存在を明らかにするために、イオンビームを用いた元素分析手法が有効であると考え、廃止措置における元素分析手法としての有効性や課題を検討する。

2. 実験体系　本学 1.7MV ペレトロン・タンデム加速器を用いて、岩石標準試料 JLk-1 の PIXE 分析を行った。測定条件は、入射粒子：プロトン、入射粒子エネルギー:2 MeV、測定時間:3,600 秒とした。PIXE 分析の定量評価として、元素濃度の評価においては以下の式を用いた[3]。

$$\text{カウント} C = \left(\frac{I_b}{e}\right)\sigma_I \omega N d \left(\frac{S}{4\pi D^2}\right)\varepsilon t \times e^{-\mu x}$$

ここで、I_b：ビーム電流、σ_I：内殻電離断面積、ω：蛍光収率、N：原子密度、d：試料厚さ、S：検出器有効断面積、D：試料と検出器の距離、ε：検出効率、t：測定時間、μ：フィルタ材の吸収係数、x：フィルタ材の厚さを示す。低エネルギーX 線は減衰による誤差が大きいため、認証値と誤差 15%以内の精度に定量[4]できることを目標とし評価を行った。

表 1　コンクリートの元素組成の差異(wt%)[1,2]

元素	NUREG値	研究炉A	±比(%)
Na	1.73	1.55	10.6
Mg	0.79	1.36	72.1
Al	6.06	5.76	5.0
Si	28.38	20.40	28.1
S	0.14	0.13	8.5
K	1.93	31.15	1514.8
Ca	6.03	8.10	34.3
Fe	2.28	16.50	623.0

3. 結果・考察　図 1 に岩石標準試料 JLk-1 の定量評価を示す。Si、Mg、Na、Ti については誤差 15%以内での一致を確認した。一方で、KX 線エネルギーが重なってしまう元素では、目標精度より大きな差異を生じた。イオンビームを用いることでルーチン的な分析が容易な点を利用し、各施設により含まれる元素組成が異なる原子炉構造材料の組成評価へ利用することは有効な手段であると考えられる。

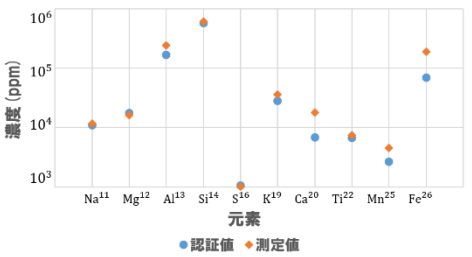


図 1　岩石標準試料(JLk-1)の定量評価

参考文献　1 樫又恒一ほか:PHITS・DCHAIN 計算コードを用いた武蔵工大炉の放射化物量計算、2018 年春原子力学会

2 川太徳夫ほか:日本原子力学会和文論文誌 Vol.9,No.4,P405-418 (2010)

3 羽倉尚人ほか：廃止措置段階にある研究炉施設のコンクリート組成の PIXE 分析、第 34 回 PIXE シンポジウム(2018)

4 千葉廉ほか:日本原子力学会誌 Vol,26,No.10(1984)

*Koki Sakamoto[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1] and Koh-ichi Mochiki[1]

[1]Tokyo City Univ.

陽子線励起単色 X 線を励起源とした文化財分析用低線量 XRF

Low-Dose XRF Excited by Proton-Induced Monochromatic X-Rays for Cultural Heritage Analysis

*小栗 慶之[1]，小林 泰智[1]，長谷川 純[1]，福田 一志[1]，羽倉 尚人[2]
[1]東工大，[2]東京都市大

金属標的への MeV 陽子線照射により発生した単色 X 線を励起源として模擬文化財試料中のコバルト（Co）の XRF 分析実験を行い，PIXE 法に比べて大幅に低い線量で同程度の検出下限が得られる見通しを得た．

キーワード：文化財分析，微量元素，検出下限，XRF，PIXE，放射線損傷，吸収線量，陽子線励起単色 X 線

1. 緒言

PIXE による文化財の分析は，陽子線照射に伴い貴重な試料を損傷するリスクを伴う[1]．そこで，金属標的に陽子線を照射して発生した準単色 X 線を励起源とする低線量 XRF（Proton-Induced XRF；PIXRF）系を試作し，基本的性能を調べた．

2. 実験方法

絵画の分析を想定し，鉱物系青色顔料を $CoCl_2$，定着材（膠）をゼラチンで模擬し，Co を 3.6%含む厚いゼラチン試料を作製した．東工大先導研に設置した PIXRF 系を図 1 に示す．Co の K 吸収端（7.7 keV）より僅かにエネルギーの高い K_αX 線（8.0 keV）を発生する銅（Cu）を励起用 X 線源とした．比較のため 2.5 MeV 陽子による同じ試料の PIXE 分析も行った．吸収線量は試料に入射する X 線，陽子のフルエンスから求めた．

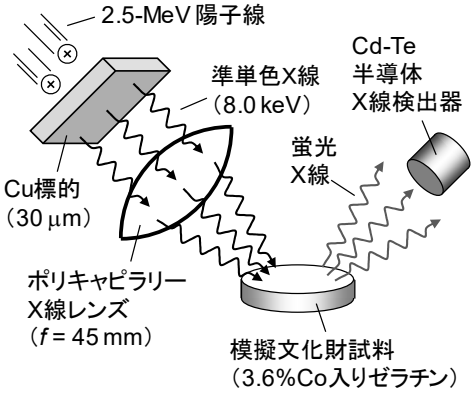


図 1：東工大先導研の PIXRF のセットアップ

3. 実験結果

図 2 に(a)PIXRF と(b)PIXE による X 線スペクトルの測定結果を示す．Co の検出下限 LOD_{Co} と試料の吸収線量 D も図中に示す．PIXRF による検出下限が PIXE と同じ 100 ppm になる場合の線量を見積ったところ約 30 Gy となり，PIXE に比べ 10^{-4} 程度の低線量となることが分かった．

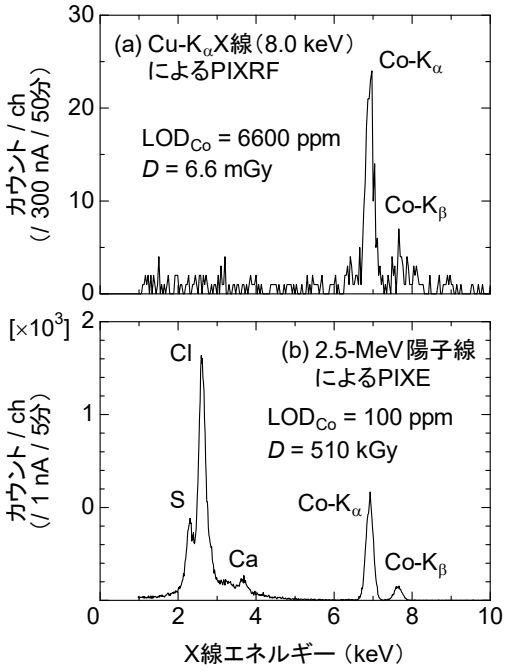


図 2：X 線エネルギースペクトルの測定結果

4. 結言

多元素同時分析とは両立し難いが，貴重な文化財を低線量で分析できる見通しが得られた．今後は通常の XRF 分析との性能の違いや共存する他の元素の影響等を調べる予定である．

本研究は科研費（18H00753）の助成を受けたものである．

参考文献

[1] T. Calligaro, V. Gonzalez and L. Pichon, *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B* **363** (2015) 135.

*Yoshiyuki Oguri[1], Taichi Kobayashi[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1] and Naoto Hagura[2]
[1]Tokyo Tech, [2]Tokyo City University

イオンビームグラフト重合法における反応ダイナミクス解明のためのグラフト率評価方法の検討

Examination of grafting rate evaluation method for elucidation of reaction dynamics in ion beam graft polymerization method

*中島　慎弥[1]，井上　凌一[1]，谷池　晃[1]，古山　雄一[1]

[1]神戸大学,

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すると同時にモノマーを導入し、グラフト重合を行った。試料内部で起こるグラフト重合反応のダイナミクスを解明するために、重量測定法とは異なる評価方法を検討した。

キーワード：グラフト重合，イオンビーム，　タンデム加速器，　モノマー

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法がある。我々は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。高分子試料をイオンビームで照射しながらグラフト重合を行う「その場イオンビームグラフト重合法」では、照射とグラフト重合の過程を同時に行うため、真空から取り出すことなくグラフト重合を行うことが可能であり、反応速度の向上が期待できる。本実験ではグラフト率の向上を目指し、重合反応のダイナミクス解明のための基礎実験を行った。

2. 研究目的

これまでの研究によりグラフト率はモノマー圧力や重合時間、入射イオンのフルエンスによる依存性があることが分かった。モノマー圧力が 700 Pa 程度までなるようにチェンバ内に充満させ、その状態で 7200s 重合反応させることによってグラフト率 100 %を上回る試料を得ることができた。グラフト率は照射部分の重量変化によって評価する重量測定法により算出した。しかし重量測定法は誤差が大きいのでグラフト鎖導入量が小さい場合の指標としては不適切である。このためグラフト率を別の評価方法で表すことを検討した。表面観察や内部の元素分析を利用すると微小のグラフト率を算出することができると考えられる。アクリル酸を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ので、その時間変化は重合反応のダイナミクスを解明することに用いることができる。

3. その場イオンビームグラフト重合実験

本実験ではターゲットホルダーの前に銅メッシュを設置し、ターゲットホルダーと銅メッシュの間に電圧をかけることで、イオン化したモノマーが試料表面に引き寄せられるような実験体系を構築し、グラフト率の向上を目指した。概形図を Fig.1 に示す。試料は厚さ 30 μm の低密度ポリエチレン(LDPE)、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 LDPE に照射すると同時に真空チェンバ内に AA モノマーを導入し、その場同時イオンビームグラフト重合実験を行った。

②重合した試料を 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法によってグラフト重合率を算出した。

③SEM を用いて作製した試料の表面観察を行った。

④EDS を用いた元素分析から酸素量を測定し、グラフト率との関係を調べた。

実験結果に関しては講演で述べる。

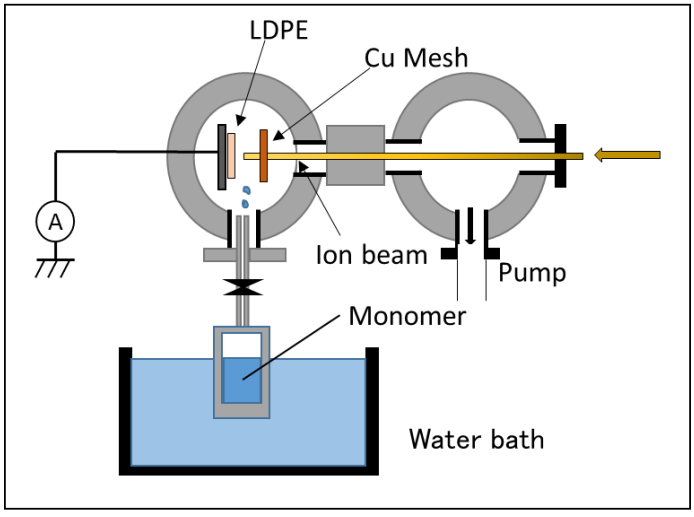


Fig.1. Experimental setup

参考文献

[1] 谷池、井上、中島、古山　日本原子力学会 2019 年春の年会、1G01

*Shinya Nakajima[1], Ryoichi Inoue[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1]

[1]Kobe Univ.,

化学増幅レジスト薄膜における電子線照射による熱影響

Thermal Effect in Chemically Amplified Resist Film Exposed to Electron Beam

*井狩 優太[1]，岡本 一将[1]，前田 尚輝[1]，誉田 明宏[1]，古澤 孝弘[1]，田村 貴央[2]
[1]阪大，[2]株式会社ニューフレアテクノロジー

電子線照射により発生する温度上昇が化学増幅レジスト中での放射線化学反応初期過程に与える影響を調べた。レジスト中の酸収量測定、モデル溶液のパルスラジオリシス測定を行うことで、温度上昇がレジストベースポリマー中で誘起される反応の反応速度・反応過程に対して与える影響を明らかにした。

キーワード：化学増幅レジスト，パルスラジオリシス，電子線

1. 緒言

半導体原板（マスク）の製造工程では電子線描画により基板上で発生する温度上昇が感光剤レジストの感度を変化させる効果が知られており[1]、このことはリソグラフィー工程においてナノサイズの微細なパターン制御を困難にする要因となる。そこで、本研究では、温度上昇によるレジスト感度向上の機構解明を目的として、化学増幅レジストの電子線照射後の酸発生過程に着目した。Poly(4-hydroxystyrene)（PHS）と酸により脱離する置換基（保護基）が部分的に導入された PHS（*t*-BOC-PHS）（**図 1**）を用いて、温度条件を変え、フィルム中の酸収量測定、モデル溶液のパルスラジオリシス測定を行うことで、反応生成物や放射線中間生成物収量を調べた。

2. 実験

試料にはマトリックスとして PHS または *t*-BOC-PHS（PHS の 30%が *t*-BOC 保護された PHS）、感光性の酸発生剤として triphenylsulfonium nonaflate (TPS-nf)、酸の指示薬として Coumarine-6 を用いて[2]、石英基板上に薄膜を形成した。形成した薄膜に対して 75 keV の電子線を線量、基板温度を変えながら、20 – 50 μC/cm^2、25 –180 ˚C の範囲でそれぞれ照射した。その後、クマリン 6 の吸光度を測定することで、酸の発生量を測定した。

パルスラジオリシスは大阪大学産業科学研究所 L バンドライナックからの電子線（28 MeV、8 ns pulse width）を用いて測定波長、溶液温度を変えながら 400 – 1300 nm の波長域、25 – 70 ˚C の温度範囲で過渡吸収分光測定を行い、放射線中間生成物の時間挙動を調べた。試料には *t*-BOC-PHS の PGMEA（propylene glycol methyl ether acetate）溶液（10.23wt%）をシクロヘキサノンで希釈（200 mM/unit）した溶液を用いた。

3. 結果・考察

酸の生成量測定から、酸収量が温度上昇に依存して PHS では 0.047 %/K、t-BOC-PHS では 0.37 %/K 向上することがわかった。温度上昇による酸収量の増加は *t*-BOC-PHS においてより顕著に現れた。また、*t*-BOC-PHS を用いたパルスラジオリシス測定から、サンプル溶液の温度上昇に依存して保護基ユニットのラジカルカチオンの初期収量および減衰速度が向上することがわかった（**図 1(b)**）。以上の結果から、保護基ユニットへのホール移動反応と保護ユニットからの脱プロトン反応が温度上昇により促進されたことが、*t*-BOC-PHS を用いた際の酸収量の大きな温度依存性に寄与することが示唆された。

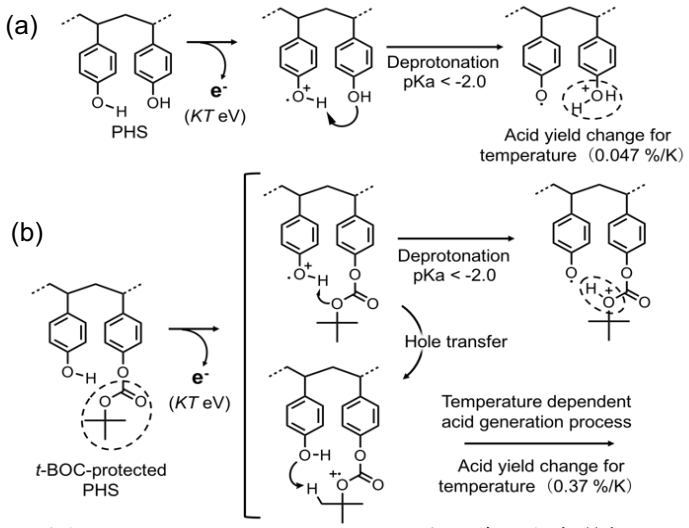


図 1 (a) PHS (b) t-BOC-PHS における酸の発生過程

参考文献

[1] E. de Chambost, B. Allanos, A. Frichet and J. Perrocheau, *J. Vac. Sci. Technol.*, **B4(1)**, 73–77(1986).
[2] T. Shigaki, K. Okamoto, T, Kozawa, H, Yamamoto and S, Tagawa, *Jpn. J. Appl. Phys.*, **45(6B)**, 5445(2006).

*Yuta Ikari[1], Kazumasa Okamoto[1], Naoki Maeda[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1] and Takao Tamura[2]
[1]Osaka Univ., [2]NuFlare Technology, Inc.

軟 X 線自由電子レーザーによるレジスト材料照射に関する研究

Study on Irradiation of Resist Materials by Soft X-ray Free-Electron Lase

*岡本 一将[1], 河合 俊平[2], 堀 成生[2], 井狩 優太[1], 前田 尚輝[1], 誉田 明宏[1], 古澤 孝弘[1],
錦野 将元[3], 石野 雅彦[3], ヂン タンフン[3], 木下 博雄[4]
[1]大阪大学, [2]北海道大学, [3]量研, [4]兵庫県立大学

最新の半導体量産用リソグラフィ光源である極端紫外線(EUV)の高出力化のため、加速器ベースの自由電子レーザー（FEL）の開発が検討されている。期待される高フラックス光源の照射がレジスト材料の感度や耐性に与える影響を明らかにするため、理研 SACLA の軟X線 FEL を用いてレジスト材料の感度と耐性について調べた。

キーワード：EUV 自由電子レーザー（EUVFEL），レジスト材料, EUV リソグラフィ

1. 緒言

半導体量産用の製造技術の主要な 1 つであるリソグラフィは、長年にわたり半導体の集積化に向けて発展を遂げてきた。最新のリソグラフィ用露光装置として波長 13.5 nm の極端紫外線(EUV)技術の導入が開始され、今後もその発展が期待されている。スループットや解像性能向上のために、今後キロワット(kW)レベルの EUV 光源が必要となると予測され、X 線自由電子レーザー（XFEL）を現在のプラズマ光源に代わるものとしての検討も行われている。しかしながら波長 13.5 nm の EUVFEL を高フラックス, コヒーレンス光源をレジスト材料に露光した際への感度やアブレーションに対する影響は殆ど明らかにされていない。そこで、種々のレジストフィルムに対して EUVFEL 照射を行い、感度またはアブレーションに対する評価を行った。

2. 実験

SACLA（BL1）からの波長 13.5 nm の EUVFEL 光をシリコンウエハ上に成膜したレジストフィルム(化学増幅型(ポジ型)および非化学増幅型(ポジ型・ネガ型))に照射し、照射後あるいは現像後のパターン形状を測定した。現像前の初期レジスト膜厚は 100 nm ≧である。EUVFEL 光のエネルギーは 1 パルス当たり 10~40 μJ で、ϕ = 150 μm 程度まで拡大し、強度は金属薄膜フィルター (Zr, Si) により調整した。

3. 結論

金属薄膜フィルターが無い場合には、レジストフィルムのアブレーションが起こるため、1%以下の強度まで減衰させて、感度評価を行った。PMMA や ZEP520A などのポジ型非化学増幅型レジストの場合には、EUVFEL 照射により高分子主鎖が分解して低分子量化し現像液に可溶となるが、EUVFEL 強度が高い方がトータルの照射量に対して現像パターン形状が小さくなる傾向が得られた。以前の XFEL 試験加速器の波長 61 nm の照射実験の結果を考慮すると[1]、高密度イオン化が誘起されるほど、高分子の架橋収量が増加し低分子化反応を阻害することが考えられる。一方ネガ型非化学増幅型レジストでは、EUVFEL 強度が強いほど現状パターン形状が大きくなり、矛盾しない結果であった。すなわち、ビームエネルギー密度変化によるレジスト高分子の架橋反応の効率の変化がレジスト感度に影響することが明らかとなった。

参考文献

[1] K. Okamoto et al, Appl. Phys. Express, 5 (2012) 096701.

---

*Kazumasa Okamoto[1], Shunpei Kawai[2], Shigeo Hori[2], Yuta Ikari[1], Naoki Maeda[1], Akihiro Maeda[1], Takahiro Kozawa[1], Masaharu Nishikino[3], Masahiko Ishino[3], Thanh-Hung Dinh[3], Hiroo Kinoshita[4]
[1]Osaka Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]QST, [4]Hyogo Pref. Univ.

Demonstration of Isotope CT Using NRF Absorption Method in UVSOR-BL1U

*K. Ali[1], H. Ohgaki[1], H. Zen[1], T. Kii[1], T. Hayakawa[2], T. Shizuma[2], H. Toyokawa[3], Y. Taira[3], Calin. A. Ur. [4]. V. Iancu[4], G. Turturica[4], M. Fujimoto[5], and M. Katoh[5]

[1]Kyoto Univ., [2] QST, [3]AIST, [4]ELI-NP, [5]UVSOR

Abstract:

By combining the Computed Tomography (CT) technique and Nuclear Resonance Fluorescence (NRF) absorption method (NRF-CT), an isotope specific CT image could be obtained. We have already obtained an isotope-specific CT image of ^{208}Pb in the CT target consisted of a natural lead rod, an iron rod, and vacancy in an aluminum cylinder shielded by an iron cylinder in the BL1U of UVSOR facility. To obtain a higher resolution image and to examine the capability of isotope identification, the CT target was changed to three lead rods with a natural lead, an enriched ^{208}Pb, and an enriched ^{206}Pb put into a bismuth cylinder. The NRF-CT image of ^{208}Pb obtained by the experiment will be discussed.

Keywords:

Nuclear resonance fluorescence (NRF), Computed Tomography (CT), Laser Compton Gamma-ray Beam, Isotope Distribution.

Summary:

By using NRF we can evaluate the quantity of the specific nuclide by measuring the scattered gamma-ray which has the excitation energy of the nuclide or the absorption of the incident gamma-ray. NRF has been studied for non-destructive diagnostics in industrial application, and the isotope imaging inside the spent nuclear fuel canisters and nuclear wastes [1]. Our previous study which carried out at the UVSOR-III electron storage ring has proposed a method to perform tomographic imaging of isotope ^{208}Pb distribution by NRF using LCS gamma-rays [2]. We measured a two-dimensional CT image of a lead isotope, ^{208}Pb, inside a sample of an aluminum cylinder including an iron rod, a lead rod, and a vacancy. The LCS gamma-ray beam with a flux of approximately 10^6 photons/s was provided by LCS of the 1.94-μm wavelength laser (5 W, CW) with 746-MeV energy electrons. The maximum energy of the LCS gamma-ray beam was 5403±16 keV. The diameter of the incident gamma-ray beam on the CT target was 8 mm, which was determined by the collimator located upstream of the BL-1U. To get a higher resolution CT image as well as a demonstration of separation between the isotopes, the lead collimator was changed to be 1 mm in diameter and the CT target was changed to be three cylindrical rods (enriched ^{206}Pb, enriched ^{208}Pb, and natural lead) implanted in a bismuth holder. Figure 1 shows the energy spectrum of the LCS gamma-ray beam measured by the HPGe detector. Two High Purity Germanium detectors were used to measuring the NRF gamma-rays scattered from the witness target (enriched ^{208}Pb). Plastic scintillation detector was used to measure the incident LCS gamma-ray beam flux, and a $LaBr_3$(Ce) detector was used to measure the flux of the transmitted gamma-ray beam. A new 1.896-μm fiber laser system (50 W, CW) has been installed to generate 5.52 MeV LCS gamma-ray beam with a total flux of 1×10^7 photon/s to excite a level with $J^{\pi}=1^-$ at 5.512 MeV in ^{208}Pb. The NRF-CT image reconstruction for the ^{208}Pb is under processing and its results and discussion in the image resolution and the acquiring time will be discussed.

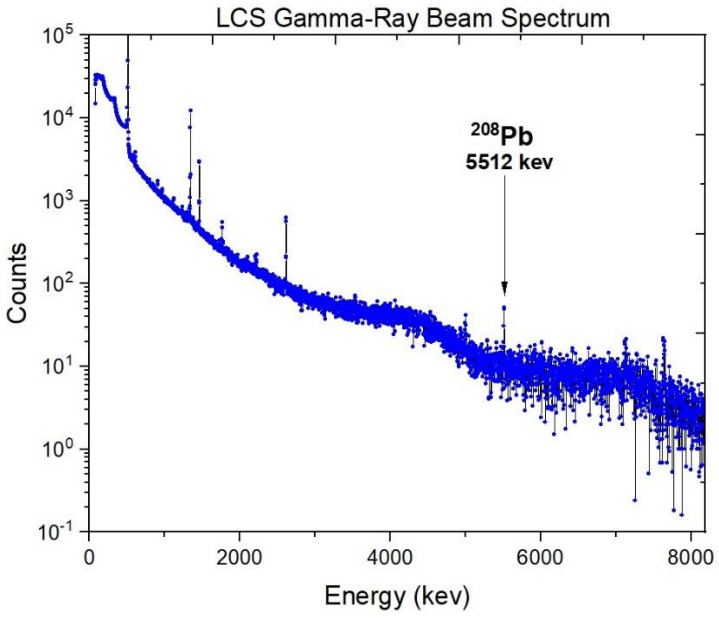


Figure 1 Typical NRF Spectrum from witness target

References:

[1] N. Kikuzawa, R. Hajima, N. Nishimori, E. Minehara, T. Hayakawa, T. Shizuma, H. Toyokawa, and H. Ohgaki, Appl. Phys. Express 2, 036502 (2009).

[2] H. Zen, H. Ohgaki, Y. Taira, T. Hayakawa, T. Shizuma, I. Daito, J. Yamazaki, T. Kii1, H. Toyokawa, and M. Katoh, AIP Advances 9, 035101 (2019).

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

[1M13-15] Neutron Application

Chair:Kazumasa Okamoto(Osaka Univ)

Wed. Sep 11, 2019 4:20 PM - 5:10 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M13] Improvement of an analysis method for crystalline phase volume fraction using Bragg-edge neutron transmission imaging

*Miyuki Sato[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1M14] Improvement of Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1], Jaehong Lee[1] (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[1M15] Current status of the MIEZE-type spin echo spectrometer at BL06 VIN ROSE at J-PARC MLF

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Hitoshi Endo[2], Fumiaki Funama[3], Yuji Kawabata[1] (1. KURNS, 2. KEK IMSS, 3. Kyoto Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

中性子透過ブラッグエッジイメージングによる結晶相体積分率解析法の改善

Improvement of an analysis method for crystalline phase volume fraction using Bragg-edge neutron transmission imaging

*佐藤 実有季[1]，佐藤 博隆[1]，加美山 隆[1]
[1]北海道大学 大学院工学院

中性子透過ブラッグエッジイメージングによる結晶相体積分率評価の精度向上を目的とし、1 相当たりの結晶組織効果補正パラメーターを増やした解析を行った。その結果、相分率の評価精度を向上させることができた。

キーワード：中性子透過ブラッグエッジイメージング，結晶相体積分率，RITS，結晶組織効果補正

1. 緒言

自動車鋼板等では複数の結晶相からなる材料が用いられ、相分率と機械特性の関係に関する研究が行われている。傾斜材料など先端的な材料も開発される中、cm 単位以上の大きな構造材料全体の空間にわたって、結晶相体積分率評価ができる測定法の開発は重要である。本研究では中性子透過ブラッグエッジイメージングによる結晶相体積分率の高精度評価を目的とし、ブラッグエッジフィッティング解析コード RITS（Rietveld Imaging of Transmission Spectra）を用いた解析法の改善を行った。

2. 解析方法の改善

2-1. RITS を用いたスペクトルフィッティング解析の課題

RITS を使用することで、結晶配向効果及び結晶子サイズ効果を補正した高精度結晶相体積分率評価が可能である。RITS によりフェライト/オーステナイト複相鋼板の結晶相体積分率評価を行った際の、スペクトルフィッティング解析結果を図 1 に示す。上向きの矢印で示した領域のように、測定したブラッグエッジ透過率スペクトル（Experiment）に対してフィッティング（Before）が一致していない。このことから評価精度改善の余地があると考えた。

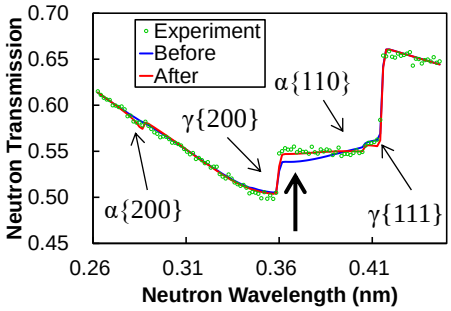


図 1. オーステナイト分率 98%の透過率スペクトルに対するフィッティング解析結果

2-2. スペクトルフィッティング精度ならびに結晶相体積分率評価精度向上のための解析手法の改善

結晶配向効果はスペクトル形状に対して部分的に異なる変化を及ぼす。そのため、測定試料が持つ複雑な結晶方位分布の再現が不十分だったことが、フィッティング精度が低い原因と考えた。そこで、複雑な方位分布を再現するため、結晶方位分布関数を各相 2 つずつ使用して解析を行った。その結果、フィッティング精度が向上した（図 1 の After）。また、結晶相体積分率の評価精度を向上させることができた。

3. 結論

結晶方位分布関数を各相 2 つずつ組み合わせることで、複雑に変化したスペクトル形状へのフィッティング精度が向上し、結晶相体積分率の解析精度向上が可能であることが分かった。

---

*Miyuki Sato[1], Hirotaka Sato[1] and Takashi Kamiyama[1]
[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido University

Self-indication 法を用いた中性子共鳴濃度測定の高度化

Improvement of Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*堀　順一[1]、佐野　忠史[2]，高橋　佳之[1]、八島　浩[1]、李　在洪[1]
[1]京大複合研、[2]近大原研

Self-indication 法を用いた中性子共鳴濃度測定を燃料デブリ中に含まれる核物質の定量に適用するために、京都大学電子ライナックを用いて予備実験を行うと共に、数値計算によって小型定常中性子源を用いた非破壊分析の可能性について検討した。

キーワード：非破壊核種分析、核燃料物質、共鳴吸収、Self-indication 法

1. 緒言　福島第一原子力発電所の燃料デブリを炉外に取り出した後に適切に管理するためには、保障措置の観点から核燃料物質の定量が重要な課題である。ところが、燃料デブリには核燃料物質の U, Pu 以外にも燃焼によって蓄積したマイナーアクチニド（MA)、核分裂生成物（FP)、制御材等が含まれているため、被検体中の不純物や放射能の影響を受けることなく、迅速且つ簡便に核物質を非破壊で定量できる分析法が必要である。Self-indication 法は、試料を透過した中性子を測定対象核種から成る indicator に照射し、その indicator からの反応生成物を測定することにより、間接的に透過中性子を測定する手法である。本手法は測定対象核種の共鳴エネルギーの中性子を選択的に高感度で測定できるという特徴を持つ。これまでの研究では、^{238}U を indicator とした実験によって本手法の有効性を明らかにした[1, 2]。本発表では、核分裂性核種を indicator とした Self-indication 法について予備実験と数値計算を行ったので､その結果を報告する。

2. 予備実験及び数値計算　予備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の 12m ビームラインにおいて行った。被検体には高濃縮ウランアルミニウム合金板（HU, 厚さ 1/16”）、indictor には核分裂チェンバー内に装荷した高濃縮ウラン電着膜（10μg）を用いた。加速器の運転条件は、パルス幅 4μs, 繰り返し周波数 50Hz, 電子の加速エネルギー約 30MeV、平均ビーム電流約 100μA とした。測定は被検体を indicator 上流に置いた場合と置かない場合それぞれに対して約 40 時間ずつ行い、核分裂事象に対する TOF スペクトルを取得した。一方、数値計算では、核分裂中性子を円柱型の水モデレータで減速し Gd フィルターによって熱中性子成分を除去した漏えい中性子を、厚さの異なる ^{239}Pu 試料に照射し、透過中性子を indicator の ^{239}Pu に照射したときの核分裂率をモンテカルロ・シミュレーション計算によって求めた。

3. 結果　予備実験で得られた TOF スペクトルの比較を図 1 に示す。ビーム上流に HU を置いたことによって、U-235 の 1.1, 3.1, 7.0, 9.7eV 共鳴による吸収が観測され、熱外中性子領域では約 15%の計数率の減少が見られた。数値計算の結果を図 2 に示す。Indicator に ^{239}Pu を用いた場合、0.3eV の第一共鳴による吸収が顕著に観測され、10^{-3} /b の厚さの ^{239}Pu に対して、全計数率が約 50%減少することが分かった。このことから、パルス中性子源を用いた TOF 測定を行わなくても、小型定常中性子源を用いた全計数率の変化から ^{239}Pu を定量できる見通しが得られた。

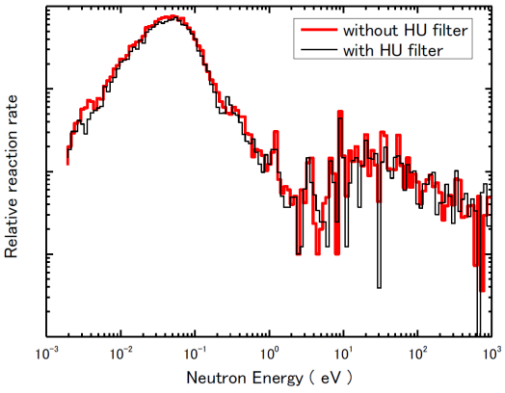


図 1 U-235 indicator の TOF スペクトルの比較

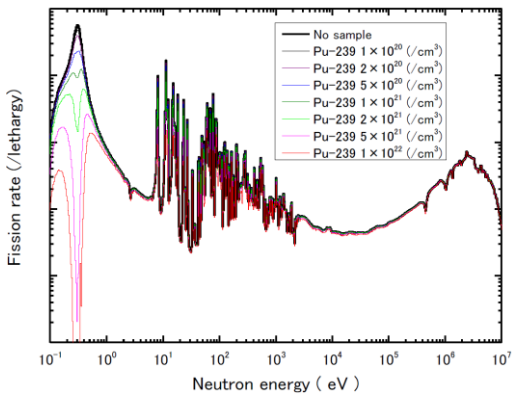


図 2 Pu-239 indicator の TOF スペクトルの比較（数値計算）

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP17K07012 の助成を受けたものである。

[1] 堀他、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2N01、[2] 堀他、日本原子力学会 2018 年春の年会、2I19

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1], Jaehong Lee[1]
[1]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, [2]Kindai University Atomic Energy Research Institute

J-PARC MLF BL06 VIN ROSE の MIEZE スピンエコー分光器の現状

Current status of the MIEZE-type spin echo spectrometer of BL06 VIN RIOSE at J-PARC MLF

*小田 達郎[1]，日野 正裕[1]，遠藤 仁[2]，船間 史晃[3]，川端 祐司[1]
[1]京大複合研，[2]KEK 物構研，[3]京大院工

中性子スピンエコー法は，中性子のスピンの情報を用いて物性試料のスローダイナミクスを観測することができる高分解能中性子散乱分光法である．J-PARC MLF BL06 における MIEZE 型スピンエコー分光器の現状と今後の展開について発表する．

キーワード：中性子スピンエコー分光法，MIEZE，準弾性中性子散乱，パルス中性子，J-PARC

J-PARC MLF の中性子ビームライン BL06 “VIN ROSE” には，2 種類の共鳴型中性子スピンエコー分光器が建設されている．Neutron resonance spin echo (NRSE) 型分光器では，回転楕円形集光ミラーを用いた位相補正によって，フーリエタイムとして 100 ns 以上の高分解能測定を目指している．もう一方の Modulation intensity with zero effort (MIEZE) 型分光器では，高磁場を含む様々な試料環境やスピン偏極解析が容易である特長を活かして，従来のスピンエコー法では困難だった測定対象のスローダイナミクス研究を目指している．

MIEZE 型スピンエコー法では，異なる振動数で駆動する 2 つの共鳴スピンフリッパーによって，同一スピン状態にあってエネルギーの異なる中性子の重ね合わせ状態をつくり，中性子強度の時間的な正弦振動（スピンエコーシグナル）を観測する．パルスビームに対応した共鳴スピンフリッパーの調整により，0.2 kHz から 400 kHz の広い振動数帯のスピンエコーシグナルを観測することに成功した．振動数の切り替えと広い波長帯のパルスビームを利用することで，サブピコ秒からナノ秒オーダーの広い時間スケールの準弾性散乱を観測することが可能になる．

BL06 MIEZE 分光器では，2018 年 A 期のビームタイムから共同利用を開始した．発表では，BL06 MIEZE 分光器の現状とこれまで得られた結果，今後の展開について述べる．

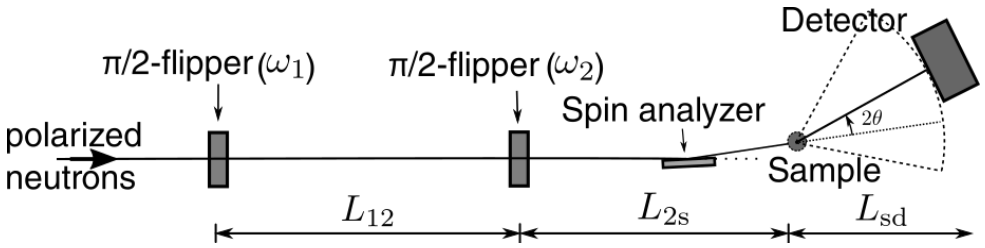


図 1. MIEZE 分光器の概略図

参考文献

[1] H. Endo, T. Oda, M. Hino, and T. Hosobata, Physica B **564**, 91-93 (2019)

[2] T. Oda, M. Hino, H. Endo, N. L. Yamada, Y. Kawabata, H. Seto, JPS Conf. Proc. **22**, 011029 (2018)

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Hitoshi Endo[2], Funama Fumiaki[3], Yuji Kawabata[1]
[1]KURNS, Kyoto Univ., [2]IMSS, KEK, [3]Kyoto Univ.

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

[1M16-18] Medical RI Manufacturing

Chair:Yoshiyuki Oguri(Tokyo Tech)

Wed. Sep 11, 2019 5:10 PM - 6:00 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M16] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

*Noriko S. Ishioka[1], Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. QST(present affiliation:MHI))

5:10 PM - 5:25 PM

[1M17] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

*Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Masashi Koka[4], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2], Noriko S Ishioka[1] (1. QST, 2. JAEA, 3. QST (present affiliation: MHI), 4. Beam Operation)

5:25 PM - 5:40 PM

[1M18] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

*Tomohiro Furukawa[1], Toshihide Takai[1], Hiroo Kondo[3], Shigeki Watanabe[2], Noriko Ishioka[2] (1. JAEA, 2. QST, 3. QST (present affiliation: MHI))

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

がん治療用アスタチン 211 の連続製造を可能にする液体ビスマス標的の開発 （1）プロジェクトの概要

Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211
(1) Liq. Bi target project overview

*石岡 典子[1]，渡辺 茂樹[1]，近藤 浩夫[3]，高井 俊秀[2]，古川 智弘[2]
[1]QST，[2]JAEA，[3]QST（現、三菱重工業）

体内に投与する次世代のがん治療薬として期待が高いα線放出核種、アスタチン-211（^{211}At）を大量で尚且つ連続的に製造するための液体ビスマス標的開発について報告する。

キーワード：ビスマス，液体金属，イオンビーム，RI 製造，標的アイソトープ治療

1. 緒言

がんに放射線をあて、細胞の増殖を抑えたり、死滅させたりする治療法を放射線治療という。放射線治療の一種である標的アイソトープ治療は、がんに指向性を有する物質に放射性同位元素（RI）を組み込んだ薬剤を投与し、体の内側からがん細胞を照射する治療法である。近年、標的アイソトープ治療におけるα線放出核種による治療効果が大きく取り上げられている。α線放出核種の中でも、^{211}At は国内における薬剤開発研究が盛んであり[1]、近い将来、臨床応用へ進むものと予想される。この様な状況の下、本プロジェクトでは、より多くの患者へ ^{211}At 治療薬を届けるために課題となっている、^{211}At 製造におけるビスマス(Bi)標的について、RI 製造の既成概念を打ち破る新たな標的の在り方として、液体 Bi 標的の開発を進めている。

2. 液体 Bi 標的の開発

^{211}At を大量に製造するためには、^{209}Bi(α,2n)^{211}At 反応の利用が必須であるが、標的である Bi の融点が低いため、高電流照射時の溶融が問題となり、製造量に限界がある（最大製造量 : 6.6 GBq[2]）。本プロジェクトでは、従来の様に溶融を防ぐための除熱では無く、標的を液体 Bi とすることにより高電流照射を可能にし、さらには、飽和蒸気圧の高い ^{211}At を連続的に取出す手法の実現を目指している。具体的な目標は、数十 GBq の ^{211}At 製造を実現する設備の将来像として、mA 級の高電流α ビーム照射である。国内外の液体金属標的の実績において Bi 単体を取り扱う例はほとんど無く、イオンビーム照射では標的が小さい。以上のことから、^{211}At の連続・大量製造を実現する新発想の製造概念を確立するため、液体 Bi 標的システムの概念検討、プロトタイプの製作、原理検証試験（要素試験を含む）を計画し、実施しているところである。本発表では、3 件のシリーズ発表の第一弾として、これらプロジェクトの概要について報告する。

謝辞

本研究は JSPS 科研費（JP16K13727, JP18H03716）の助成を受けて実施したものです。

参考文献

[1] 石岡典子他、月間インナービジョン 11 月号, 46-48 (2018)

[2] M. R. Zalutsky et al., J Nucl Med., 42, 1508-15 (2001)

---

*Noriko S. Ishioka[1], Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Toshihide Takakai[2] and Tomohiro Furukawa[2]
[1]QST, [2]JAEA, [3]QST (Present affiliation: MHI)

がん治療用アスタチン 211 の連続製造を可能にする液体ビスマス標的の開発 (2)液体ビスマス標的の照射試験

Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211
(2) Irradiations to the Liquid Bismuth Target

*渡辺　茂樹[1]，近藤　浩夫[3]，江夏　昌志[4]，高井　俊秀[2]，古川　智弘[2]，石岡　典子[1,2]
[1]QST，[2]JAEA，[3]QST（現、三菱重工業），[4]ビームオペレーション

アスタチン-211(At-211)製造用標的としての有用性を評価するため、液体ビスマス標的へのヘリウムビーム照射試験を実施し、標的中に生成する放射性同位元素(RI)の定性・定量および放射能分布について報告する。

キーワード：ビスマス，液体金属，イオンビーム, RI 製造, 標的アイソトープ治療

1. 緒言

液体ビスマス標的開発の基礎実験として、固体ビスマス標的と同様に液体ビスマス標的でも At-211 が生成できることを示すことが不可欠である。そこで本研究では、液体ビスマス標的にヘリウムビームを実際に照射し、ビスマス標的中での At-211 生成放射能量および放射能分布について調べた。

2. 実験

QST 高崎研イオン照射研究施設の RI 製造用ビームラインに設置した液体ビスマス標的（ビスマス重量 8000 g、純度≧99.99%）を 280–300 °C で加熱し、AVF サイクロトロンを用いて加速したヘリウムビーム（入射エネルギー28 MeV、電流値 1–8 μA）を照射した。標的容器の放射線量を十分減衰させた後、標的中の複数箇所からビスマスを採取し、ゲルマニウム検出器を用いてサンプル由来のγ線測定を行った。

3. 結果・考察

採取したサンプルのγ線測定では At-211 の壊変生成物である Bi-207 由来のγ線が検出され、ヘリウムビームの照射により At-211 が生成したことを示された（図参照）。次に、570 keV のγ線カウントから Bi-207 の放射能量を定量し、その値から At-211 の生成放射能量を算出した結果、生成量は 275–373 MBq であった。この値は、これまでの照射実績（1–8 μA および固体ビスマス標的照射での At-211 生成率（15–21 MBq/μA*h）[1]から算出した推定生成量（250–350 MBq）とほぼ同程度であった。以上の結果から、液体ビスマス標的を用いることで固体標的と同様に At-211 が生成できることが示された。また、Bi-207 の放射能濃度は標的表面付近が最も高く、深部が低くなる傾向が見られた。この結果から、生成した At-211 は標的上部に移行していた可能性が示唆された。

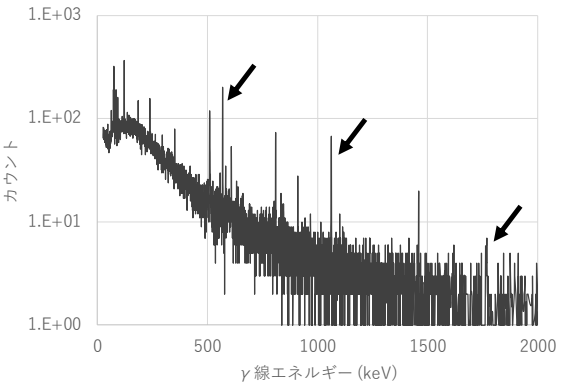


図 採取した Bi サンプルのγ線スペクトル

謝辞

本研究は JSPS 科研費（JP16K13727, JP18H03716）の助成を受けて実施したものです。

参考文献

[1] S. Watanabe et al., QST Takasaki Annual Report 2015, (2016) 145.

---

*Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Masashi Koka[4], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2] and Noriko S. Ishioka[1]
[1]QST, [2]JAEA, [3]QST (Present affiliation: MHI), [4]Beam Operation

がん治療用アスタチン 211 の連続製造を可能にする液体ビスマス標的の開発 (3) 標的窓候補材の高温液体ビスマスとの共存性

Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211
(3) Compatibility of Candidate Materials of the Target Window with High Temperature Liquid Bismuth

*古川　智弘[1]，高井　俊秀[1]，近藤　浩夫[3]，渡辺　茂樹[2]，石岡　典子[2]
[1]JAEA，[2]QST，[3]QST（現、三菱重工業）

高温液体ビスマス中での高耐食性が要求される標的窓の候補材料として 4 種（レファレンス材料を含む）を選定し、500℃-500h の停留ビスマス中における耐食性試験を行った結果について報告する。

キーワード：腐食、ビスマス、液体金属、RI 製造、標的アイソトープ治療

1. 緒言

液体ビスマス標的の標的窓は極薄肉構造（~0.2mmt）となることから、液体ビスマスに対する優れた耐食性が要求される。本研究では、加速器駆動未臨界炉や重金属冷却高速炉の冷却材として使用予定の鉛ビスマス中での鋼材の腐食研究知見に基づき、4 種の候補材料を選定して 500°C-500h の停留ビスマス中で浸漬試験を実施し、それらの腐食挙動を調べた。

2. 実験

本研究に供した候補材は、SUS304（レファレンス）、Mod.9Cr-1Mo 鋼、FeCrAl-ODS 鋼および 22Cr-5Al 鋼の 4 鋼種である。実験では、ビスマス（純度≧99.99%）を充填した高純度アルミナ製坩堝内に供試材を装填し、Ar ガス雰囲気下で 500°C-500h の加熱保持（浸漬）を実施した。この時、ビスマス中に十分な酸素が供給されていると仮定すれば、ビスマス中溶存酸素濃度は 1.1×10^{-3}wt%となる[1]。浸漬後、供試材を切断・研磨し、SEM-EDX による断面組織観察を実施した。

3. 結果と結言

SUS304 は、鋼表面に FeCr 系酸化物の形成が認められず、鋼中へのビスマスの侵入とビスマス中への鋼からの Ni･Cr･Fe の溶出を伴う「液体金属腐食」の様相を呈していた。腐食の程度は、鉛ビスマス中での同系鋼の結果[2]と比較して大きい傾向にあるが、その腐食進行は全面的に一様（深さ~10μm）であった。Mod.9Cr-1Mo 鋼は、厚さ~数 μm の FeCr 系酸化物が鋼表面に形成され、それが保護被膜となって腐食進行を抑制していることが確認されたが、一部分ではそれが機能せず、深さ約 50μm の液体金属腐食が生じていた。これらに対し、Al を含有する FeCrAl-ODS 鋼および 22Cr-5Al 鋼では、FeCr 系酸化物より有効な保護被膜と考えられる Al 系酸化物が鋼表面に~数 μm の厚さで形成していた（図参照）。液体金属腐食の様相も観察されず、これら Al 含有鋼は高温液体ビスマスに対する優れた共存性を有することが確認された。

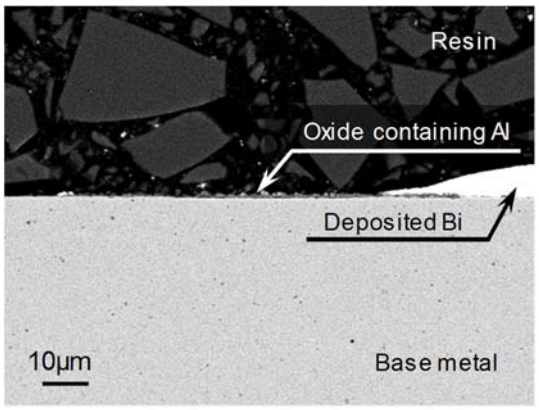


図 FeCrAl-ODS鋼断面のSEM反射電子像

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP18H03716 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties,
Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, 2015 Edition, OECD-NEA, NEA No. 7268
[2] T. Furukawa et al., Journal of Nuclear Science and Technology 41, 3 (2004) 265-270

*Tomohiro Furukawa[1], Toshihide Takai[1], Hiroo Kondo[3], Shigeki Watanabe[2] and Noriko Ishioka[2]
[1]JAEA, [2]QST, [3]QST (Present affiliation: MHI)

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

[1N01-03] Radiation Dose Measurement/Evaluation

Chair:Noriaki Nakao(Shimizu)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:50 AM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N01] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4] （1. Toshiba Energy Systems and Solutions Corporations, 2. TNS, 3. JAEA, 4. MRI）

10:00 AM - 10:15 AM

[1N02] Duct streaming studies for JT-60 building

*Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1], Atsuhiko Sukegawa[2] （1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology）

10:15 AM - 10:30 AM

[1N03] Radiation measurement with SLAM and dose analysis

*Akihiro Ishikawa[1], Hidenori Kawano[1], Minehito Kobayashi[1], Terumasa Sanpei[1], Alan Shippen[2], Rosie Lester[2], Matthew Paul Mellor[2] （1. ATOX , 2. CREATEC）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

アルベド法による合理的な迷路の線量評価手法の策定
(3)アルベド法の設定パラメータの検討

Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

(3) Survey on the components of Albedo method

*和田亜由美[1]，延原　文祥[2]，松田　規宏[3]，平尾　好弘[4]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]東京ニュークリアサービス株式会社，[3]原子力機構，[4]海技研

迷路構造における線量評価手法として、アルベド法、モンテカルロ法、DUCT-III コード（開発元：高エネルギー加速器研究機構）が広く使われているが、この中でもアルベド法は使用が簡便で、さらに手法の説明が容易である。一方でアルベド法の短所として、散乱距離、入射角や反射角、アルベド係数を設定する際に、過度に保守的となる場合がある。そこで本シリーズ発表では、簡便でかつ説明が容易なアルベド法を詳細化し、迷路の線量率を合理的に評価する手法の策定を進めている。

キーワード：遮蔽解析，迷路，アルベド法，モンテカルロ法，DUCT-III コード

1. はじめに

2019 年春の年会でのシリーズ発表(1)および(2)では、表 1 に示すように原子力学会遮蔽ハンドブックに掲載されている参考文献[1]の Z 字型のダクトモデルを用いたアルベド法および各計算コードによる評価結果を報告した。表 1 の①～⑥のように、ストリーミング線の線量の寄与成分は全 6 つに分類でき、これらの寄与成分の内訳を他の計算コードだけでなくアルベド法によっても明確にできれば、アルベド法による計算の過度な保守性を排除でき計算精度の向上にも繋がる手がかりとなる。

そこで、本発表のシリーズ(3)では、表 1 の「①1 回散乱」および「③線源周囲壁による散乱影響」に着目して、アルベド法による評価結果が過度な保守性を持っていないかを検討する。

2. 「③線源周囲壁による散乱影響」の解析条件

図 1 に示すように、1 回目の散乱点を線源から見て評価点の反対側、2 回目の散乱点を第 1 脚屈曲部として設定し、「③線源周囲壁による散乱影響」のストリーミング線量をアルベド法により計算する。

3. 結論

表 1 の「①1 回散乱」および「③線源周囲壁による散乱影響」をアルベド法で計算した結果、他の計算コードの評価結果に比べてアルベド法による評価結果はほぼ同等の値が得られたため、妥当であることを確認した。

表 1　Z 字型のダクトモデル[1]の評価結果
（2019 年春の年会での発表内容）

表中の単位：mR/h

寄与成分	アルベド法	実験値	PHITS	DUCT-III
①1回散乱	37.4※1、2 ※1 アルベド係数αは、実務マニュアル推奨値を適用。 ※2 アルベド法の計算結果に対して、15倍の安全係数を乗じて算出した値	20.3	19.7※ ※建方散乱を除いた値は、14.8 (mR/h)である。	27
②多重散乱（2回～10回散乱）				
③線源周囲壁による散乱影響				計算結果に含まず
④空気散乱				不明
⑤コーナーリップ散乱効果				
⑥コーナーリップ透過効果				計算結果に含まず
合計	37.4 ＞	20.3 ＞	19.7 ＜	27

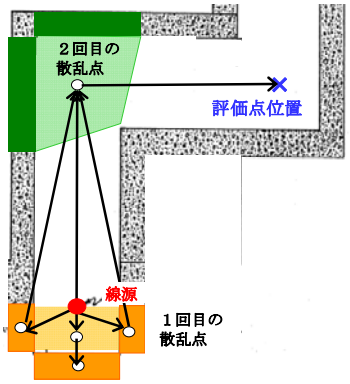


図 1 アルベド法による「③線源周囲壁による散乱影響」の評価モデル図

参考文献

[1] C.W.Terrell, et al, Radiation Streaming in Ducts and Shelter Entrance Way, Final Report 1158A02-7

---

*Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara [2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Co. LTD，[2]Tokyo Nuclear Services Co.LTD.，[3]Japan Atomic Energy Agency，[4] National Maritime Research Institute

JT-60 建屋におけるダクトストリーミング評価に関する研究
(2)ダクト部の合理的な中性子遮蔽設計

Duct streaming studies for JT-60 building
(2) Neutron shielding design for ducts

*田中　聖一朗[1]，奥野　功一[1]，助川　篤彦[2]
[1]安藤ハザマ，[2]量子科学技術研究開発機構

プラズマ発生装置建屋の新規貫通口部の耐震補強を含めた遮蔽構造の設計を行うために、3 次元放射線輸送計算コード PHITS[1]を用いた線量分布評価手法の検討を進めている。簡易計算手法[2]により事前に検討した追加遮蔽体の概念設計案について、3 次元モンテカルロ計算による建屋貫通口部のストリーミング評価を実施し、合理化を試みた。結果として、概念設計案に比べて遮蔽体を低減できることがわかった。

キーワード：プラズマ発生装置、JT-60、中性子、ダクトストリーミング、PHITS

1. 緒言

プラズマ発生装置が設置される装置建屋（本体室：幅 40m×40m、高さ 40m、コンクリート壁厚 2m）に新規に設けられたヘリウム冷媒配管の貫通口部（開口面積 1m×1m）の形状は、事前の簡易計算手法で得た追加遮蔽体の概念設計案では 2 回屈曲するとしている（図 1）。簡易計算手法による遮蔽設計では、その手法の適用対象が限定されるため、貫通口部の合理的な遮蔽構造を検討するうえで、その適用性に課題があった。そこで、簡易計算手法による概念設計案に対し、ストリーミング成分が材質とそのアルベド成分で決まることに着目し、2 脚目以降の遮蔽体構造の工夫を行うことにより合理化を試みた。具体的には、3 次元モンテカルロ計算により、図 1 に示す追加遮蔽体のコンクリート削減量を把握するために合理化前後の貫通口部のストリーミング評価を実施・比較した。

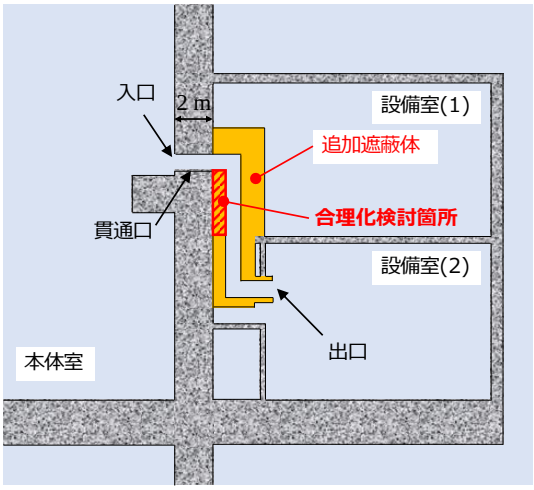


図 1　装置建屋ダクト部断面の模式図

2. 建屋貫通口部のストリーミング評価

簡易計算手法により得られた追加遮蔽体の概念設計案に対し、PHITS コードにより計算した貫通口内における中性子線量の減衰率を比較した結果を図 2 に示す。貫通口中心軸上における線量率の減衰は全体的に概ね一致しており、貫通口出口における中性子線量率は入口の約 6 桁落ちとなることを確認した。

3. 遮蔽体構造の合理化検討

併せて、2 脚目の建屋側の遮蔽体の一部（コンクリート重量：約 7 トン）を削減した遮蔽設計において、PHITS コードを用いて貫通口部周辺の中性子線量評価を実施した。この結果、建屋側遮蔽体の一部を削減しても貫通口出口部の中性子線量分布の変化はほとんど無く、当該遮蔽体を削減できることがわかった。

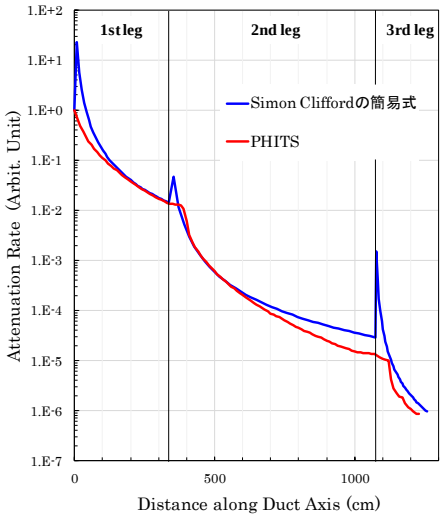


図 2　ダクト内ストリーミング中性子線量の減衰率にかかる簡易計算法及びモンテカルロ法による計算値の比較

参考文献

[1]　T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, *et al.*, PHITS, Version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55, pp 684-690 (2018)
[2]　A, Simon, C. E. Clifford, The Attenuation of Neutrons by Air Ducts in Shields, Nucl. Sci. Eng., 1,156 (1956)

* Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1] and Atsuhiko Sukegawa[2]
[1]Hazama Ando Cop., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

SLAM を利用した放射線計測と線量解析

Radiation measurement with SLAM and dose analysis

*石川晃大[1]，河野秀紀[1]，小林峰人[1]，三瓶晃優[1]，
Alan Sippen[2]，Rosie Lester[2]，Matt Mellor[2]，
[1]アトックス，[2]CREATEC

SLAM 技術と放射線検出器を組み合わせ、放射線環境を三次元で測定できる CREATEC 社の Recon について、原子力発電所等での実用に向けた測定試験を行った。さらに、取得したデータを同社の線量解析システム N-Visage Fusion を用いて線量解析を行い、三次元点群と線量率分布を得た。

キーワード：SLAM，放射線計測，線量解析

1. 緒言

CREATEC 社が開発した Recon は SLAM（Simultaneous Location And Mapping）を応用し放射線検出器を搭載した手持ち型の測定器で、ディスプレイには位置情報や線量率をリアルタイムで表示できる（図 1）。通常、放射線計測後のホットスポットや線量率分布の整理は、手作業で測定結果を現場図面等に記載する場合がほとんどである。一方、Recon では三次元計測と放射線計測を同時に行い一組のデータとして保存される。そのデータは同社の線量解析ソフト N-Visage Fusion に取り込んで解析することで、汚染強度分布の推定及び線量率分布の作成ができる。

本件では、Recon の測定試験及び N-Visage Fusion を用いた線量解析を行い、原子力発電所等の放射線管理、調査への適用性を確認した。

2. 測定試験と線量解析

2-1. Recon を用いた測定試験

Recon による測定試験を福島県双葉町の神社にて行った。神社周辺の線量率は最大 10 μ Sv/h 程度であった。また、位置情報とともに得られた各地点の γ 線エネルギースペクトルから、主要核種は ^{137}Cs であることが分かった。



図 1　Recon の外観

2-2. N-Visage Fusion を用いた線量解析

Recon の測定で得た点群、測定した軌跡の線量率を N-Visage Fusion で解析し、汚染強度分布を推定した。その結果から線量率分布を算出し、三次元点群上に重ねたものを図 2 に示す。なお、N-Visage Fusion は推定した汚染強度分布を変化（除染に相当）させたり、遮蔽モデルを設定したりすることで、後の線量率を予測計算できる。

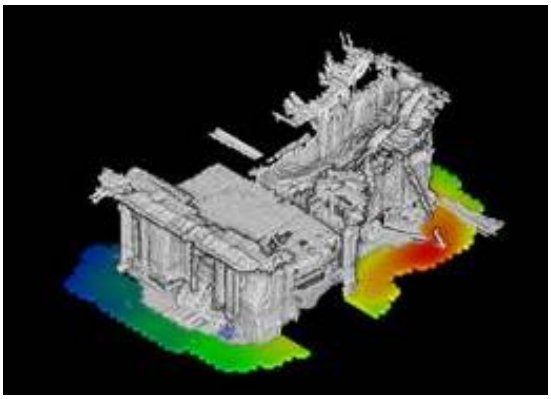


図 2　三次元点群と線量率分布

3. 結論

本件の測定試験において、移動しながら点群の取得ができたこと、その測定軌跡（線量率）と紐づいた記録が確認されたことから、SLAM の有効性が確かめられた。しかし、本測定試験は低線量率かつ短時間測定であったことから、取得できた点群及び線量率データが少なく、より詳細な解析を行うのに十分ではなかった。今後は多数データの取得や高線量率環境での使用についても検討していく。

*Akihiro Ishikawa[1], Hidenori Kawano[1], Minehito Kobayashi[1], Terumasa Sampei[1], Alan Shippen[2], Rosie Lester[2], Matt Mellor[2]
[1]ATOX CO., LTD.　[2]CREATE TECHNOLOGIES LTD.

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

[1N04-07] Radiation Shielding

Chair:Yoshitomo Uwamino(Shimizu)

Wed. Sep 11, 2019 10:50 AM - 11:55 AM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N04] Study on shielding performance for an accelerator-driven transportable neutron source

*Masato Tachibana[1], Tomohiro Kobayashi[2], Yujiro Ikeda[2], Yoshie Otake[2], Jun Kawarabayashi[1], Naoto Hagura[1] （1. Tokyo City University, 2. Institute of Physical and Chemical Research）

10:50 AM - 11:05 AM

[1N06] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Robert Froeschl[4], Markus Brugger[4], Stefan Roesler[4], Elpida Iliopoulou[4], Angelo Infantino[4] （1. Shimizu Corporation, 2. KEK, 3. Hiroshima Univ., 4. CERN）

11:20 AM - 11:35 AM

[1N07] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Lee Eunji[4], Hiroshi Yashima[5], Tetsurou Matsumoto[6], Akihiko Masuda[6], Takahiro Oyama[2], Seiji Nagaguro[2], Yoshitomo Uwamino[3] （1. Hiroshima Univ., 2. KEK, 3. Shimizu, 4. Kyushu Univ., 5. Kyoto Univ., 6. AIST）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

可搬型加速器中性子源 RANS-Ⅱの遮蔽性能研究

Study on shielding performance for an accelerator-driven transportable neutron source

*橘　雅人[1]，小林　知洋[2]，池田　裕二郎[2]，羽倉　尚人[1]，河原林　順[1]，大竹　淑恵[2]
[1]東京都市大学，[2]理化学研究所

インフラ構造物の劣化診断技術要請に応えるため理化学研究所の加速器小型中性子源 RANS(RIKEN Accelerator-driven compact Neutron Source)を用いた中性子の診断技術開発が進められている。屋外作業となるインフラ構造物劣化診断には、更なる中性子源の小型化が必須であり、可搬型中性子源のプロトタイプ RANS-Ⅱの開発が開始された。RANS-Ⅱの線源ステーション部に着目し、ターゲット周辺の構造材および遮蔽評価を行った。

キーワード：可搬型加速器，中性子源，モンテカルロ粒子輸送計算，放射線遮蔽

1. 緒言

RANS-Ⅱは、Li ターゲットに 2.49MeV 陽子を入射し ^{7}Li(p,n)^{7}Be 反応で中性子を発生させる。この反応は比較的低い陽子エネルギーで中性子発生が可能で、発生する中性子エネルギーが低く、遮蔽体を含めて中性子源全体重量を小さくできる利点がある。そこで、本研究では、粒子輸送計算コード PHITS[1]による系統的な計算により線量率低減と遮蔽体軽量化の観点から検討評価を行い、遮蔽体性能を最適化することを目的とする。

2. 計算・遮蔽評価

RANS-Ⅱでは、直径 2cm、厚さ 80μm の Li ターゲットに 2.49MeV の陽子線を照射し、中性子を発生させる。Li ターゲットから発生する中性子線源の特性を確認するため、ターゲット中心から半径 10cm 離れた位置に、0 度から 90 度まで 30 度おきに表面積が 4cm^2 の仮想検出器 4 台を置きそれぞれの角度の中性子スペクトルを求めた(図 1)。

次に、発生する中性子線と中性子の反応によって発生するガンマ線を効率的に遮蔽するために必要な材料を選択した。選択では材料の中性子の減速・吸収およびγ線の減衰特性を考慮した。遮蔽構造は柔軟性を考慮してターゲット周辺を覆う多層体とした。遮蔽の最適化では各材料の厚さ、配置をパラメータとして中性子線、γ線、それぞれの寄与と全線量の評価を行った。また ICRP による線量限度（12.5[μSv/h]）を参考に、遮蔽材表面が 10[μSv/h]以下となる線量を目標とした。一方、全体重量はできるだけ軽量化を意識して標準的な中型トラックの積載量である 6.5[t]以下を目標とした。

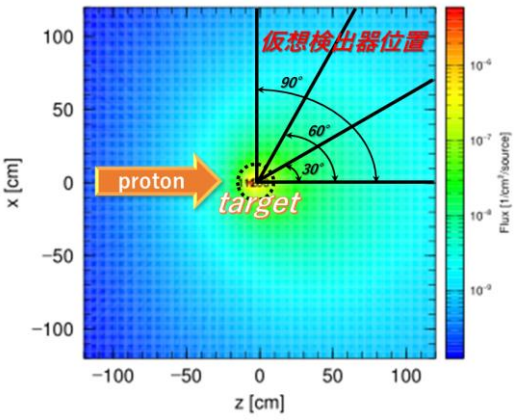


図 1：陽子線照射時の中性子スペクトル

3. 結果・考察

図 1 より発生中性子は、陽子入射方向に沿って前方性が高く、角度の増加に従って中性子エネルギー及びその強度は小さくなった。ターゲットの前方は中性子ビーム取り出し部である厚さは必要であるが、中性子源としての外部に対する遮蔽能力は 90 度方向の評価が妥当である。その強度は前方と比べて約 8 分の 1 であった。

遮蔽材料は、減速能の高いポリエチレン、熱中性子の吸収効率の高いボロン及びγ線の吸収効率の高い鉛を選択した。遮蔽体構成は、Li ターゲットを中心に、5cm を単位厚さのボロン入りポリエチレン(BPE)と鉛(PB)の層を合計 6 層として配置と厚さを 4 つのケース（case1-4）について外側線量と総重量をパラメータとして最適化した。図 2 の結果を示す。内側から第 1,2 層(BPE)、第 3 層(Pb)、第 4,5 層(BPE)、第 6 層(Pb)の構成(case3)が最適であることが示された。

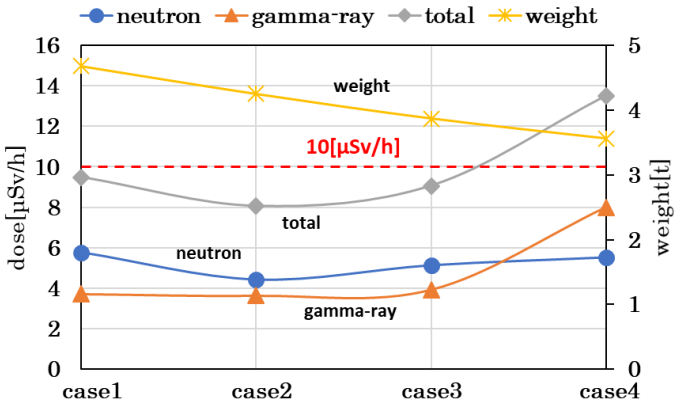


図 2：各ケースの表面線量率及び重量

参考文献

[1] Tatsuhiko Sato et.al, Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.07, J. Nucl. Sci. Technol.2018

*Masato Tachibana[1],Tomohiro Kobayashi[2],Yujiro Ikeda[2],Naoto Hagura[1],Jun Kawarabayashi[1] and Yoshie Otake[2]
[1]Tokyo City Univ, [2]RIKEN

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（9）放射化法によるコンクリート中の中性子減弱距離測定とシミュレーション

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM
(9) Measurement and simulation of neutron attenuation length in concrete shield using activation detectors

*中尾徳晶[1]，佐波俊哉[2]，梶本剛[3]，Froeschl Robert[4]，Brugger Markus[4]，Roesler Stefan[4]，
Iliopoulou Elpida[4]，Infantino Angelo[4]
[1]清水建設，[2]KEK，[3]広島大学，[4]CERN

欧州原子核研究機構(CERN)の高エネルギー加速器混合粒子場(CHARM)における 24GeV/c 陽子を用いた遮蔽実験においてビスマスおよびアルミニウム放射化検出器を用いたコンクリート中の中性子減弱距離を評価し、PHITS コードによるモンテカルロシミュレーションとの比較を行った。

キーワード：遮蔽実験、放射化検出器、減弱距離、Monte Carlo、PHITS

1. 緒言　高エネルギー粒子による生成二次粒子の遮蔽での減衰分布やエネルギー分布は、理論計算の精度検証に必要であるが実験値が極めて乏しい。これまで CERN/CHARM 施設で陽子ビームと銅標的を用いた測定を放射化法で行って来ており、本報告では実験結果と PHITS シミュレーションの比較を報告する。

2. 実験　ビーム軸から 90 度上方向に 80cm 厚鉄および 360cm 厚コンクリート遮蔽が設置されており、コンクリート遮蔽内部にビスマスおよびアルミニウム放射化検出器を設置した。放射化検出器中での ^{209}Bi(n,xn)$^{210-x}$Bi (x=4~9)、^{27}Al(n,α)^{24}Na の反応で生じた放射性核種からの放出γ線を測定・解析することにより、それらの生成率を算出した。また、PHITS コードによる簡易平版体系を用いたモンテカルロ計算を行い、得られた中性子束と放射化断面積により放射性核種生成率を算出した。さらに、100MeV から 50GeV 陽子による同様のシミュレーションを行い、陽子エネルギーに対する減弱距離の評価を行った。

3. 結果　核種生成率減衰分布の実験値と PHITS モンテカルロコードによる計算値との比較を図 1 に示す。計算値は ^{24}Na 生成率に関しては非常に良い一致を示し、放射性ビスマスに関しては概ね 2 倍以内で一致した。各核種の減衰分布の実験結果からそれぞれ減弱距離を求め、その平均として 120g/cm^2 を得た。図 2 に陽子エネルギーに対する 90 度方向生成中性子束のコンクリートにおける減弱距離を示す。PHITS 計算による減弱距離は陽子エネルギー2GeV まで増加し 2GeV 以上で概ね一定となった。また、本実験結果を他の実験値や PHITS 計算結果と比較し、24GeV 付近で良い一致が見られた。

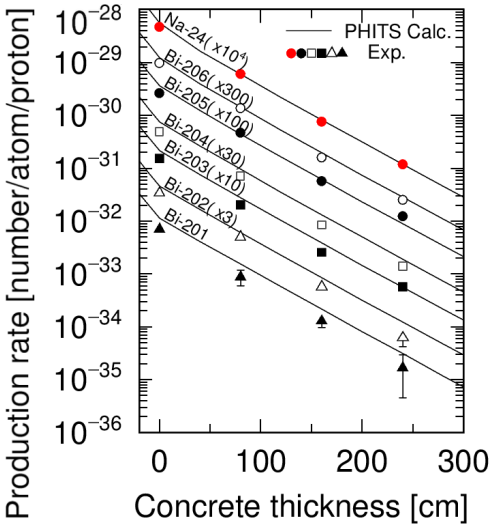


図 1：核種生成率減衰分布の実験値と計算値

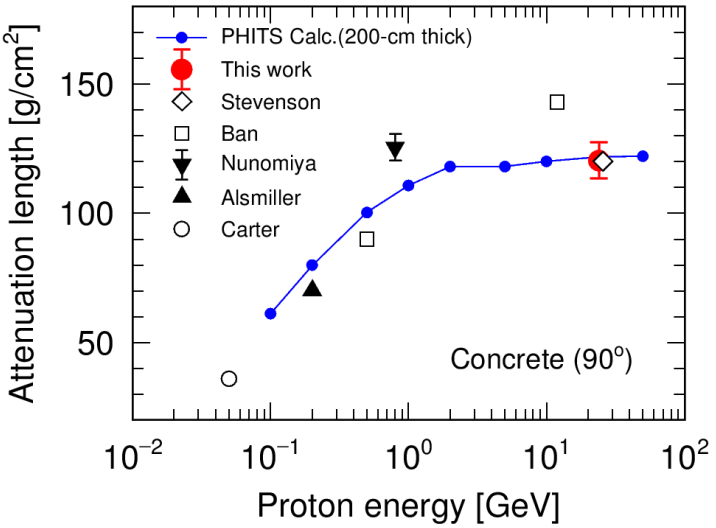


図 2：陽子エネルギーに対する 90 度中性子減弱距離

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Robert Froeschl[4], Markus Brugger[4], Stefan Roesler[4], Elpida Iliopoulou[4], Angelo Infantino[4]
[1]Shimizu Corporation, [2]KEK, [3]Hiroshima Univ., [4]CERN

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
(10) 有機液体シンチレータを用いた迷路中の中性子エネルギースペクトルの測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(10) Measurement of neutron energy spectra by using an organic liquid scintillator in labyrinth

*梶本 剛[1],佐波 俊哉[2],中尾 徳晶[3],李 恩智[4],八島 浩[5],松本 哲郎[6],増田 明彦[6],
大山隆弘[2],長畔 誠司[2],上蓑 義朋[3],田中 憲一[1],遠藤 暁[1],Froeschl Robert[7],Iliopoulou Elpida[7],
Infantino Angelo[7],Roesler Stefan[7]
[1]広島大,[2]KEK,[3]清水建設,[4]九大,[5]京大,[6]産総研,[7]CERN

欧州原子核研究機構(CERN)の高エネルギー加速器混合粒子場(CHARM)における 24 GeV 陽子を用いた遮蔽実験において,有機液体シンチレータを迷路中に設置して中性子フルエンスを測定した.
キーワード: 遮蔽実験,有機液体シンチレータ,中性子フルエンス,CERN/CHARM

1. 緒言　加速器施設のストリーミング設計で利用される系統式は,参照した実験・計算の加速器ビームエネルギーが低いために,20 MeV 以下の中性子に基づいて開発されている.本研究では,CERN/CHARM の迷路中で MeV 以上の中性子フルエンスを測定し,1 cm 線量当量を求めることで系統式との比較・検討をする.

2. 実験・解析　CERN/CHARM で実験を行い,厚さ 50 cm の銅標的に 24 GeV/c の陽子を照射した.直径及び長さ 5.08 cm の有機液体シンチレータを,迷路中の床から高さ 1.25 m,通路幅中央に設置した.有機液体シンチレータに対して迷路上流側にベト検出器を設置した.測定箇所は,迷路上流から第 2 足および第 3 足中で,合計 9 箇所である.

中性子事象弁別の流れは,ビーム同期事象選択,ベト検出器の波高スペクトルで荷電粒子弁別,波形弁別法を用いた中性子ガンマ線弁別である.中性子事象の波高スペクトルを光出力校正することによって光出力スペクトルに変換した.得られた光出力スペクトルと SCINFUL-QMD で計算した応答関数を用いた unfolding 法によって中性子フルエンスを導出し,線量当量換算係数と中性子フルエンスから 1 cm 線量当量を求めた.

3. 結果　図 1 に中性子フルエンスの測定結果の例を示す.再現性確認のために同じ箇所で 2 回測定した結果も示しており,凡そ,誤差の範囲で一致している.エネルギー領域は3 MeV 以上で,いずれのスペクトルも 100 MeV 程度に端がある.図 2 に,横軸を迷路中心線に沿った最上流測定箇所からの距離としたときの 3 MeV 以上の中性子の 1 cm 線量当量を示す.中村・上蓑の式で上流点を通るように回帰解析した結果も示しているが,第 2 足では実験値より小さく,第 3 足では高く評価した.

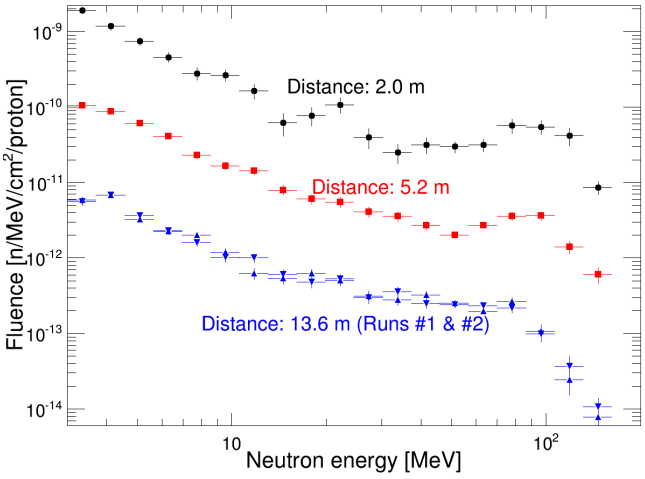


図 1 中性子フルエンスの例

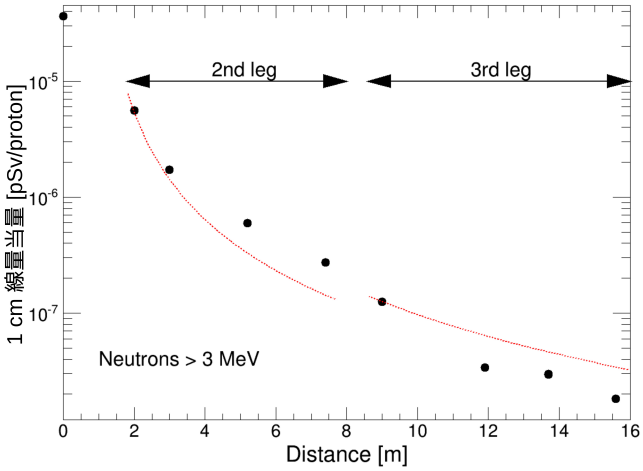


図 2 1 cm 線量当量

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Lee Eunji[4], Hiroshi Yashima[5], Tetsurou Matsumoto[6], Akihiko Masuda[6], Takahiro Oyama[2], Seiji Nagaguro[2], Yoshitomo Uwamino[3], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Froeschl Robert[7], Iliopoulou Elpida[7], Infantino Angelo[7], Roesler Stefan[7]
[1]Hiroshima Univ., [2]KEK, [3]Shimizu Corporation, [4]Kyushu Univ., [5]Kyoto Univ., [6]AIST, [7]CERN

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

[1N08-10] Monte Carlo Calculation

Chair:Hideo Hirayama(KEK)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N08] Estimation of systematic uncertainty in PHITS using bootstrap method

*Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1] （1. JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[1N09] Accuracy of Monte Carlo calculation in the useful beam direction of the medical electron linac

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1N10] Improvements to DCHAIN-SP and its data libraries

*Hunter Ratliff[1], Chikara Konno[1], Norihiro Matsuda[1], Tatsuhiko Sato[1] （1. JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ブートストラップ法を利用した PHITS における系統的不確かさの評価

Estimation of systematic uncertainty in PHITS using bootstrap method

*橋本　慎太郎[1]，佐藤　達彦[1]

[1]原子力機構

粒子輸送計算コード PHITS による計算結果の系統的不確かさの評価法を確立するために、非正規分布となった不確かさを統計学的手法の 1 つであるブートストラップ法を用いて評価した。得られた 95%信頼区間は正規分布を仮定した場合より適切な範囲となったが、区間幅が狭くなる傾向を示すことがわかった。

キーワード：PHITS、粒子輸送計算コード、系統的不確かさ、ブートストラップ法

1. 緒言

放射線の挙動を模擬する粒子輸送計算コード PHITS[1]は、遮蔽計算等の様々な分野で利用されている。我々は、計算結果の信頼性を系統的不確かさとして評価するための開発を進めており、正規分布を仮定する分散分析に基づいた評価方法を提案した[2]。一方、核反応モデルの不定性を起源とする系統的不確かさを評価する際、モデルの不定性が偏った分布を持つ場合があり、その影響を受けて評価される系統的不確かさが非正規分布となる可能性もある。このような場合、95%信頼区間などの別の評価量が必要となる。

2. 計算手法

信頼区間は要求される信頼度により幅が変化し、例えば 95%信頼区間は「20 回の結果を求めたら 19 回はその区間に入る」ことを意味する。正規分布の場合、平均値 μ と標準誤差 σ により$[\mu\text{-}1.96\sigma,\ \mu\text{+}1.96\sigma]$が 95%信頼区間となる。しかし、非正規分布の場合は平均値と最頻値が違っているため、別の推定方法が必要となる。本研究では、信頼区間の推定方法として、ブートストラップ法に基づいた手法を適用した。ブートストラップ法は、得られた N 個の計算結果 x_i $(i=1,\ldots,N)$から重複を許してリサンプリングすることで、N が不十分な場合にも各種統計量を推定する。ここでは、x_iから N 個の値をサンプリングしてその平均値 μ^* と標準誤差 σ^*を計算し、同様のサンプリング計算を B 回繰り返した。得られた μ_b^*と $\sigma_b^*$$(b=1,\ldots,B)$毎に μ からのずれを表す t 値が得られるため、B 個の t 値の大小関係を整理し、それぞれ 2.5%と 97.5%に対応する $0.025B$ と $0.975B$ 番目の値を使って、信頼区間の下限と上限を推定した。

3. 結果・考察

図 1 に、100MeV 中性子を鉛材に照射した際の 10cm 深さにおける実効線量を PHITS で計算した場合の頻度分布を示す。分布は中性子断面積の不定性の影響を表現し、ここでは不定性に偏った分布を持たせた。黒線は計算結果が N=20 個の場合の頻度分布、青線は正規分布を仮定した場合の 95%信頼区間の上限と下限、赤線はブートストラップ法による非正規分布の区間を表す。黒線の分布がもつ最頻値は平均値とは差があり、正規分布を仮定した青線の区間は下限側を適切に評価できていない。一方、赤の区間は上限・下限共に黒の分布の範囲内で適切に推定できているが、黒線の分布と比較すると上限値を過小評価し、幅が狭くなる傾向を示すことがわかった。

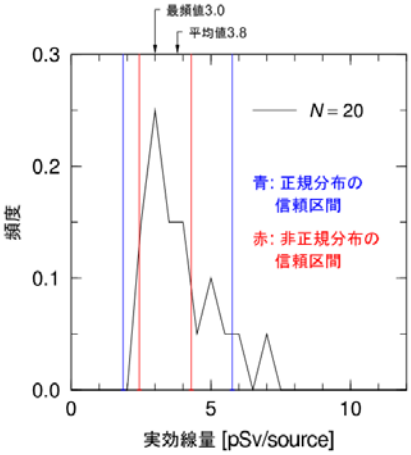


図 1. 中性子の遮蔽計算における系統的不確かさの分布。

＊本研究は JSPS 科研費 17K14917 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol., 55, 684-690 (2018).
[2] S. Hashimoto and T. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56, 345-354 (2019).

*Shintaro Hashimoto[1] and Tatsuhiko Sato[1]

[1]JAEA

医療用電子リニアックの利用線錐方向におけるモンテカルロ計算の信頼性

Accuracy of Monte Carlo calculation in the useful beam direction of the medical electron linac

*小迫 和明[1]，能任 琢真[1]

[1]清水建設

医療用電子リニアック室の利用線錐方向の遮蔽壁から漏洩する実効線量の評価をモンテカルロ計算コードで実施する場合、電子ビームの線源強度の規格化が必要である。遮蔽壁からの漏洩線量の測定値とその計算値を比較し、計算結果の信頼性を評価した。

キーワード：リニアック，電子，X線，制動放射線，利用線錐，遮蔽壁，モンテカルロ計算，MCNP

1. 緒言

医療用電子リニアック室の利用線錐方向の遮蔽壁からの漏洩線量は、遮蔽マニュアル[1]により簡便に計算することができる。しかし、マニュアル計算値は十分な安全裕度を含むために厚い遮蔽壁となる。モンテカルロ（MC）計算により最適な厚さを求めるために、MC 計算の信頼性を評価する必要がある。

2. モンテカルロ計算と測定

2-1. 電流値の MC 計算

リニアックの IC 位置の吸収線量は 5 または 6 Gy/分に規定されている。10 MeV リニアックのX線照射における電子の電流値は、アイソセンター（IC）位置に設置した水ファントムモデルを用いて MCNP5 コードにより規定された吸収線量となるように求めた。

2-2. 利用線錐方向の漏洩線量測定

10 MeV リニアックのX線照射における利用線錐方向の遮蔽壁（内側コンクリート 30 cm＋鉄板 48 cm＋外側コンクリート 76 cm；鉄板幅 360 cm）からの漏洩線量を利用線錐中心軸上と鉄板の端部を通る線上の３点で測定した（図１）。測定は NaI シンチレーション検出器を使用し、γ線線量率を求めた。

2-3. 漏洩線量の MC 計算

利用線錐方向の遮蔽壁からの漏洩線量を MCNP5 で計算し、その結果を電流値で規格化した。図１に利用線錐方向のガンマ線線量の空間分布を示す。

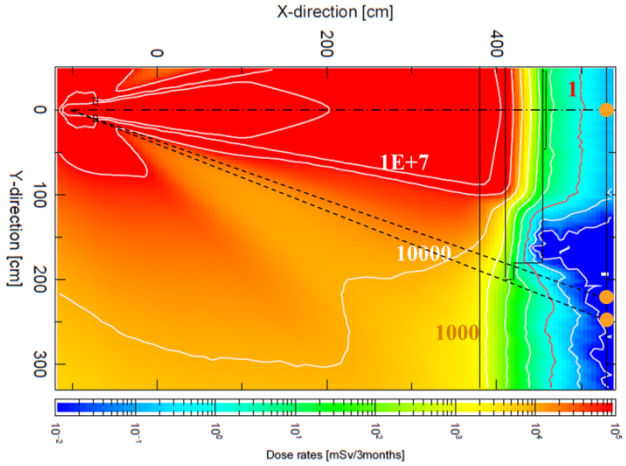


図１　リニアック室の利用線錐方向における γ線線量空間分布

3. 結論

測定値と計算値の比較から、MC 計算は±50%以内で漏洩線量の分布を評価できる。

参考文献

[1] 原子力安全技術センター「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」

*Kazuaki Kosako[1] and Takuma Noto[1]

[1]Shimizu Corp.

Improvements to DCHAIN-SP and its data libraries

*Hunter Ratliff[1], Chikara Konno[1], Norihiro Matsuda[1] and Tatsuhiko Sato[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

DCHAIN-SP, the radionuclide build-up and decay code distributed alongside the PHITS particle transport code, is being updated with modern data libraries and calculation features, the most important being propagation of statistical uncertainties in its input data to the reported nuclide inventories, activities, decay heat, and gamma-ray spectra. These data library and feature updates will be detailed in this presentation.

Keywords: PHITS, activation calculation, uncertainty, nuclear data

1. Introduction

PHITS, the Particle and Heavy Ion Transport code System, is a general purpose Monte Carlo particle transport code capable of a wide variety of calculations, including nuclide production through spallation, neutron capture, and other common reactions. However, PHITS only considers short time spans designed for observing nuclear reactions, meaning it cannot simulate radionuclide build-up and decay; DCHAIN-SP was built explicitly for these build-up and decay calculations though. The two codes can be used together to simulate the production, build-up, and decay of nuclides.

2. DCHAIN-SP data library improvements and uncertainty implementation

The current version of DCHAIN-SP distributed with PHITS utilizes somewhat dated data libraries—the decay data largely consisting of 1980s and 1990s evaluations and the neutron reaction cross section library being from a 2005 evaluation. This work has modernized both libraries in DCHAIN-SP to evaluations from the past five years (including JENDL/DDF-2015, JENDL/AD-2017, and ENDF/B-VIII.0), updating the decay data for all previously supported nuclides and expanding the total number of supported nuclides from 3144 to 4013, primarily adding many exotic, short-lived nuclides. Shown in the example calculation in Fig. 1, notable differences exist in the data for some nuclides. These updates and more differences between data libraries will be further detailed in the presentation.

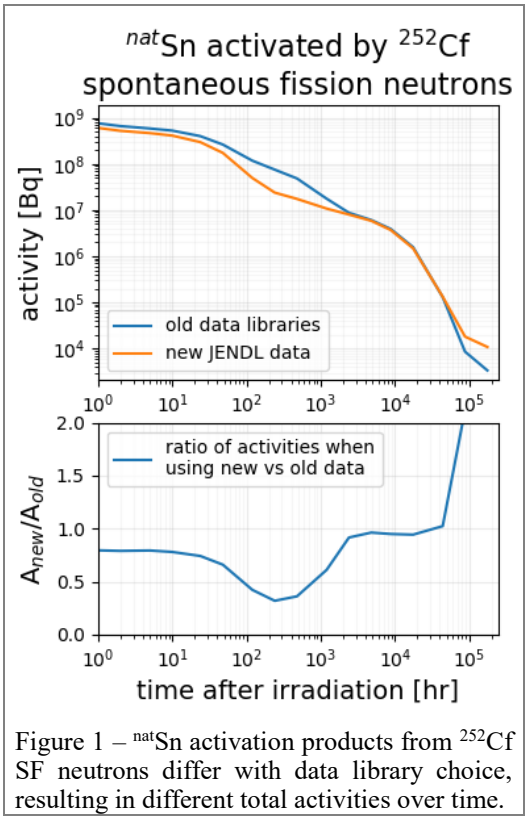


Figure 1 – ^{nat}Sn activation products from ^{252}Cf SF neutrons differ with data library choice, resulting in different total activities over time.

The nuclide yields and neutron fluxes produced by PHITS, then used in DCHAIN-SP, contain statistical uncertainties which DCHAIN-SP currently does not propagate through its build-up and decay calculations, allowing users to, sometimes mistakenly, interpret its results as being of high statistical clarity. This research adds this uncertainty propagation functionality, resolving that concern. Other improvements include an updated empirical model for predicting positron emission probabilities for competing β+ and electron capture decays where that data was absent from the decay data libraries and the ability for users to select between a variety of data libraries to use in their calculations.

3. Conclusion

These updates to DCHAIN-SP modernize its data libraries and allow for easier and faster assessment of the statistical validity of reported results. They will be released alongside a future version of PHITS.

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

[1N11-13] Shielding Standard

Chair:Shintaro Hashimoto(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 3:35 PM - 4:25 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N11] Development of a dose rate prediction method for various sampled fuel debris

*Keisuke Okumura[1,2], Kenichi Terashima[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

3:35 PM - 3:50 PM

[1N12] Publication of " A Handbook of Radiation Shielding -applications-"

*Yoshitomo Uwamino[1,2] (1. Institute of Technology, Shimizu, 2. RIKEN Nishina Center)

3:50 PM - 4:05 PM

[1N13] Discussion on the Standardization of Shielding Concrete

*Koichi Okuno[1], Kenichi Kimura[2], Mikihiro Nakata[3], Yukior Sakamoto[4], Toshinobu Maenaka[5], Ryu Shimamoto[6], Masahiro Tahiguchi[7], Tomohieo Ogata[8] (1. Hazama Ando Corp., 2. Fujita corp., 3. MHI NS Eng., 4. ATOX Corp., 5. Takenaka corp., 6. Chuden corp., 7. Taisei corp., 8. MHI)

4:05 PM - 4:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

多様なサンプリング燃料デブリの線量率予測手法の開発

Development of a dose rate prediction method for various sampled fuel debris

*奥村 啓介[1,2]，寺島 顕一[1,2]
[1]国際廃炉研究開発機構，[2]原子力機構

多様な性状が予想されるサンプリング燃料デブリの表面付近の線量率を予測する手法を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，線量率予測

1. 緒言： 東京電力福島第一原子力発電所(1F)では、少量の燃料デブリサンプリングが計画されているが、号機や部位に依存して多様な性状の燃料デブリの採取が予想される。燃料デブリの放射線遮蔽や作業員被ばくの管理等に資するため、多様な燃料デブリの表面付近におけるガンマ線の周辺線量等量(以下、表面線量率と呼ぶ)を簡便に予測するための評価手法を理論と数値計算に基づき検討した。

2. 手法： 表面線量率は、燃料デブリの大きさ、元素組成、線源核種、事故時における揮発性 FP 放出率、燃焼度、評価時期などに依存するものと考えられる。これらの多くのパラメータ（特に元素組成）の組み合わせは膨大であり、現状ではそれらのパラメータ値を推定する情報も限定的である。これらのことが燃料デブリの表面線量率の予測を困難なものにしている。そこで、均質一様な球形状の燃料デブリを想定し、1) 詳細な燃焼・放射化計算[1]に基づく線源核種組成データの作成、2)線源核種毎のガンマ線源作成(線スペクトル)、3)デブリ内一様分布を仮定した核種毎の単位線源による様々なデブリ性状パラメータを組み合わせた線量率計算(PHITS[2])、4)理論モデルと数値計算結果のフィッティング式を組み合わせた評価式の作成、を行った。

2. 結果： 本研究で作成した表面線量率 D の評価式を以下に示す。

$$D\left(r,\ \rho,u,w_{Zr},w_{Fe},\ t,N_Z,B,\vec{f}\right)=\sum_i g_i(1-f_i/100)\cdot P_i\left(r,\ \rho,u,t,B\right)\cdot R_i(r,u,N_Z)$$
$$+\left\{g_{Co60}^{Zr}\cdot P_{Co60}^{Zr}\left(r,\ \rho,w_{Zr},\ t\right)+g_{Co60}^{Fe}\cdot P_{Co60}^{Fe}\left(r,\ \rho,w_{Fe},\ t\right)\right\}\cdot R_{Co60}(r,\ u,N_Z)$$
$$+g_{Sb125}^{Zr}\cdot P_{Sb125}^{Zr}\left(r,\ \rho,w_{Zr},\ t\right)\cdot R_{Sb125}(r,\ u,\ N_Z)$$

ここで、r:半径、ρ :かさ密度、u:ウラン濃度、w_{Zr}:デブリ中 Zr 濃度、w_{Fe}:デブリ中 Fe 濃度、t:事故後の経過時間、N_z:元素組成に基づく陽子数密度、B:燃焼度、i:燃料線源寄与核種、g_i:補正因子(通常 1.0)、f_i:事故時 FP 放出率、P_i:線源強度を表す光子放出率関数、R_i:自己遮蔽効果を表す単位線源による表面線量率応答関数、である。作成した評価式を表計算ソフトに組み込み、多様な燃料デブリの表面線量率のパラメータ依存性を即座に計算できるようにした。図 1 は、作成した評価式により、$(U,Zr)O_2$ を主成分とする TMI-2 の燃料デブリに近い性状(ただし平均燃焼度は 1F 相当)の 1F サンプリング燃料デブリ(2021 年)の表面線量率の半径依存性と線源寄与を示したものである。^{137}Cs(^{137m}Ba)や ^{154}Eu 等の線源量の増大に伴い表面線量率は大きくなるが、自己遮蔽の効果により飽和する傾向がみられる。発表時には、MCCI などの性状による違い、その他の留意すべきパラメータ依存性などを示す予定である。

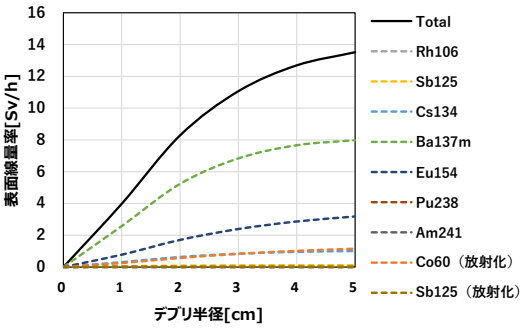


図 1 燃料デブリの表面線量率の試算例

※本成果は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握・分析技術開発)」により得られたものです。

【参考文献】[1] 岡本, 奥村,他, 2012 年秋の大会 Q14、[2] PHITS ホームページ (https://phits.jaea.go.jp/)

*Keisuke Okumura[1,2] and Kenichi Terashima[1,2]
[1]IRID, [2]JAEA

「放射線遮蔽ハンドブック —応用編—」の刊行
「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会の活動報告

Publication of "A Handbook of Radiation Shielding -Applications-"

Activity of Research Committee on Application Technologies of Shielding Calculation

*上蓑 義朋 [1,2]

[1] 清水建設技術研究所, [2] 理研仁科センター

2016 年に発足した「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会は、「放射線遮蔽ハンドブック —応用編—」の執筆・編集を進めており、2019 年度末までに刊行の予定である。

キーワード：放射線遮蔽ハンドブック、応用編、「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会、活動報告

1. 経緯

2012 年に発足した「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会は、2015 年 3 月に「放射線遮蔽ハンドブック —基礎編—」を刊行し、約 600 部という学会の刊行物としては異例の部数を販売した。引続き委員会は「—応用編—」の編集に着手した。2016 年には新たに「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会の発足が認められ、「放射線遮蔽ハンドブック —応用編—」の 2019 年度内の刊行を目指して活動している。

2. 応用編の概要

基礎編では、放射線源、断面積とライブラリ、離散座標法とモンテカルロ法による詳細輸送計算法、バルクやストリーミング等の簡易計算法、遮蔽材料などについて詳細に解説しているのに対し、応用編ではこれらを利用する上での注意点、特殊な計算方法、ベンチマーク実験、実際の遮蔽設計例などを紹介している。以下に暫定的な目次を示す。

1 章　概要

2 章　設計手順および計算の選択ならびに注意点

設計の手順と計算手法の選択／計算手法に関する注意点／ダクトストリーミング評価技術／スカイシャイン評価技術

3 章　特殊な計算手法

感度解析と誤差解析／検出器の応答関数評価／観測量などの評価／運転停止後線量の評価／今後の開発

4 章　ベンチマーク実験とその解析例

バルク遮蔽(原子炉)／同(14 MeV)／同(加速器)／ストリーミング／スカイシャイン／キャスク

5 章　原子力施設の遮蔽設計例

PWR／BWR／輸送用キャスク／使用済燃料中間貯蔵施設／再処理施設／廃炉及び廃棄物

6 章　RI と加速器施設の遮蔽設計例

RI 滅菌施設／医療用電子リニアック／PET 薬剤製造施設／粒子線治療施設／ホウ素中性子捕捉療法施設／核融合炉試験装置／陽子および重イオン加速器施設／電子加速器施設

8. 施設の放射化

原子炉／PET 薬剤製造施設・研究用加速器

付録

---

*Yoshitomo Uwamino [1,2]

[1]Institute of Technology, Shimizu Corporation., [2]RIKEN Nishina Center

遮蔽材料標準の策定について(14)
- 遮蔽材料標準に係る組成検討の進捗状況 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete
(14) The progress of investigation for shielding concrete standard composition

*奥野功一[1], 木村健一[2], 中田幹裕[3], 前中敏伸[4], 島本 龍[5], 谷口 雅弘[6], 鈴木正樹[4]
[1]安藤ハザマ, [2]フジタ, [3]MHI NSエンジニアリング, [4]竹中工務店, [5]中部電力, [6]大成建設,

標準委員会 遮蔽材料標準作業会では遮蔽設計に用いるためのコンクリート材料組成の標準化を検討している。本稿ではこれまでのコンクリート組成検討の進捗状況と、元素組成変動の線量率影響検討及び標準化の計画について報告する。

キーワード：遮蔽材料, コンクリート, 標準化, 線量率計算

１．はじめに

遮蔽材料組成の標準化作業については、2014年に活動を開始して以来、コンクリート組成の調査及び遮蔽設計用組成標準化検討と、組成変動が遮蔽透過後の線量率に与える影響を検討してきた。本稿ではこれまでの経緯を整理し、これまでの検討に立脚した標準化ロードマップを説明するとともに、元素組成変動の線量率影響検討及び標準化の今後の具体的計画について示す。

２．遮蔽計算用コンクリート組成検討状況

コンクリート組成の標準化作業においては、コンクリートの専門知識が要求されることから日本建築学会所属委員にコンクリート製造の実情を踏まえた標準組成の検討を依頼し、検討結果を遮蔽計算用コンクリート標準組成の重要な基礎とすることとした。コンクリートは地産地消の材料で、地域により粗骨材等のコンクリート原料も異なることから、原料による差異に依存しない共通の遮蔽計算用コンクリート標準組成が科学的かつ実用的な観点から検討された。検討結果を基に、従来から施設の設計で利用されてきた遮蔽計算用コンクリート組成との比較検討を実施すべく、原子炉線源及び発生中性子のエネルギーが20MeV以下の加速器線源に対して線量率影響の検討を開始した。

３．元素組成案の線量率影響検討状況

既実施済み影響評価に加え、コンクリート製造の実情を踏まえた標準組成の検討で示された、主要な元素の組成変動に対する線量率影響評価を実施中である。この検討により、減衰率に影響が有意な元素と、遮蔽計算用コンクリート標準組成案と、現実に存在する組成との遮蔽性能の変動幅を明確にし、標準の附属書(参考)に、標準組成を施設基本設計時に使用する際の留意事項の一つとして示す方針である。

４．標準作成の今後の計画

標準策定までのロードマップを以下に示す。今後、論文執筆や国際会議など多くの場で発表すると共に、そこで得られた意見等も取り入れ、より実用的な標準化策定作業を進めていく計画である。

	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021
放射線遮蔽分科会	▼作業会設置				▼成立性確認	▼着手	▽中間報告	最終報告▽	策定▽
遮蔽材料標準作業会		標準成立性の事前検討				標準策定作業			

*Koichi Okuno[1], Ken-ichi Kimura[2], Mikihiro Nakata[3],Toshinobu Maenaka[4],Ryu Shimamoto[5],Masahiro Taniguchi[6],Masaki Suzuki[4]
[1]Hazama-Ando Corp.,[2]Fujita Corp.,[3]MHI Nuclear Solutions and Engineering,[4]Takenaka Corp.,[5]Chubu Electric Power Co., Inc.,[6]Taisei Corp.

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

[1N14-16] Radiation Metrology

Chair:Akira Taniike(Kobe Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 5:15 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N14] Estimation of Cs-137 contamination with pinhole gamma camera

*Hideo Hirayama[1,2], Katsumi Hayashi[2], Kohei Iwanaga[2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[2] （1. KEK, 2. NRA）

4:25 PM - 4:40 PM

[1N15] The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding

*Norihiro MATSUDA[1], Yoshihiro HIRAO[2] （1. JAEA, 2. NMRI）

4:40 PM - 4:55 PM

[1N16] The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding

*Yoshihiro Hirao[1], Norihiro Matsuda[2] （1. NMRI, 2. JAEA）

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ピンホール型ガンマカメラによる Cs-137 汚染量の推定

Estimation of Cs-137 contamination with pinhole gamma camera

*平山　英夫[1,2]，林　克己[2]，岩永　宏平[2]，近藤 健次郎[1,2]，鈴木 征四郎[2]

[1]高エネルギー加速器研究機構，[2]原子力規制庁

ピンホール型ガンマカメラによる γ 線全エネルギー吸収ピーク計数率と線源からの距離及び途中の物質による減衰を考慮した直接線情報により Cs-137 放射能（Cs-137 汚染量）を推定する方法を検討した。

キーワード：ピンホール型ガンマカメラ、Cs-137、全エネルギー吸収ピーク検出効率、CdTe、福島第 1 原子力発電所

1. 緒言

ピンホール型ガンマカメラにより γ 線全エネルギー吸収ピーク計数率が測定出来る場合、線源からの距離と途中の物質による減衰から解析的に計算できる直接線情報と併せて汚染量を推定できる可能性がある。日立のガンマカメラ HDG-E1500[1)] を対象にピンホール型ガンマカメラによる Cs-137 汚染量の推定法について検討した。

2.ガンマカメラの 0.662 MeV γ 線の全エネルギー吸収ピーク計数率による Cs--137 汚染量の推定法

2-1. Cs-137 汚染量とガンマカメラの 0.662 MeVγ 線全エネルギー吸収ピーク計数率の関係

Cs-137 から崩壊当たりに放出される 0.662 MeV γ 線数を f (=0.851)、線源とガンマカメラの距離を d (cm)、線源とガンマカメラの間にある空気を含む物質の 0.662 MeV γ 線の対する平均自由行程を t (mfp)、ガンマカメラの実効ピンホール半径を r_{eff} (cm)、ピクセルに入射した 0.662 MeV γ 線の全エネルギー吸収ピーク計数検出効率を ε、ガンマカメラの 0.662 MeV γ 線全エネルギー吸収ピーク計数率の該当領域のピクセル合計値を P (cps) とすると、Cs-137 汚染量 Q (Bq) は、$Q\ (\mathrm{Bq}) = \frac{4\pi d^2 P}{\exp(-t)\varepsilon f Q \pi r_{eff}^2} = \frac{4d^2 P}{\exp(-t)\varepsilon f Q r_{eff}^2}$ で求めることができる。

2-2. 実効ピンホール半径

HDG-E1500 のピンホールを構成しているコリメータは断面が三角形の W 製で、最も狭い箇所の半径が 3 mm という構造になっている。ピンホール部を含むコリメータを通過して検出面に到達する 0.662 MeV γ 線の数から実効ピンホール半径を求めた。推定では、線源からの γ 線が平行ビームとしてガンマカメラに垂直に入射する場合の実効ピンホール半径 4.64 mm を使用する。

2-3 全エネルギー吸収ピーク検出効率

HDG-E1500 の検出器は CdTe 素子で、検出部は 16 x 16 個の 2.21 mm x 2.44 mm x 5 mm のピクセルで構成されている。ピクセルに入射した 0.662 MeV γ 線の全エネルギー吸収ピーク検出効率は、ピンホール位置に校正線源をおいて得られた全ピクセルの平均ピーク計数率から求めた 0.0158 を使用する。

2-4 Cs-134 汚染量推定式

以上から、$Q\ (\mathrm{Bq}) = 1380 \times d^2 P / \exp(-t)$ により、Cs-137 汚染量を推定できる。

講演では、校正線源による測定結果との比較検討、１F 構内でのガンマカメラによる Cs-137 汚染量の推定例を併せて報告する。

参考文献

[1] https://www.hitachi.co.jp/products/healthcare/products-support/radiation/gammacamera/gammacamera/index.html

---

*Hideo Hirayama[1,2], Katsumi Hayashi[2], Kouhei Iwanaga[2] and Seishiro Suzuki1[2]

[1]High Energy Accelerator Research Organization, [2] Nuclear Regulation Authority

順透過スペクトル法の開発
（1）順透過スペクトル法の原理

The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding
(1) principle of the forward-transmission spectrum method

*松田 規宏[1]，平尾 好弘[2]
[1]原子力機構，[2]海技研

ガンマ線バルク遮蔽の新たな簡易線量評価手法として、媒質中を順方向に透過するガンマ線からなる「順透過スペクトル」に基づく「順透過スペクトル法」を開発した。

キーワード：ガンマ線線量評価，バルク遮蔽，簡易計算，PHITS，EGS5

1. 緒言

点減衰核法は、バルク遮蔽の評価において極めて有用な手法であるが、補正係数であるはずのビルドアップ係数に過度に依存している。そこで、「順透過スペクトル」に基づく「順透過スペクトル法」を開発した。ここでは、その原理を解説する。

2. 方法

無限媒質を透過するガンマ線は、媒質に依存した平衡スペクトルを形成する。この形成過程に着目して、「平衡スペクトルの形成を主導するガンマ線」を定義した。また、この定義を拡張した「順透過スペクトル」について、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS（正確には、PHITS に組み込まれた EGS5 [1]）を用いたシミュレーションで特徴を確認した。

3. 結果

鉄遮へい体中における順透過スペクトルの線量の減衰を図 1 に示す（赤色の実線）。非衝突ガンマ線の線量の減衰（青色の点線）を併せて示す。非衝突ガンマ線の線量と比べ、順透過スペクトルの線量は、全線量の減衰（黒色の実線）に追従していることがわかる。全線量に対する順透過スペクトルの線量の減衰の追従性は、入射エネルギーや媒質を変えても確認することができた。この比、いわゆる順透過スペクトルの線量の補正係数は、ガンマ線が媒質に入射してから 数 mfp の間で急激に変化し、その後はほぼ一定の値をとることがわかった。

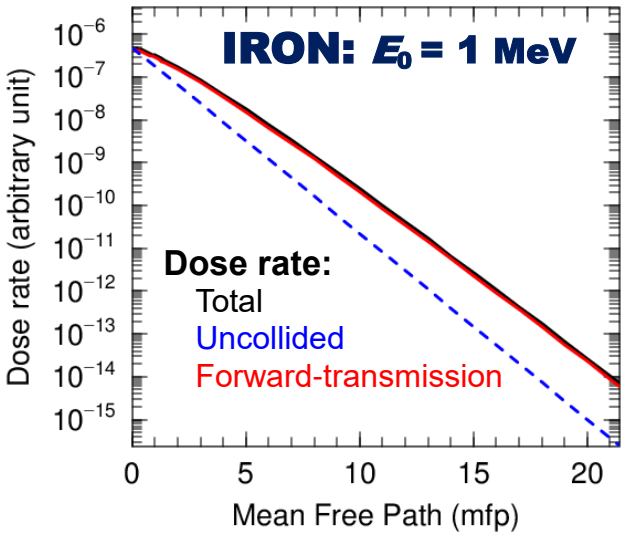


図 1　鉄遮へい体中における線量の減衰

この結果を含む順透過スペクトル及びその補正係数の特徴は、本手法がガンマ線バルク遮蔽の簡易計算に適していることを示すものであった。

本研究は、科研費（課題番号「16K06967」）の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Hideo Hirayama, Yoshihito Namito, Alex F. Bielajew, Scott J. Wilderman and Walter R. Nelson, "The EGS5 code system," SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

---

*Norihiro MATSUDA[1] and Yoshihiro HIRAO[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Maritime Research Institute

順透過スペクトル法の開発
（2）バルク遮蔽計算における視点

The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding
(2) Perspectives on bulk shielding calculation

*平尾 好弘[1]，松田 規宏[2]
[1]海技研，[2]原子力機構

γ線バルク遮蔽に対する簡易計算の研究を通覧して、新たに開発した「順透過スペクトル法」の位置付けを行う。本手法の点減衰核法に対する優位性を明らかにするとともに、遮蔽応用にとって重要な多重層問題や線量換算係数に対する研究展開の可能性について報告する。

キーワード： γ線線量評価，バルク遮蔽，簡易計算，順透過スペクトル法

1. 緒言

γ線バルク遮蔽に対する簡易線量計算の研究は、点減衰核法の予測精度を高精度で保証するビルドアップ係数（BF）に関するものを中心に、遮蔽性能評価の基礎・応用において、我が国研究者の多大な貢献とともに成熟してきた。既往研究を通覧して、新たに開発した順透過スペクトル（FTS）法の位置付けを行う。

2. 方法

国内を中心に展開した計算法として簡易な点減衰核法及び透過行列法、及びそれらを挟む形で詳細な Invariant Embedding（IE）法の原理と特徴をレビューし（表 1）、FTS 法の位置付けを行った。ここでいう簡易計算法とは、空間的・エネルギー的に、放射線の透過減弱に係るマクロな挙動と結びついた直感的理解、及び少ないパラメータで表現が可能な手法を指す。解の連続性は多少犠牲にされるが一義的に解釈可能である。

表 1　γ線バルク遮蔽に対する線量計算法のレビュー

	点減衰核法（簡易）	Ｉ Ｅ法（詳細）	透過行列法（簡易）
原理	非衝突線の線量に対して、多様な補正係数を考慮	光の反射・透過問題の行列解法をγ線の輸送問題に拡張	γ線のエネルギー領域を数個に分割した行列計算に基づく
特徴・応用	・パラメータが少なく理解容易 ・拡張性なく多重層問題は対処療法的	・ビルドアップ係数算出に利用 ・多重層問題へ拡張	・多重層問題に適用

3. 知見

簡易計算法は通例、パラメータを絞るために馴染み深いベースとそこからの変化やバイアスを表現する定数を用いた数式で表現される。ベース、及びベースと定数の関係性が複雑だと直感的理解を妨げるので、ベースとして現象を支配する放射線挙動の概念が、また関係性が線型になるようにベースと定数の独立性が考慮される。例えば点減衰核法はベースが非衝突線量で BF の独立性が高く、それらの次元も少ないことが広く利用される所以である。一方、遮蔽応用として重要な多重層境界の不連続な線量変化を説明しようとすると、点減衰核法に畳み込まれた情報では足りず、対処療法的な補正しかできない。そこで、スペクトルの主要な変動から説明できるように、新たに開発した FTS 法では次元を増やして行列要素を定数とする透過行列法の流れに回帰を試みた。また FTS 法は、媒質中の順透過スペクトルの（準）平衡性をベースとする点に新規性がある。非衝突線は平衡スペクトルでも表せるため、点減衰核法との親和性もある。今後、定数データの整備と遮蔽応用に対する研究展開を行って適用性を証明する。（科研費「16K06967」助成研究）

参考文献　[1]　松田他、順透過スペクトル法の開発（1）順透過スペクトル法の原理、2019 年秋の大会 (2019).

* Yoshihiro HIRAO[1] and Norihiro MATSUDA[2]
[1]National Maritime Research Institute, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[1O01-07] Advanced PRA Methodology

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:55 AM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O01] Application of Surrogate Models for Dynamic PRA

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

10:00 AM - 10:15 AM

[1O02] Application of dynamic PRA to the design optimization of sodium-cooled fast reactors

*Miku Ishizaki[1], Futoshi Tanaka[1], Hiroshi Sakaba[1], Chihiro Nishizaki[1], Tsuyoshi Sawairi[1], Atsushi Kato[2], Akihiro Ide[3], Akihiro Shibata[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

10:15 AM - 10:30 AM

[1O03] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

*HITOSHI MUTA[1], YASUKI OHTORI[1] (1. Tokyo City University)

10:30 AM - 10:45 AM

[1O04] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

*Kenji MORI[1], Hitoshi MUTA[1], Yasuki OHTORI[1] (1. Tokyo City Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1O05] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

*Yoshifumi Katayama[1], Toshiaki Sakai[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1O06] Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

*Satoshi Shinzaki[2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. NEL)

11:15 AM - 11:30 AM

[1O07] Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

*Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2], Satoshi Shinzaki[2] (1. The University of Tokyo, 2. Nuclear Engineering, Ltd)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ダイナミック PRA における代替統計モデルの適用
(1) PCT の限界曲面予測への適用性に関する検討

Application of Surrogate Models for Dynamic PRA

(1) Investigation of Effectiveness for Limit Surface Prediction

*木下 郁男 [1]

[1]原子力安全システム研究所

ROSA/LSTF の小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象模擬実験を対象に、RELAP5 コードによる燃料被覆管最高温度の限界曲面を予測する代替統計モデルを構築し、適応的サンプリング手法による限界曲面計算の効率と精度を検討した。

キーワード：ダイナミック PRA，代替統計モデル，限界曲面，適応的サンプリング，RELAP5

1. 緒言　限界曲面は、入力パラメータの空間において計算結果がある成功基準に関して成功／失敗となる境界の曲面である。限界曲面の計算を効率的に行うためには、安全解析コードよりも計算コストの小さな代替統計モデルの適用が有効である。本研究では、適応的サンプリング法により限界曲面を予測する代替統計モデルを構築し、限界曲面計算の効率と精度を検討した。

2. 解析方法　解析対象は、小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象におけるアクシデントマネジメント策の蒸気発生器 2 次側強制減圧操作を模擬した ROSA/LSTF 低温側配管 1.0%破断実験とした。本研究では、破断口径と減圧開始時間を不確かさの入力パラメータとした。少数の入力データの RELAP5 計算結果を学習データに使用して、ガウス過程回帰モデルにより被覆管最高温度（PCT）の閾値を 1,000 K とする限界曲面を計算した。学習データのサンプリングには、ランダムサンプリング法と適応的サンプリング法[1]を使用した。適応的サンプリング法では、限界曲面を次のように計算した。初めに、少数の学習点（4 点）をランダムに選んで限界曲面を予測し、次に、その限界曲面上から 1 点を選んで、それを学習点に追加して代替統計モデルを更新するという手順を繰り返して実施した。それぞれのサンプリング法による限界曲面の計算精度を、RELAP5 による直接計算結果と比較した。

3. 解析結果　図 1 および図 2 にランダムサンプリング法および適応的サンプリング法による限界曲面の計算結果を示す。赤は RELAP5 により計算した PCT が 1,000 K 以上の領域を示す。青はそれぞれのサンプリング法による代替統計モデルの学習点（40 点）を示す。適応的サンプリング法のほうが、学習点は RELAP5 計算による限界曲面の近くでサンプリングされており、限界曲面は RELAP5 計算結果と良く一致していることが分かる。図 3 に、学習サンプル数に対する代替統計モデルで予測した失敗確率（PCT が 1,000 K 以上）の収束過程を示す。適応的サンプリング法のほうが RELAP5 による計算結果に速く収束することが分かる。

参考文献　[1] C. Parisi, et al., BEPU2018-264 (2018)

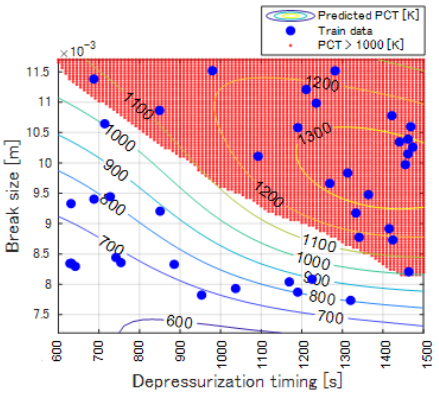


図 1　限界曲面計算(ランダムサンプリング)

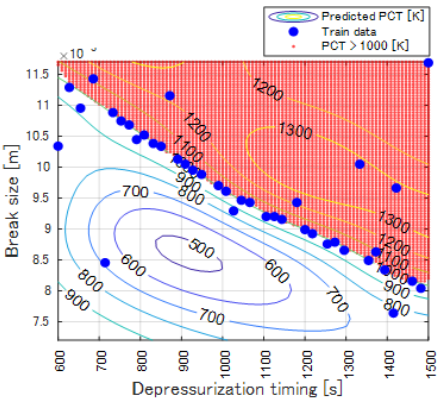


図 2　限界曲面計算(適応的サンプリング)

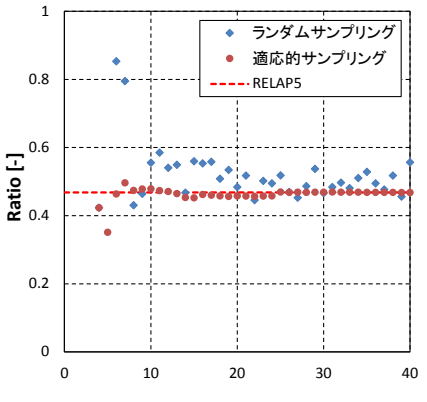


図 3　失敗確率の収束過程

*Ikuo Kinoshita[1], [1]INSS

ナトリウム冷却高速炉の設計最適化への動的 PRA の適用検討

Application of dynamic PRA to the design optimization of sodium-cooled fast reactors

*石崎 未来[1]，田中 太[1]，坂場 弘[1]，西﨑 千博[1]，澤入 剛[1]
加藤 篤志[2]，井手 章博[3]，柴田 明裕[3]
[1]三菱重工業，[2]日本原子力研究開発機構，[3]三菱 FBR システムズ

ナトリウム冷却高速炉（SFR）では、一般に崩壊熱除去系（DHRS）の使命時間が軽水炉よりも長く設定される。そこで、プラント状態の経時変化を扱える動的な確率論的リスク評価（PRA）の適用性について検討し、状態変化に着目したリスク情報が抽出できることを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、動的 PRA、信頼性評価、炉心損傷頻度、設計最適化

1. 緒言

SFR では異常時の緩和系システム構成が軽水炉と異なり、一般に PRA 評価上の使命時間が軽水炉より長く設定される。崩壊熱の減衰を考慮しない場合、安全系機器の機能復旧操作や修復の時間余裕を過小に扱うこととなり、結果として炉心損傷頻度が過度に保守的に評価される。そこで、炉心損傷までの時間余裕等を考慮し、状態変化に着目したリスク情報を抽出するため、動的 PRA の適用性について検討した。

2. 評価方法

2-1. 評価対象シナリオ

従来の PRA 評価で支配的であった、原子炉トリップ後の電気盤故障により DHRS 機能が喪失する事象を想定する。その後、DHRS 機能の手動復旧に期待するシーケンスを対象とした。本評価で用いた動的 PRA 手法は、従来の手法を高速炉を対象に改良したものである。

2-2. 炉心損傷頻度の評価

評価対象シナリオに対し、使命時間を 168 時間とし、故障が発生するタイミング、喪失した機能が復旧するまでの時間、DHRS の状態及び崩壊熱の経時変化に応じた 1 次系温度の時間変化を考慮する。ここで、原子炉容器の構造健全性の判断基準である 650℃を超過した時点で炉心損傷に至ったと判定する。炉心損傷頻度は炉心損傷と判定した数を総試行計算数で除した値とした。

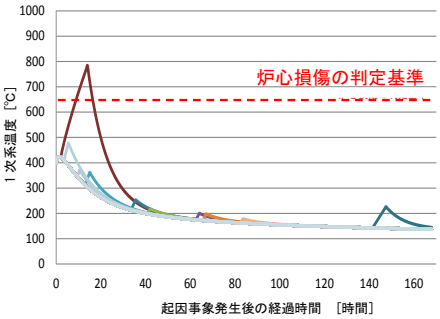


図 1　1 次系温度の時系列変化の計算例

2-3. 評価結果

図 1 に 1 次系温度の時系列変化例を示す。比較的短期間に DHRS が故障した場合、崩壊熱が大きく時間余裕が短いため 1 次系温度が上昇し判断基準を超過するケースが見られる。一方比較的長い時間が経過した後に DHRS が故障した場合では、1 次系温度の上昇は緩やかで手動復旧に成功する傾向にある。炉心損傷発生時期の度数分布からも炉心損傷は起因事象発生後の短期間に集中していることが示された（図 2）。これは時間の経過とともに崩壊熱が減衰し手動復旧の時間余裕が長くなったためである。経時変化を勘案することで状態変化に着目したリスク情報を抽出でき、設備設計仕様、操作手順、人的配置など、設計最適化検討に資する情報を得た。また、本検討により得られた炉心損傷頻度は従来 PRA 手法の結果より低いことも示された。

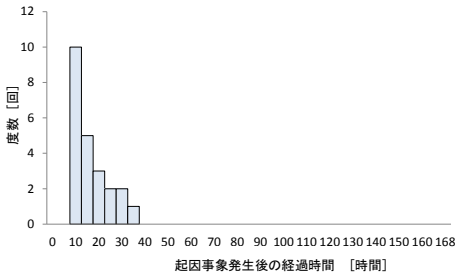


図 2　炉心損傷発生時期の度数分布

3. 結論

動的 PRA の適用により、DHRS 機能喪失が発生しうるタイミングや炉心損傷までの時間余裕に関する影響などを明らかにすることで、経時変化に着目した設計最適化検討に資するリスク情報を抽出できることを確認した。

*Miku Ishizaki[1], Futoshi Tanaka[1], Hiroshi Sakaba[1], Chihiro Nishizaki[1], Tsuyoshi Sawairi[1], Atsushi Kato[2], Akihiro Ide[3], Akihiro Shibata[3]　[1]MHI, [2]JAEA, [3]MFBR

※ 本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度　高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発 その１：統合的リスク評価手法の概観及び DQFM 法による 周期相関を考慮した MUPRA 手法の開発（基本的考え方）

Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event
Part 1 Concept of Integrated Risk Assessment Methodology and Development of Multi-Unit PRA Considering Frequency Correlation Using DQFM Methodology (Framework)

*牟田仁[1]，大鳥靖樹[1]
[1]東京都市大学

現状の外的事象を対象とした確率論的リスク評価における技術課題，即ち，様々な従属性及び相関性の適切な考慮，SSC・人間系・インフラ・周辺環境間の相互作用，マルチハザードの考慮，マルチユニットへの適用等について，個々を解決しつつ統合的なリスク評価手法としての体系化を図る．本稿はその 1 として DQFM 法を用いて，様々な機器損傷の相関性を考慮した MUPRA 手法の開発の基本的考え方について報告する．

キーワード：統合的リスク評価手法，外的事象，マルチハザード，マルチユニット，損傷相関

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故が契機となり，原子力安全規制が強化され，重大事故への対応も確率論的リスク評価(PRA)の知見に基づき継続的な安全性の向上が要求されている．我が国の PRA の技術は 1980 年代後半から研究が行われているが，規制に合理的に適用していくためには，不確かさや未知領域或いは既知ではあるが未モデル化領域の扱いなど，検討すべき課題も多い．

本研究では，様々な従属性及び相関性の適切な考慮，SSC・人間系・インフラ・周辺環境間の相互作用，マルチハザードの考慮，マルチユニットへの適用等といった現状の PRA が抱える技術課題（表 1 参照）を包絡的に検討し，統合的な確率論的リスク評価手法として体系化を試み，規制等で参照とする場合等に合理的なモデル化範囲を設定するための知見を提供することを目的とする．

表1. PRA技術課題の整理

誘因事象		事象単独	→	複合（随伴，同時，独立／従属）
ハザード評価		外部事象個々の評価	→	複合・組合せ考慮データの再分解
フラジリティ評価	モデル	簡易モデル	→	詳細モデル
	応答入力	PGA	→	応答スペクトル
	相関性	完全相関，無相関	→	部分相関，周期間相関
事故シーケンス評価	スコープ	単独	→	マルチユニット，環境・インフラ・構造物・人間系…
	システム解析手法	FT/ET解析	→	相互作用モデル，動的PRA

2. DQFM 法による周期相関を考慮した MUPRA 手法の開発（基本的考え方）

従来の PRA 手法は，個々の機器の故障や人の過誤に着目したリスク評価手法であり，構築物，システム，機器に加え，環境やインフラ，さらには組織（人）が相互に作用する複雑なシステムの分析には必ずしも適していない．一方で，現状の技術の延長線上にあると考えられるマルチハザード[1]，マルチユニット[2]の評価手法についても検討途上である．これらの課題間の関係性は把握されておらず，統合的なモデル化を行うことで明確化しておく必要があると考えられる．

本稿はこの技術課題に対する検討の一環として，DQFM 法を用いたマルチハザードの PRA 手法をベースに，機器間の部分相関と周期相関[3]を考慮し，さらにこれをマルチユニットへ適用した PRA 手法を提案する．提案手法に関連して，図 1 に部分相関を考慮するモデルの例を示す．手法の適用性についても報告する．

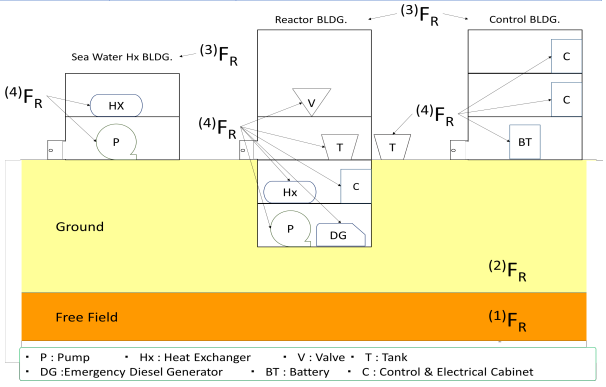


図1. 部分相関モデルの例

参考文献
[1] 牟田仁他，“地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発”,日本原子力学会 2018 年春の年会，2018 年秋の大会， 2019 年春の年会.
[2] (独)原子力安全基盤機構，“平成 21 年度多数基立地サイトの地震 PRA 手法の整備”，平成 23 年 6 月.
[3] 大鳥靖樹他，“地震 PRA における耐震多様性の評価”，日本原子力学会 2019 年春の年会.

* Hitoshi MUTA[1] and Yasuki OHTORI[1]
[1] Tokyo City University.

外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発
その２：原子力施設の事故に影響するインタラクションモデルの提案

Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part 2: Proposal of Interaction Model for Analysing Nuclear Facilities Accident

*森 憲治[1]，牟田仁[1]，大鳥靖樹[1]

[1]東京都市大学大学院共同原子力専攻

原子力施設における外的事象による複数事故同時発生の空間的な影響及び人的操作によるフィードバック等の影響を STAMP/STPA（Systems-Theoretic Accident Model and Process/STAMP based Process Analysis）モデルを用いて評価するインタラクションモデルを提案する。

キーワード：リスク評価，STAMP/STPA モデル，外的事象，複数事故の同時発生，人的操作，核燃料施設

1. はじめに

施設内に核燃料物質が分散して存在する核燃料施設では、地震等の自然外的事象による複数個所での事故（核燃料物質の漏えい、臨界等）の同時発生と、これらの事故が互いに影響を及ぼしながら進展する状況に留意する必要がある。また、核燃料施設では事故対策における人的操作の寄与が大きく、その事故へのフィードバックが事象進展に影響することが予想される。このような相互作用は従来の確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment : PRA）手法では取り扱いが難しいものと考えられる。

本稿では、これらの相互作用の取り扱いを可能とするため、システム理論に基づくアクシデントモデルである STAMP/STPA モデル[1]を導入する。

2. STAMP/STPA モデルをベースにした多層レイヤによるインタラクションモデル

従来の PRA 手法は、個々の機器の故障や人の過誤に着目したハザード分析手法であり、複数の機器や組織（人）（以下「要素」という。）が相互作用を行う複雑なシステムの分析には必ずしも適した手法とは言えない。一方、STAMP/STPA モデルは、要素間の制御／被制御に着目した分析手法で、このようなシステムのハザードを分析するのに適している。

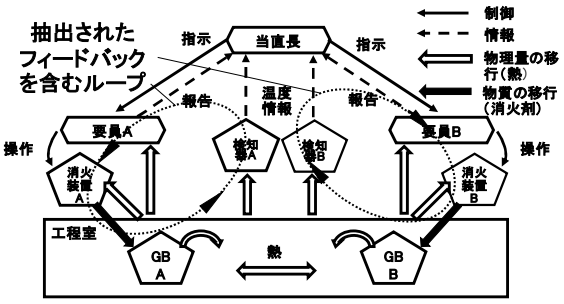


図 1 評価モデルによる分析の例

ここでは、STAMP/STPA モデルを用いて①要素間の制御による相互作用を表現した情報レイヤ及び②物理量（例えば熱等）や物質の空間での移行を表現した空間レイヤ、従来の PRA 手法の③FT（Fault Tree）で構成した SSC (Structures, Systems, Components)レイヤについて、各レイヤ内及びレイヤ間の各要素を制御／被制御（影響を及ぼす／受ける）の観点から関係付けて構成した多層レイヤ[2]により、相互作用を行うシステムの分析を可能とする評価モデルを提案する。

本評価モデルを用いたハザード分析例として、核燃料施設内の 2 箇所で同時に発生した仮想的なグローブボックス（GB）火災の分析例を図 1 に示す。図 1 は①及び②のレイヤの分析から抽出されたもので、GB 火災の検知器から消火剤の散布に至り、さらに火災の状況を検知するといったフィードバックを含むループが形成されている。このループが何等かの理由で途切れると消火に失敗して事象が進展するが、その途切れる要因を分析することにより、ハザードや起因事象を抽出できる。また、図 1 には 2 つの GB 火災から発生した熱が空間を介し互いに影響を及ぼすこと、消火装置や要員に影響を及すことが表現されており、これらの影響をハザード分析の際に考慮することができる。

このように、本評価モデルにより相互作用を行うシステムのハザード分析が可能となる。一方、リスクの定量化については、各要素に定量化のモデルを割り当てる必要があり、これは本研究の次の段階で検討する。

参考文献

[1] (独)情報処理推進機構, ”はじめての STAMP/STPA ～システム思考に基づく新しい安全性解析手法～”, 2016 年 3 月.

[2] 大鳥靖樹，牟田仁，尾本彰，“アクシデントモデル STAMP を用いた原子力発電所の自然外部事象に対するリスクマネジメントの研究 その 1:自然外部事象に対する STAMP モデルの適用性, ”2018 年秋の大会予稿集 2011”, 2018 年 9 月.

* Kenji MORI[1], Hitoshi MUTA[1] and Yasuki OHTORI[1]

[1] Corporative Major in Nuclear Energy, Graduate School, Tokyo City University.

外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発
その３：ベイズ推定を用いた原子力発電所屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線算定

Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part3:Bayesian estimation for generating fragility curve of high fidelity structure model

*片山 吉史[1]，酒井 俊朗[1]，大鳥 靖樹[2]，牟田 仁[2]

[1]電力中央研究所，[2]東京都市大学

ベイズ推定を用いてフラジリティ曲線算定に必要な地震応答解析の回数を低減可能な手法を検討した。本手法を原子力発電所の取水系土木構造物に適用した結果，原子力学会「地震 PRA 標準」[1]の詳細法と比べて，少ない解析回数で，同程度のフラジリティ曲線を得ることができた。

キーワード：フラジリティ曲線，ベイズ推定，地震 PRA，屋外重要土木構造物，耐震設計

1. はじめに

フラジリティ曲線は，一般に，耐力中央値 Am とばらつき β の 2 つの母数をもつ対数正規累積分布関数で表され，Am と β を精度良く推定することが重要である。また，フラジリティ曲線算定には，物性値や地震動をばらつかせた多数回の地震応答解析が必要であるが，解析モデルは年々詳細化しており，計算時間の問題が出てきている。本検討では解析回数の低減を目的としたフラジリティ曲線算定手法を検討する。

2. ベイズ推定を用いたフラジリティ曲線算定手法

(1) ベイズ推定：本検討では，ベイズの定理に基づく式(1)において，f_0 および f_1 を Am と β を確率変数とする結合確率密度関数と考えて，f_1 の周辺確率密度関数の期待値として Am と β を推定する。

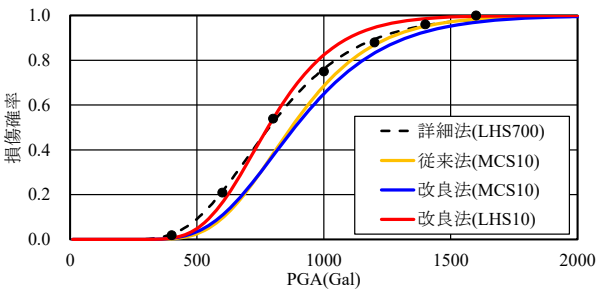
$$f_1(A_m,\beta|\varepsilon) = k \times P(\varepsilon|A_m,\beta) \times f_0(A_m,\beta) \qquad \text{式(1)}$$

ここで，f_0：事前確率密度関数，f_1：事後確率密度関数，k：係数，P：尤度関数

(2) 尤度関数：式(1)の尤度関数 P は Am と β がある値をとるときの解析結果 ε が生起する確率を表し，尤度関数をフラジリティ曲線とした場合(従来法)と，限界加速度の確率密度分布とした場合(改良法)を検討する。

(3) 事前分布：A_m と β は対数正規確率密度関数に従うとして式(1)の事前分布 f_0 を設定する。A_m の中央値は，中央値物性値を用いた裕度解析から算定した限界加速度を設定し，それ以外のパラメータは，事前に実施したフラジリティ曲線の Am と β を仮定したパラメータスタディを踏まえて設定した。

(4) 原子力発電所屋外重要土木構造物への適用：土木学会「原子力マニュアル」[2]における取水ピットおよび海水管ダクトに対して上記手法を適用した。地震応答解析は 2 次元 FEM 非線形時刻歴解析とし，破壊基準は層間変形角 1/100 とし，地盤の S 波速度のばらつきを考慮した。



図−1 フラジリティ曲線(海水管ダクト)

3. 計算結果と結論

解析回数 700 回の詳細法，解析回数 10 回の従来法と改良法のフラジリティ曲線を**図−1** に示す。改良法では S 波速度のサンプリングをモンテカルロ法(MCS)ではなくラテン超方格法(LHS)とした場合には，詳細法のフラジリティ曲線を概ね再現できており，3 次元モデルに適用した場合に解析コストを大幅に低減できる可能性がある。

参考文献 [1] 日本原子力学会：原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 2015

[2] 土木学会：原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル,2005 年 6 月

*Yoshifumi Katayama[1], Toshiaki Sakai[1], Yasuki Ohtori[2] and Hitoshi Muta[2]

[1]Nuclear Risk Research Center, CRIEPI, [2]Tokyo City University

連続マルコフ過程モンテカルロ法およびベイジアンネットワークを用いた広域リスク評価手法に関する研究　(1) 全体概要

Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

(1) Introduction to regional risk analysis method

*新﨑 聡司[1]，山口 彰[2]，張 承賢[2]，泥谷 雅之[1]，宮原 景朋[1]，豊嶋 謙介[1]

[1]原子力エンジニアリング（NEL），[2]東京大学

大規模災害時における複数の原子力発電所での同時発災やサイト外部からの支援を考慮し、複数サイト事故の影響を広域的、広義的に捉えた広域リスク評価手法として、連続マルコフ過程モンテカルロとベイジアンネットワークを用いた評価手法を提案する。

キーワード：複数サイトリスク、広域リスク、ベイジアンネットワーク、連続マルコフ過程モンテカルロ

1. 緒言

既報[1]により、複数ユニットのリスク評価を目的として、隣接ユニットの事故進展状態に依存するマルチユニット影響を考慮したリスク評価を行うために、事故進展マルコフモデルを構築し、連続マルコフ過程モンテカルロ（CMMC）法を用いたシナリオ定量化手法を提案した。本研究では、既報の手法を拡張して、地震等の大規模災害時を想定した、近接する複数の原子力発電所と外部支援拠点間の動的な相互作用の考慮が可能なリスク評価手法を提案する。

2. 研究内容

2-1. ベイジアンネットワークを用いた相互作用のモデル化方法

モデル化する構成要素（原子力発電所や外部支援拠点等）間の動的な相互作用を考慮するために、各構成要素の取り得る状態を定義した上で、支援による事故進展抑制、及び、FP 放出による支援阻害といった構成要素間の相互作用（図 1）を特定し、状態遷移を考慮する構成要素を終点としたベイジアンネットワーク（図 2）を作成する。ベイジアンネットワークにより、モデル化する構成要素間の相互作用を同定し、条件付確率を用いて構成要素間の相互作用を考慮した状態遷移確率を定量化する。

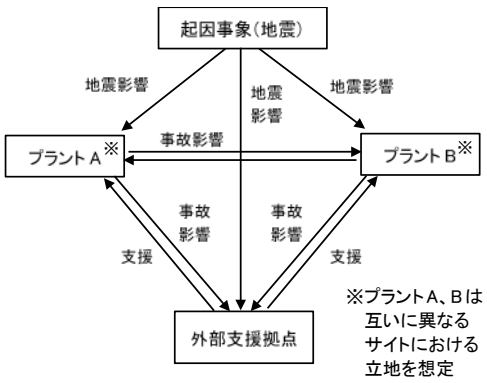


図 1　構成要素間の相互作用の例

2-2. ベイジアンネットワークと CMMC 法による事故シナリオ定量化

プラントの事故進展をマルコフ過程と想定し、ベイジアンネットワークにより求めた各構成要素の状態遷移確率を元に、モンテカルロ法を用いて各構成要素の状態を決定することをタイムステップ毎に繰り返すことで、構成要素間の相互作用を考慮した 1 つの固有な事故シナリオを作成する（図 3）。更にモンテカルロ法により固有な事故シナリオを持ったサンプルを多数作成し、それらのサンプルを統計的に解析することで確率論的な事故シナリオの評価を行う。

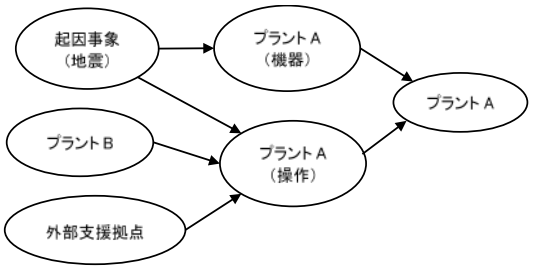


図 2　ベイジアンネットワークの例

3. 結論

CMMC 法とベイジアンネットワークを用いることで、複数の原子力発電所での同時発災やサイト外部からの支援等の動的な相互作用を考慮できるリスク評価手法を提案した。

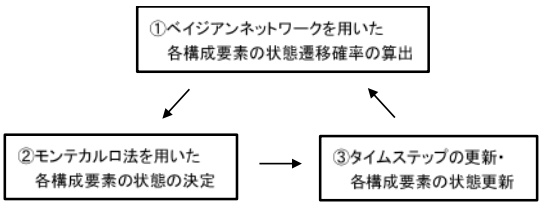


図 3　サンプル（固有な事故シナリオ）の作成イメージ

参考文献

[1] 浅野翔他、多数基立地サイトのユニット間相互作用を考慮した動的リスク評価手法の研究、1P05、原学会 2018 秋の大会

*Satoshi Shinzaki[1], Akira Yamaguchi[2], Sunghyon Jang[2], Masayuki Hijiya[1], Kagetomo Miyahara[1] and Kensuke Toyoshima[1]

[1]Nuclear Engineering, Ltd., [2]The University of Tokyo

連続マルコフ過程モンテカルロ法およびベイジアンネットワークを用いた広域リスク評価手法に関する研究 (2) 広域リスク評価モデルの試構築

Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

(2) Preliminary development of regional risk analysis model

*張　承賢[1]，山口　彰[1]，泥谷　雅之[2]，宮原　景朋[2]，豊嶋　謙介[2]，新﨑　聡司[2]

[1]東京大学，[2]原子力エンジニアリング（NEL）

大規模災害時における複数の原子力発電所での同時発災やサイト外部からの支援を考慮し、複数サイト事故の影響を広域的、広義的に捉えた広域リスク評価手法として、連続マルコフ過程モンテカルロ法（以下:CMMC法）とベイジアンネットワーク（以下:BN）を用いた評価手法を提案する。

キーワード: 連続マルコフ過程モンテカルロ法、ベイジアンネットワーク、複数サイトリスク、広域リスク

1. 緒言：本シリーズ発表の第1報で紹介した「広域リスク評価手法」を用いて1.0Gの地震が発生した際の2ユニットサイトに対して外部支援拠点からの支援を考慮したリスク評価モデルを構築した。

2. 広域リスク評価モデル

2-1. プラント状態の評価：広域リスク評価モデルは起因事象、２つのプラント、外部支援拠点の４つの要素で構成され、各プラントは操作と機器の２つの子ノードを持つ。プラントは、健全、炉心損傷、格納容器先行破損、格納容器機能喪失の状態を有し、CMMC法を用いて状態遷移を評価することができる。時刻tにおけるプラントの状態が健全である確率Pは、単位時間当たりの状態遷移率λを用いて以下の微分方程式で表す。状態遷移率は、国内地震PRAのプラント状態毎の炉心損傷頻度を基にBNを用いた条件付き確率でプラント間相互作用、外部支援の効果を考慮して求めた。共通原因故障については、状態遷移率を独立と共通原因部分に分け、それぞれの確率のうち、共通原因部分が占める割合を与えることで、従属性の影響を評価した。

$$\mathbf{dP(健全,t)/dt} = -\boldsymbol{\lambda}_{\text{炉心損傷}} \cdot \mathbf{P(健全,t)} - \boldsymbol{\lambda}_{\text{格納容器先行破損}} \cdot \mathbf{P(健全,t)} - \boldsymbol{\lambda}_{\text{格納容器機能喪失}} \cdot \mathbf{P(健全,t)} \qquad (1)$$

2-2. 外部支援拠点による支援効果およびプラント間相互作用の評価：シビアアクシデント時は、外部支援拠点からの人員や物資の支援によってプラント操作に好影響があり、一方、隣接ユニットの状態悪化（FP放出）の結果、片方のプラントにおける操作は悪影響を受けると考えられる。図1のようなBNを用いて支援効果および隣接プラント間の相互作用を状態遷移率に反映し、プラント状態の遷移（事故進展）を評価した。

3. 広域リスク評価：図2に隣接ユニットの影響を考慮した際の両プラントがFP放出に至る確率の評価結果を示す。隣接プラントの影響を考えた場合、相互作用によって両プラントがともにFP放出に至る確率が増加する。図3は支援効果を考慮した際の両プラントがともにFP放出に至る確率を評価した結果である。支援効果によってFP放出に至る確率は、支援がない状況に比べて低くなることが確認できる。

4. 結論：本研究では、BNによってプラント間の相互作用、外部支援の影響を考慮し、CMMC法を用いて状態遷移を動的に評価できる広域リスク評価手法を提案した。広域リスクの試評価の結果、プラント間の相互作用及び支援効果によるプラント状態の変化を動的に評価できた。モデルの精緻化によって複数ユニットサイト固有なシナリオについてのリスク評価および外部支援拠点の役割等についての定量的な評価が期待できる。

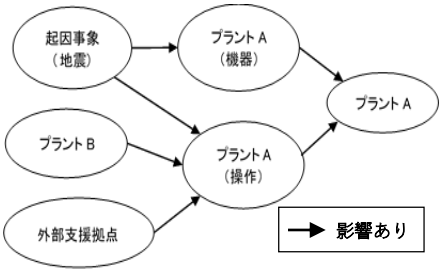


図1 BNで表したプラント状態の相関関係

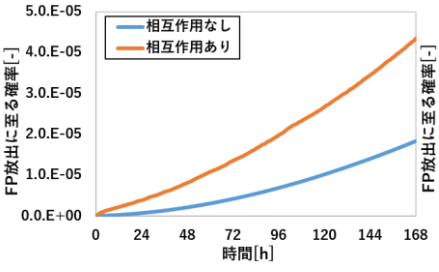


図2 隣接ユニット影響評価

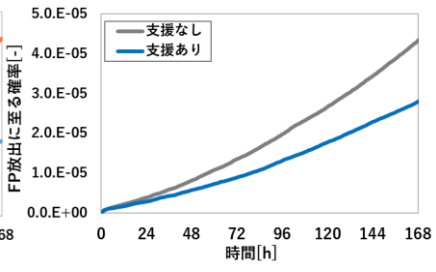


図3 外部支援拠点の影響評価

参考文献

[1] 浅野翔他、多数基立地サイトのユニット間相互作用を考慮した動的リスク評価手法の研究、1P05、2018年秋の大会、2018

*Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2], and Satoshi Shinzaki[2]

[1]The University of Tokyo., [2]. Nuclear Engineering, Ltd.

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

[1O08-13] PRA Technology 1

Chair:Hiroshi Ujita(AdvanceSoft)

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:25 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O08] Trial Evaluation of Human Error Probability by IDHEAS method

*Takuro Tobo[1], Nobuhisa Takezawa[1], Go Tanaka[1], Yuji Komori[1], Hiroyuki Takeuchi[1] (1. TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:00 PM

[1O09] The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2

*Toshiyuki Aratani[1,2], Keisuke Takashima[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

3:00 PM - 3:15 PM

[1O10] The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2

*You Higashiyama[1], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Keisuke Takashima[1,2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

3:15 PM - 3:30 PM

[1O11] KK-6,7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

*Ryotaro Sato[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2], Takatoshi Futatsugi[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1O12] KK-6,7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

*Yuuya Ootaki[1], Natsuki Shiraishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2], Takatoshi Futatsugi[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:45 PM - 4:00 PM

[1O13] Proposal of the Alpha factor formularization method for the staggered test

*Tomohiko Ikegawa[1], Takahisa Matsuzaki[1], Ryusuke Kimura[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

IDHEAS 手法による人的過誤確率の試評価

Trial Evaluation of Human Error Probability by IDHEAS method

*當房 拓朗[1]，竹澤 伸久[1]，田中 豪[1]，小森 祐嗣[1]，竹内 裕行[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

近年、米国の NRC と EPRI によって、最新の人間信頼性解析（HRA）手法である IDHEAS 手法の開発が進められている。この手法を原子力発電所の代表的な人的過誤事象（HFE）に適用し、人的過誤確率（HEP）を試評価した。その結果と既存手法による評価結果との比較検討結果について報告する。

キーワード: 確率論的リスク評価（PRA），人間信頼性解析（HRA），人的過誤事象（HFE），人的過誤確率（HEP），IDHEAS 手法

1. 緒言

国内原子力発電所の PRA における HRA 評価手法として、米国水準である EPRI 手法[1]の適用が進んでいる。一方、米国 NRC と EPRI は、最新の HRA 評価手法である IDHEAS 手法[2]を開発している。IDHEAS 手法は、既存手法における評価者や手法に依存したばらつきの低減を目指し、より体系的に認知・診断・実行プロセスを扱う。今回、IDHEAS 手法の実機適用への課題抽出のため、HEP を試評価し、評価結果の差異を検討した。

2. 人的過誤確率の試評価

原子力発電所の代表的な人的過誤事象として BWR プラントの S/P 冷却を選定し、EPRI 手法及び IDHEAS 手法で HEP を試評価した。運転員応答図を図 1 に示す。ノード 2 は認知・診断部分として警報認知・S/P 冷却手順への移行を対象とし、ノード 3 から 5 は実行部分として S/P 冷却に必要な RHR ポンプの起動と各種弁の操作を対象とした。表 1 に EPRI 手法に対する IDHEAS 手法の HEP の比を示す。認知・診断部分の比は 85%であり、オミッションエラーに関する評価から生じていると考えられる。一方、実行部分の HEP の比は 12%となっているが、各ノードの失敗確率の算出における EPRI 手法の確率設定が大きめに評価されていることが影響している可能性がある。

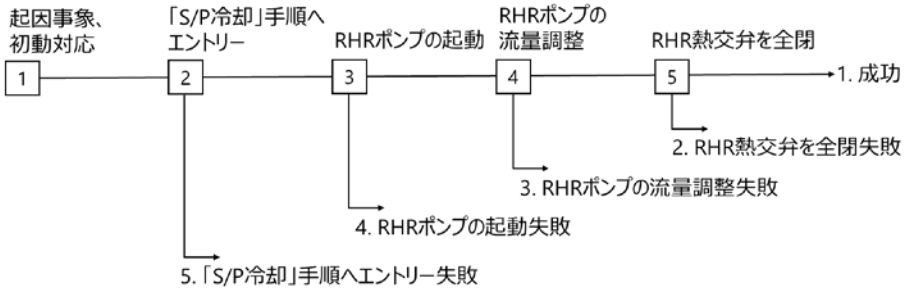


図 2. 運転員応答図

表 1. EPRI 手法に対する IDHEAS 手法の HEP の比

	比
認知・診断	85 %
実行	12 %
全評価	29 %

3. 結論

EPRI 手法及び IDHEAS 手法を原子力発電所の代表的な HFE に適用し、HEP を試評価した。今回試評価した S/P 冷却時の HEP は、IDHEAS 手法が EPRI 手法に比べ小さい結果となった。今後、他の HFE にも適用し実機適用性を確認してゆく。

参考文献

[1] EPRI, The EPRI HRA Calculator® Version 5.1, EPRI-3002004030, 2014

[2] USNRC, EPRI, “An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application”, NUREG-2199, March 2017

*Takuro Tobo[1], Nobuhisa Takezawa[1], Go Tanaka[1], Yuji Komori[1], Hiroyuki Takeuchi[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

志賀原子力発電所２号機における PRA モデル高度化の取り組みについて （1）起因事象候補の同定「故障モード影響解析の実施」

The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2
(1) Failure Mode Effects Analysis for Identification Initiating Event of SHIKA NPS Unit2 during Power Operation (Level1)

*新谷 俊幸[1,2]，高嶋 啓介[1,2]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，浜谷 眞一[1]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]
[1] 北陸電力（株），[2] 原電エンジニアリング（株）

志賀原子力発電所２号機（以下，志賀２号機）における確率論的リスク評価（以下，PRA）モデルの高度化に向けた取り組みの一環として，故障モード影響解析（以下，FMEA）を用いた起因事象候補の同定を実施した。本稿では，志賀２号機で実施した FMEA の評価手法，及び起因事象候補の同定結果を示す。

キーワード：確率論的リスク評価，PRA，起因事象，故障モード影響解析，FMEA

1. 緒言

北陸電力では，自主的安全性向上の一環として PRA モデル整備の自営化を段階的に進めており，これまで志賀２号機における内的事象の PRA モデルを整備した。現在は，更なる PRA モデルの高度化を目指し，米国の PRA モデル等を参照しつつ PRA モデルの更新作業を進めている。今回，PRA モデルの高度化の１項目として実施した，FMEA を用いた体系的な起因事象候補の同定について報告する。

2. FMEA による起因事象候補の同定について

FMEA を用いた起因事象候補の同定方法を以下に示す。なお，FMEA の実施に合わせて，従属性を有する系統（以下，サポート系）の起因事象候補の同定についても検討を実施した。

①分析対象の系統を，操作手順書等から整理した（全 148 系統）。

②FMEA 実施フロー（図１参照）に従い，①で整理した各系統に対し，機能喪失（故障又は誤動作）時に新たな起因事象候補となり得るか検討した。

検討して得られたプラント停止に至る影響を，事前に海外文献等から調査した起因事象候補（全 63 事象）と比較・検討し，分類できない事象である場合には新たな起因事象候補として同定した。なお，サポート系の機能喪失については，従属性を踏まえた上でプラント停止に至る影響を検討した。

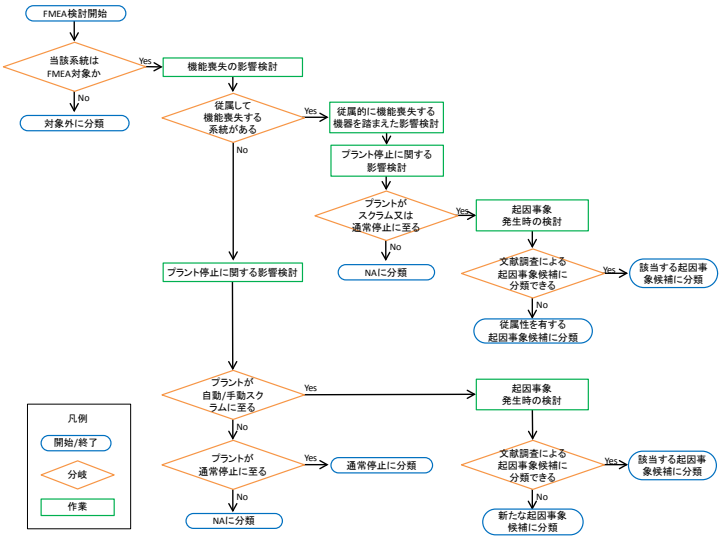


図１　FMEA 実施フロー

3. 評価結果・今後の予定

FMEA を用いた起因事象候補の同定を実施した結果，「ほう酸水注入系誤動作」，「ドライウェル冷却系喪失」等が新たな起因事象候補として同定された。今後は，起因事象候補のスクリーニングとグルーピングを実施し，PRA で考慮すべき起因事象を確定させる。また，起因事象発生頻度をフォールトツリー解析手法で算出する等，更なる PRA モデルの高度化を進めていく。

*Toshiyuki Aratani[1,2], Keisuke Takashima[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2] and Atsuo Ikeda[2]

[1]Hokuriku Electric Power Co. , [2]Nuclear Engineering and Services Co.

志賀原子力発電所２号機における PRA モデル高度化の取り組みについて （2）HRA Calculator を用いた人的過誤確率評価及び評価結果を踏まえた 改善活動の検討

The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit 2

(2) Evaluation results of HRA Calculator and improvement activity of SHIKA NPS Unit2

*東山 陽[1]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，浜谷 眞一[1]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]，高嶋 啓介[1,2]

[1]北陸電力（株），[2]原電エンジニアリング（株）

志賀原子力発電所２号機（以下，志賀２号機）の PRA モデル高度化の取り組みとして，HRA Calculator を用いた人的過誤確率評価を実施した。評価結果の概要及び評価結果を安全性向上へ活用することを検討した結果について示す。

キーワード：確率論的リスク評価，PRA，人間信頼性解析，HRA，HRA Calculator，自主的安全性向上，リスク情報活用

1. 緒言

北陸電力では，新検査制度及び自主的・継続的な安全性向上活動への活用を目的とした PRA モデルの高度化を進めている。志賀２号機の PRA モデルでは，新規制基準を踏まえた各種安全対策を反映した結果，相対的に人的過誤事象のリスク重要度が高まっている。よって，人的過誤事象のモデルを精緻化することは重要な課題であるが，従来から国内 PRA で広く用いられてきた THERP 手法[1]のみでは適切ではないと考えられている。本稿では，米国で広く使用されている HRA Calculator を用いて人的過誤確率を評価し，その結果を分析するとともに，評価結果を安全性向上活動へ活用することを開始したことについて報告する。

2. 人的過誤確率評価結果

志賀２号機出力運転時レベル１PRA[2]でモデル化している人的過誤事象について，HRA Calculator を用いた評価を行った。従来用いていた THERP 手法による評価結果と比べ，人的過誤確率が大きく増加した事象及び減少した事象の例を表１に示す。No.1，2 の増加率が大きかった要因は，「手順書が不明確」であることを HRA Calculator に入力したためであった。これは，運転操作の社内訓練におけるインストラクターへのインタビュー結果を反映したものである。

表１　THERP 手法と HRA Calculator による人的過誤確率の比較

	No.	人的過誤事象	THERP 手法(/d) [①]	HRA Calculator(/d) [②]	②/①
増加率大	1	CST 水源補給操作失敗(純水移送系統)	9.5E-04	8.0E-02	84.2
	2	タンクローリーによる燃料補給認知失敗	1.7E-03	5.0E-02	29.4
減少率大	3	格納容器除熱認知失敗(20 分(ATWS 時))	5.3E-02	3.7E-04	0.01
	4	水源切替操作失敗	5.5E-02	1.0E-03	0.02
	5	RHR 系操作失敗（ATWS 時以外）	1.6E-04	6.9E-06	0.04

3. 評価結果の活用

表１の No.1，2 の例のように，人的過誤確率評価を通じて運転操作の改善点とその効果を定量的に示すことが出来る。インタビュー結果を反映した評価結果と共に運転操作に関する改善点をインストラクターへフィードバックする事で，手順書改善及び訓練項目を検討するための材料として評価結果を活用することを始めている。

参考文献

[1] A. D. Swain, H. E. Guttmann, ”Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report”, NUREG/CR-1278, August 1983

[2] 杉原 一洋他，日本原子力学会　2017 年春の年会　[3M16]

*You Higashiyama[1], Mutsuhiro Nakada[1] , Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2] and Keisuke Takashima[1,2]

[1]Hokuriku Electric Power Co.,　[2]Nuclear Engineering and Services Co.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （7）GOTHIC コードを用いた成功基準に関する検討

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(7) Success Criteria Analysis Using GOTHIC

*佐藤 遼太朗[1]，丹野 俊祐[1]，佐藤 輝和[1]，齋藤 寿輝[1]，寶田 翔[2]，二木 貴敏[2]
[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス（株）

格納容器外 LOCA 時の蒸気影響評価や，換気空調系喪失時の室温評価を GOTHIC コードにより実施し，成功基準に関する検討を実施した。

キーワード：PRA，成功基準，GOTHIC，格納容器外 LOCA，蒸気影響，換気空調系

1. 緒言

従来の内的事象 PRA の緩和系の成功基準の決定にあたっては, これまで多くの解析が実施されているが, 高度化にあたっては格納容器外 LOCA 時等の影響についてより詳細に評価する必要性がある。そこで, GOTHIC コードを用いて格納容器外 LOCA 時の蒸気影響評価や換気空調系喪失時の室温評価を実施し，温度等の観点からそれら成功基準について検討した。

2. 検討方法

2.1 格納容器外 LOCA 時の蒸気影響評価

GOTHIC の評価条件（配管情報，区画体積，区画間開口部，ブローアウトパネル開放圧力，壁面条件等）を整理し，蒸気漏えい発生から破断箇所隔離までの蒸気影響評価を実施した。その結果に基づき，機器が配置されている区画の温度または湿度が設計で規定された条件（設計環境条件）を超過した場合，当該機器に期待できないとして成功基準を整理した。

2.2 換気空調系喪失時の室温評価

GOTHIC の評価条件（機器の区画，機器の発熱量（起因事象発生前／後），換気空調系の運転状態・換気方式，区画初期温度等）を整理した。換気空調系の一部は通常運転中も動作しているため，従属性を有する起因事象の分析のための検討が必要である。よって，起因事象発生前と起因事象発生後で成功基準を分けて適用するため，換気空調系喪失から 10 日後および 24 時間後の室温評価を実施した。その結果に基づき，2.1 と同様の条件で成功基準を整理した。なお，換気空調系の喪失の要因としてはファンおよび冷却コイルそれぞれの場合を区別して評価した。

3. 検討結果

格納容器外 LOCA 時において，破断発生区画・区画間開口部・機器配置の組み合わせを考慮した蒸気影響を確認し，緩和系の期待可否を整理できた。また，換気空調系喪失時において，ファンおよび冷却コイルの使用可否を分けて各区画の室温上昇傾向を確認したことで，緩和系の機能維持に必要なファンおよび冷却コイルの成功基準の整理や, 換気空調系に関連する従属性を有する起因事象の体系的な抽出ができた。更には，姉妹プラントとの機器配置の比較により，プラント固有の特徴を確認することができた。

4. 課題

成功基準の判定条件等には保守的な想定があることから，今後最新の設備状態や手順を反映しつつ保守性の排除を検討していく。

---

*Ryotaro Sato[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2] and Takatoshi Futatsugi[2]
[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （8）起因事象発生後の人的過誤事象間の従属性解析

KK-6, 7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(8) Dependency Analysis between Post-Initiator HFEs

*大瀧 裕也[1]，白石 夏樹[1]，丹野 俊祐[1]，佐藤 輝和[1]，齋藤 寿輝[1]，寶田 翔[2]，二木 貴敏[2]

[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス（株）

起因事象発生後の人的過誤事象(HFE)について，操作間の時系列的な関係性等を考慮した HFE 間の体系的な従属性解析を実施した。

キーワード：PRA，人間信頼性解析，従属性解析，人的過誤事象

1. 緒言

起因事象発生後の事故シーケンスにおいて，複数の緩和操作に期待する場合，それらの失敗確率に対しては操作間の従属的な影響を考慮した条件付確率を評価することが重要とされており，従属性の影響は定量化結果に対して大きいことが知られている。本稿では，柏崎刈羽 6, 7 号機の PRA モデル高度化の一環で得られた知見として，図 1 に示す HFE 間の従属性レベルを体系的に評価するためのデシジョンツリー[1]を用いた起因事象発生後の従属性解析について，条件付確率への影響が大きい因子を分析した結果を示す。

2. 従属性解析の方法と特徴

図 1 は，従属性の要素として九つの行動形成因子(PSF)とそれらの関係性を樹形図で示している。解析では HFE 間の各要素の関係性を踏まえて分岐の成否を選択し，終端の従属性レベルに応じた条件付確率[2]を評価する。従属性解析の結果，次の三つの PSF が条件付確率に大きな影響を与えることを確認した。

- Common Cognitive（操作の合図(Cue)の共通性）
- Same Time（操作タイミングの重畳）
- Same Location（操作場所の同一性）

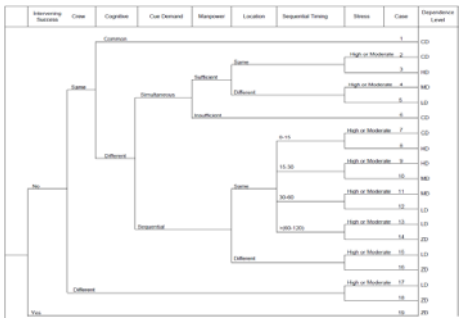


図 1. 従属性解析のデシジョンツリー

3. 影響の大きい PSF に対する詳細分析

Common Cognitive 及び Same Time については，各操作の Cue 及び操作時間を時系列で整理した「タイムライン」を事故シーケンスごとに作成することで，Cue 及び操作タイミングを明確に整理し，ヘディングの成否を判定した。また，Same Location については，中央制御室での操作であれば制御盤単位で，現場操作であれば建屋単位で操作場所を詳細に設定した。これらの実態に即した整理を行い，従属性を考慮した条件付確率を評価した。

4.まとめ

米国のプラクティスを基に，事故シーケンスに応じた HFE 間の従属性解析を実施することで，条件付確率を体系的に評価した。また，従属性への影響が大きい PSF については詳細な分析を実施し，実態に即した従属性レベルを設定した。

参考文献

[1] NUREG-1921 EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines, EPRI/USNRC, July 2012.

[2] NUREG/CR-1278 Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, USNRC, August 1983.

---

*Yuuya Ootaki[1], Natsuki Shiraishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2] and Takatoshi Futatsugi[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

Staggered 試験におけるアルファファクタ定式化法の提案

Proposal of the Alpha factor formularization method for the staggered test

*池側 智彦[1]，松崎 隆久[1]，木村 竜介[2]
[1] 日立，[2] 日立 GE

NUREG 図書の Staggered 試験用のアルファファクタ定式化法が，Non-staggered 試験用の定式化法と整合していない可能性が指摘されている。本報告では，Staggered 試験用のアルファファクタ定式化法に係る検討結果を紹介する。

キーワード：共通原因故障，アルファファクタ法，Staggered 試験

1. 背景と課題

米国原子力規制委員会（NRC）発行の NUREG 図書**[1]**に，共通原因故障（CCF）発生確率を評価するための代表的なモデルの一つとしてアルファファクタ法が紹介されている。アルファファクタ（$\alpha_k^{(m)}$ (-)）及び特定の機器の故障確率（Q_t (-)）は，以下の式で定義される。

$$\alpha_k^{(m)} = \frac{{}_mC_k \cdot Q_k^{(m)}}{\sum_{i=1}^{m} {}_mC_i \cdot Q_i^{(m)}} \cdots (1), \qquad Q_t = \sum_{i=1}^{m} {}_{m-1}C_{i-1} \cdot Q_i^{(m)} \cdots (2)$$

ここで，${}_aC_b$：全 a 個の機器から b 個の機器を選ぶ際の組み合わせの数 (-)，$Q_k^{(m)}$：全 m 個のうちの特定の k 個の機器の CCF 発生確率 (-)である。文献**[1]**には，$Q_k^{(m)}$，Q_t，$\alpha_k^{(m)}$の関係式として，以下の 2 つが紹介されている。

$$Q_k^{(m)} = \frac{m}{{}_mC_k} \cdot \frac{\alpha_k^{(m)}}{\sum_{i=1}^{m} i \cdot \alpha_i^{(m)}} \cdot Q_t \quad \text{(Non-staggered 試験)} \cdots (3), \quad Q_k^{(m)} = \frac{\alpha_k^{(m)}}{{}_{m-1}C_{k-1}} \cdot Q_t \quad \text{(Staggered 試験)} \cdots (4)$$

しかしながら，試験方法（Non-staggered 試験，Staggered 試験）によらず，$Q_k^{(m)}$，Q_t，$\alpha_k^{(m)}$の関係式が(3)式となることが理論的に導ける**[2]**ことから，文献**[1]**の Staggered 試験のアルファファクタ定式化法に何らかの不整合が存在する可能性が示唆される。

2. アルファファクタ定式化法

本研究過程で，Staggered 試験と Non-staggered 試験の本質的な相違点が明らかとなった。即ち，Staggered 試験は m 個の機器全体（システム）に係る試験ではなく，個々の機器に係る試験のため，Staggered 試験のインパクトベクトル（試験の結果得られる故障状態のデータ）からシステムファクタである$\alpha_k^{(m)}$を計算する際には，インパクトベクトル（$n_k^{(m)}$）を同時故障機器数（k）で除する必要があることが分かった。すなわち，Staggered 試験における$n_k^{(m)}$と$\alpha_k^{(m)}$の関係式を，右に示す(5)式とすることで，NUREG 図書**[1]**の不整合を解消できた。

$$\alpha_k^{(m)} = \frac{n_k^{(m)} / k}{\sum_{i=1}^{m} \left(n_i^{(m)} / i \right)} \cdots (5)$$

3. 結論

Staggered 試験におけるアルファファクタ定式化法を提案し，提案した手法が Non-staggered 試験における定式化法と整合することを確認することができた。

参考文献

[1] U.S. NRC: Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment, NUREG/CR-5485, November 1998.
[2] 電中研: 共通原因故障の事例分析判断ガイドとパラメータ不確かさ評価手法の提案, L11018, 平成 24 年 8 月

*Tomohiko Ikegawa[1], Takahisa Matsuzaki[1] and Ryusuke Kimura[2]
[1] Hitachi, [2] HGNE

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

[1O14-19] PRA Technology 2

Chair:Sunghyon Jang(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 6:00 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O14] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

*Koichi Nakamura[1], Masato Nakamura[2], Yuki Takahashi[2], Yuu Nakajima[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. MRI Research Associates, Inc)

4:25 PM - 4:40 PM

[1O15] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

*Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

4:40 PM - 4:55 PM

[1O16] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

*Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM

[1O17] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

*Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM

[1O18] Determination of design tornado wind speed based on damage probability

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Hiromaru Hirakuchi[1], Tetsuya Hayashi[2], Masashi Kuramasu[2], Ichiro Tamura[2] (1. CRIEPI, 2. Chugoku Electric Power Co.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1O19] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Toshiaki Sakai[1], Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Masato Nakajima[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Tokyo City Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

レベル 2PRA の実施に向けたソースターム評価手法の基盤構築
ー(1) レベル 2PRA のソースターム評価における課題とその解決に向けたアプローチー

Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA
- (1) Challenges in source term evaluation for Level 2 PRA and approach to them -

*中村 康一[1]，中村 真人[2]，髙橋 勇紀[2]，中嶋 結[2]
([1]電力中央研究所, [2]エム・アール・アイリサーチアソシエイツ株式会社)

レベル 2PRA では対象プラントの事故時のソースターム評価を行う。評価の実施にあたっては、現実的なソースターム評価を実施するための解析モデルやパラメータの設定に加えて、感度解析や不確実さ解析を含む各種手法の整備が必要となる。本研究では、事故時の環境へのセシウムの放出量の評価に着目し、シビアアクシデント解析コード MAAP を用いた評価を行うための課題の抽出を行うとともに、その解決のためのアプローチを検討した。

キーワード：レベル 2PRA，ソースターム，セシウム挙動，MAAP

1. 緒言 レベル 2PRA では対象プラントの事故時のソースターム評価を行う。評価にあたり、実施が必要な事項は原子力学会レベル 2PRA 標準に規定されているが、具体的に実施するためには解析モデルやパラメータの設定方法の検討や、感度解析や不確実さ解析を含む各種手法の整備が必要となる。本研究では、事故時の環境へのセシウムの放出量の評価に着目し、MAAP を用いたソースターム評価を行うための課題の抽出を行うとともに、その解決のためのアプローチを整理した。

2. ソースターム評価の課題と解決のためのアプローチ レベル 2PRA で実施するソースターム評価の手順は、主に放出カテゴリの分類とソースターム解析の実施で構成される。放出カテゴリの分類では、レベル 2PRA で扱う各事故シナリオを環境への放射性物質の放出の特性に応じて事故シナリオグループ化する。放出カテゴリはレベル 3PRA の初期条件となり、プラント内で発生するソースタームを特徴づける要因を適切に扱う必要がある。そのためソースターム影響緩和策の影響を含めた分類方法の検討が課題となる。またソースターム解析にあたり、解析対象の事故シナリオの選定、評価解析モデルの設定、解析条件（プラント条件等）の設定が必要となる。特に格納容器から放出された放射性物質は、建屋内や狭い隙間を通過して環境へ放出されることが考えられるため、その過程における沈着効果を考慮可能な設定が必要となる。表 1 にソースターム評価における課題と主な研究アプローチをまとめる。

3. 結言 レベル 2PRA のソースターム評価における課題を整理し、その解決のためのアプローチを検討した。今後これらの課題に対して解決のための取り組みを進める。

表 1 レベル 2PRA におけるソースターム評価の課題の整理

主なソースターム評価の実施手順		主な課題	研究の取り組み
放出カテゴリの分類	放出カテゴリを設定し，事故シナリオを分類する。	・ソースターム影響緩和策の影響を考慮した放出カテゴリの設定方法	・放出影響緩和策（デブリ冷却、スクラビング等）を考慮した放出カテゴリの設定
ソースターム解析の実施	放出カテゴリごとのソースターム解析を実施する（基本解析、感度解析、不確実さ解析）	・現実的なソースターム解析 ・感度、不確実さパラメータ設定方法、結果の分析	・放射性物質が環境への放出される過程における沈着除去効果の評価 ・ソースターム感度、不確実さ解析の実施

[1] 日本原子力学会、「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）：2016」、ISBN:978-4-89047-396-0、2016 年 12 月

*Koichi Nakamura[1], Masato Nakamura[2], Yuki Takahashi [2], Yuu Nakajima [2]
[1]CRIEPI, [2]MRI Research Associates, Inc

レベル 2PRA の実施に向けたソースターム評価手法の基盤構築
(2) MAAP コードの FP エアロゾル挙動モデルの特性評価

Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(2) Evaluation for models characteristics of FP aerosol behavior in MAAP code

*中嶋 結[1]，中村 真人[1]，髙橋 勇紀[1]，中村 康一[2]

[1]エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ株式会社，[2]電力中央研究所

MAAP コードのエアロゾル挙動モデルの特性を把握するため、解析モデルの根拠等に基づき選定したパラメータを用いて、実機プラントを対象とした代表事故シナリオにおける感度解析を行った。それによりエアロゾル挙動モデルの理解とソースターム評価の感度解析実施における留意点が得られた。

キーワード：レベル 2 PRA，ソースターム評価，FP エアロゾル，MAAP コード

1. 緒言 MAAP コードによるソースターム評価手法に関する技術的知見を得ることを目的に、エアロゾル挙動モデルの特性を把握するため、実機プラントを対象とした代表事故シナリオにおける感度解析を行った。感度解析の対象パラメータは FP 放出挙動およびエアロゾル挙動に関するものを選定し、解析モデルの根拠や既往研究の知見に基づき感度幅を設定した。本研究を通じて得られた、レベル 2PRA のソースターム評価の感度解析を実施する手順における留意点を議論する。

2. 感度解析

2-1. 感度パラメータの選定 図 1 に示すサンプルフローに従い、空間（格納容器内等）、時間範囲（格納容器破損直前まで等）を定め、それらの範囲で対象 FP（ヨウ素、エアロゾル CsOH 等）の挙動に影響すると考えられるパラメータを選定した。本研究では、SBO シナリオにおける格納容器破損直前までの格納容器内 CsOH エアロゾル沈着挙動に着目した。MAAP コードでは各種のエアロゾル沈着モデルが考慮されており、一般的に粒径が大きく形状が球体に近いほどエアロゾル沈着量が増加すると考えられる。したがって、エアロゾルの粒径および形状に関わるパラメータから感度パラメータを選定した。

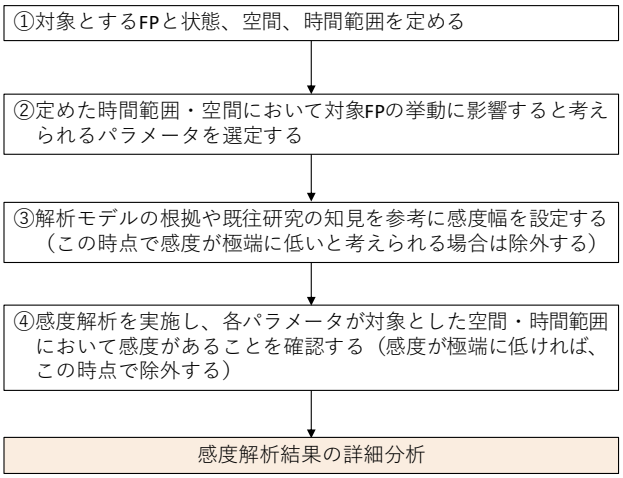


図 1 感度解析フロー例

2-2. 解析結果 図 2 に PWR プラント体系において、感度パラメータであるエアロゾル凝集形状係数の感度解析結果を示す。エアロゾル凝集形状係数を大きくした場合（上限値）、エアロゾル凝集効果の増加により 1 次系内沈着量が増加、それに伴い格納容器内沈着量と環境放出量が減少した。図 2 に示すように、エアロゾル凝集形状係数は CsOH 挙動に対して感度があるが、ヨウ素等のエアロゾルを生成しにくい高揮発性 FP の場合は感度を持たないと考えられる。また、大破断 LOCA シナリオの場合は、大部分のエアロゾルが 1 次系内に滞留せずに格納容器へ放出されるため、格納容器内沈着量が SBO シナリオと異なる等、事故シナリオによってもエアロゾル挙動が異なると考えられる。

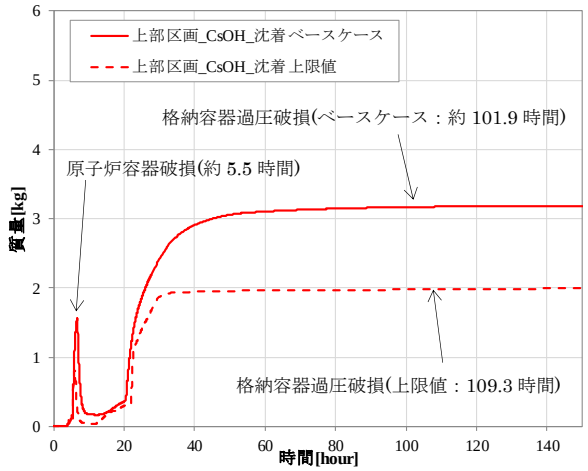


図 2 感度解析結果（格納容器内）

3. 結論 感度解析結果から、エアロゾル沈着効果が大きくなると主に 1 次系内への沈着量が増加するため、格納容器内沈着量および環境放出量が減少することが明らかになった。また、感度パラメータおよびその感度幅は、対象とする FP とその状態、空間、事故シナリオ毎に検討すべきと考えられる。

*Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Koichi Nakamura[2]

[1]MRI Research Associates, Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

レベル 2PRA の実施に向けたソースターム評価手法の基盤構築
（3）MAAP コードを適用した FP エアロゾル試験の解析

Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(3) Analysis on FP aerosol experiments applying MAAP code

*髙橋勇紀[1]，中嶋結[1]，中村真人[1]，中村康一[2]

[1]エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ株式会社，[2]電力中央研究所

MAAP コードのエアロゾル挙動モデルに関して原子力プラントの事故条件への適用性を把握するため、単一区画内エアロゾル挙動試験である ABCOVE 試験と、実機プラントを対象にした代表事故シナリオとを対象にした感度解析の結果比較から、MAAP コードのエアロゾル挙動モデルの実機適用性を評価する。

キーワード：レベル 2 PRA，ソースターム評価，FP エアロゾル，MAAP コード

1. 緒言　MAAP コードに用いられているエアロゾル挙動モデルに関して、原子力プラント事故条件への適用性を確認すると共にその適用範囲を把握するため、単一区画内のエアロゾル挙動を調べた ABCOVE 試験[1]解析を実施した。ABCOVE 試験と実機プラントの条件における違いを考慮した感度解析の結果から、MAAP コードにおけるエアロゾル挙動モデルの実機適用性を評価する。

2. 感度解析　ABCOVE 試験は、単一区画格納容器の乾燥雰囲気下でナトリウムを燃焼してエアロゾルを生成・噴出し、その凝集及び重力沈降によってエアロゾルが沈着する過程を調べたものである。MAAP コードのエアロゾル挙動モデルのパラメータデフォルト値には、ABCOVE 試験を根拠とするものがあるが、実機プラントのような湿潤雰囲気および多区画にも適用できるかは自明でない。したがって ABCOVE 試験および実機プラントによってエアロゾル挙動が異なると考えられるパラメータに着目し、感度解析を実施した（表 1）。一例として、エアロゾル凝集形状係数を大きくした場合、その凝集効果が大きくなることで沈着が加速し、浮遊量は早く減少する傾向が見られるが（図 1）、PWR プラント体系における SBO シナリオの場合には格納容器内沈着量は減少する傾向が見られ、2 つの体系で感度解析結果が異なることが示された。

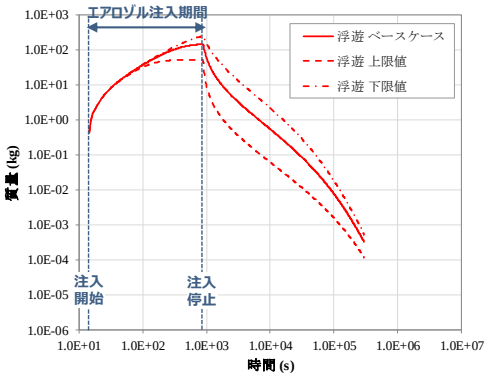


図 1 AB5 試験における格納容器内の浮遊および沈着エアロゾル質量の時間変化（エアロゾル凝集形状係数感度）

3. 結論　MAAP コードにおけるエアロゾル挙動モデルのパラメータは ABCOVE 試験に基づいているが、ABCOVE 試験は乾燥雰囲気・単一区画条件であるため、実機条件（i.e. 湿潤雰囲気かつ多区画）には適用できない可能性がある。今後は湿潤雰囲気・多区画といった、実機条件に近いベンチマーク解析に基づいてエアロゾル挙動モデルの実機適用性を詳しく評価する必要がある。

表 1　感度パラメータ選定の考え方

パラメータ名	エアロゾルへの影響	ABCOVE 試験	実機プラント
吸湿エアロゾルの初期半径	エアロゾル初期粒径を示し、パラメータ値を大きくすることで沈着量が増加	乾燥雰囲気のため感度はない	湿潤雰囲気であるため、エアロゾル粒径が吸湿成長し、沈着量が増加
エアロゾル凝集形状係数	エアロゾル凝集効果を表し、パラメータ値を大きくすることで沈着量が増加	パラメータ値が大きいほど沈着量が増加	多区画体系により沈着量は場所に依存
エアロゾル動的形状係数	エアロゾル形状異方性を表し、パラメータ値を大きくすることで沈着量が減少	パラメータ値が大きいほど沈着量が減少	多区画体系により沈着量は場所に依存
エアロゾル衝突係数	エアロゾル同士の衝突・吸収過程に寄与し、パラメータ値を大きくすることで沈着量が増加	パラメータ値が大きいほど沈着量が増加	多区画体系により沈着量は場所に依存

参考文献

[1] R. K. Hilliard, “Results and Code Predictions for ABCOVE Aerosol Code Validation - Test AB5,” (1983.)

*Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Koichi Nakamura[2]

[1]MRI Research Associates, Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

レベル 2PRA の実施に向けたソースターム評価手法の基盤構築
（4）MAAP コードを適用したソースターム不確実さ解析手法の構築

Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(4) Development of source term uncertainty analysis method applying MAAP code

*中村真人[1]，髙橋勇紀[1]，中嶋結[1]，中村康一[2]

[1]エム・アール・アイリサーチアソシエイツ株式会社，[2]電力中央研究所

本報では、MAAP コードを適用したソースターム不確実さ解析手法を構築するため、PWR プラントでの全交流電源喪失事象を対象とし、不確実さ因子・変動パラメータの選定及び確率分布の設定を検討し、不確実さ伝播解析を実施した結果を報告する。

キーワード：レベル 2 PRA，ソースターム評価，FP エアロゾル，MAAP コード

1. 緒言　レベル 2PRA から得られる結果を意思決定等に活用する場合、解析に含まれる過度な保守性をできるだけ低減し、より現実的な評価が求められる。このため、本報では、MAAP コードを適用したソースターム不確実さ解析を実施する。

2. ソースターム不確実さ解析

2-1. 変動パラメータの選定、不確実さ分布の検討

レベル 2PRA におけるソースターム不確実さ解析では、発生頻度又はソースタームの大きい放出カテゴリを対象として、ソースタームの不確実さに寄与する因子及びその因子を表現する変動パラメータを選定する。本報では、PWR プラントでの全交流電源喪失事象を対象とし、先行研究の事例[1]を参考に不確実さ因子及び変動パラメータを選定し（表 1）、不確実さ分布を設定した。

表 1　不確実さ因子と変動パラメータ

不確実さ因子	変動パラメータ
燃料からの FP 放出	燃料からの放出率補正係数
炉内流動	RCP シール破損による漏えい流量
	クリープ破損面積率
	クリープ破損発生位置
	被覆管破損温度
	共晶溶融温度
炉外流動	デブリ拡がり面積
	微粒子化デブリの平均粒径
	コンクリート侵食速度に対する補正係数
	デブリ-水間熱伝達率
エアロゾル挙動	スクラビングによる放射性物質除去効果
	エアロゾル動的形状係数
I_2、Cs 化学形態	ガス状ヨウ素の存在割合
	Cs_2MoO_4 としてのセシウムの存在割合
格納容器耐力	リーク開始圧力

2-2. ソースターム不確実さ解析

設定した変動パラメータに対しラテン超方格サンプリングによるサンプリング（200 サンプリング）を実施し、MAAP コードによる不確実さ解析を実施した。解析結果から、FP の放出開始時刻、環境への放出量について、不確実さ分布を算出した。また、変動パラメータと CsOH の環境への放出量の相関を分析した結果（図 1）、全交流電源喪失事象においては、「コンクリート侵食速度補正係数」がソースタームに影響の大きい変動パラメータとして特定された。

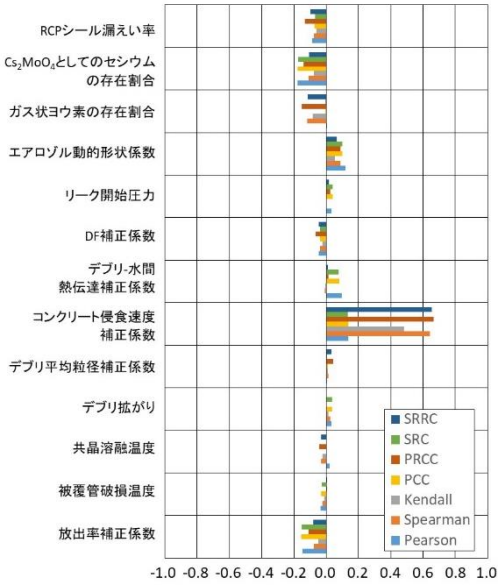


図 1 変動パラメータと CsOH 環境放出量の相関係数

3. 結論

MAAP コードを適用したソースターム不確実さ伝播解析を実施し、ソースターム解析が有する不確実さを定量化した。しかしながら、本報では、先行研究（SOARCA 等）で採用されている変動パラメータや分布形状・幅を参考にしており、その決定プロセスには不完全さが残る。不確実さ解析手法の実用化のためには、より客観的な説明性、妥当性を担保した手法の構築が必要である。

参考文献

[1] U.S.NRC, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project : Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station," NUREG/CR-7155

*Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Koichi Nakamura[2]

[1]MRI Research Associates, Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

風圧による損傷確率に基づく設計竜巻風速の設定法

Determination of design tornado wind speed based on damage probability

*江口 譲[1]，村上 貴裕[1]，平口 博丸[1]，林 哲也[2]，蔵増 真志[2]，田村 伊知郎[2]
[1]電中研，[2]中国電力

構造物等の竜巻風圧による損傷確率値を目標として設計竜巻風速を決定する方法を提案する。耐震設計分野で提案されている性能目標ベースの設計地震動の設定法（ASCE/SEI 43-05 基準）を参考としたものであり、風速の 2 乗を設計変数とした性能目標ベースの設計竜巻風速の設定方法を提案する。

キーワード：竜巻，設計風速，性能目標，損傷確率

1. 緒言

現行の竜巻設計において、設計竜巻風速は防護施設等に対する竜巻風速の発生確率等を考慮して設定されているが、防護施設等の破損確率を考慮した場合、竜巻によるリスクは他の外部ハザードに比べて小さい可能性がある。そこで、本研究では過度な保守性を排除するためのより合理的な竜巻設計手法の構築可能性について検討する。具体的には、Kennedy[1]が耐震設計分野で提案した性能目標ベースの設計地震動の設定法（ASCE/SEI 43-05 基準）を参考に、構造物等の竜巻風圧による年間損傷確率値に基づいて設計風速を決定する方法を提案する。この方法では設計変数として風荷重と比例関係にある風速の２乗値を選定した。

2. 設計竜巻風速の設定法と計算例

まず、太平洋側の 1 点における竜巻風速 V の年超過確率 $H(V)$を TOWLA[2]によって求めた。次に、竜巻風速 V の風圧荷重に対する構造物の耐力の確率密度関数 $f(V)$が、式(1)のように標準偏差β、中央値 $V_{50\%}$の対数正規分布に従うものと仮定し、構造物の年間損傷確率 P_{fail} を式(2)で求めた。

$$f(V)=\frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta V}\exp\left(-\frac{(\ln V-\ln V_{50\%})^2}{2\beta^2}\right) \quad (1)、$$

$$P_{fail}=\int_0^{\infty}H(V)\,f(V)dV \quad (2)$$

また、Kennedy[1]の方法と同様の考え方に基づき設計風速 V_D と中央値 $V_{50\%}$の関係をα=2βとして式(3)のように定めた。

$$V_{50\%}^2=V_D^2\times\max\left\{\exp(2.326\alpha),1.5\exp(1.282\alpha)\right\} \quad (3)$$

計算例ではβ=0.3 と仮定し、図 1（青）に示す２種類（日本版改良藤田(JEF)スケールと藤田スケール(F)に基づくもの）の年超過確率 $H(V)$を用いて年間損傷確率 P_{fail} を計算した。その結果を設計風速 V_D の関数として図 1（赤）に示す。

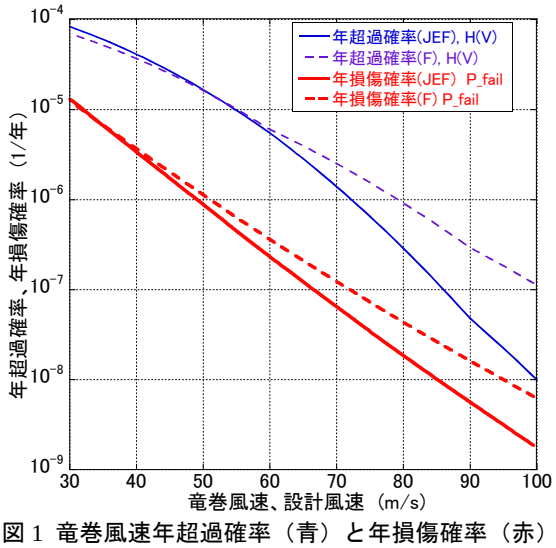


図 1 竜巻風速年超過確率（青）と年損傷確率（赤）

3. 結論

評価対象物の年間損傷確率（性能目標）に基づく、より合理的な設計竜巻風速の設定方法を提示した。

参考文献

[1] R.P. Kennedy, Performance-goal based (risk informed) approach for establishing the SSE site specific response spectrum for future nuclear power plants, Nuclear Engineering and Design, **241**, pp.648-656, 2011.

[2] 平口博丸ら，沿岸立地原子力発電所の竜巻風速ハザードモデル TOWLA の開発,電力中央研究所報告 O15005, 2016.

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Hiromaru Hirakuchi[1], Tetsuya Hayashi[2], Masashi Kuramasu[2] and Ichiro Tamura[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]The Chugoku Electric Power Co.

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*酒井俊朗[1]，片山吉史[1]，大鳥靖樹[2]，牟田仁[2]，中島正人[1]
[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター，[2]東京都市大学

RI-PB(Risk-Informed Performance-Based)に基づく新しい耐震設計体系のフレームワークを提案する。同フレームワークは、個々の設備のリスク指標に基づく設計のみならず、システムの多様性、多重性を設計段階で考慮する。

Keywords: Risk-Informed, Performance-Based, Seismic Design, System Redundancy, Seismic Diversity,Seismic Correlation

1. RI-PB に基づく耐震設計体系の目的，必要性

原子力発電所の robustness の確保や深層防護の観点から、バランスが確保されたリスクプロファイルの達成、すなわち一部の脆弱な設備がプラント全体のリスクレベルを支配することがないような設計体系の必要性が認識されている（例えば USNRC(2016)[1]）。東京電力福島第一原子力事故の反省として、原子力発電所の重要な諸施設は規制基準を遵守することは当然として、さらにその上のレベルの安全性を追求することが重要であり、特に、我が国の地震環境を考えると、様々なタイプの地震動（例えば、近距離短周期型地震/遠距離長周期型地震）に対して偏りのない robustness が確保されなくてはならない。

2. 提案する RI-PB 設計体系のフレームワークの特徴

(1) 個々の設備の設計: 個々の設備の設計に関しては、機能で定められた一定の損傷確率を指標とする設計体系が既に米国では適用されておりこの考え方を参考に構築する。ただし、個々の設備の耐震設計を RI-PB 化しただけではプラント全体としてのリスクプロファイル自体がバランスよくなるとは限らないことも別途報告されている。[1]

(2) システムの多様性、多重性の考慮: 設計時に地震 PRA 等の結果をフィードバックすることは最適設計の実現方策として有用であるが、同体系による最適設計には時間的な制約も大きい。そこで、提案する設計体系のフレームワークでは、地震 PRA からのフィードバックをベースとしつつ、設計段階でシステムの多様性や多重性を考慮することとする。多重性に関しては、損傷の相関を考慮することにより、多様性に関しては地震動の周期間相関と設備の固有周期（例えば、耐震～免震等）の関係で考慮する。

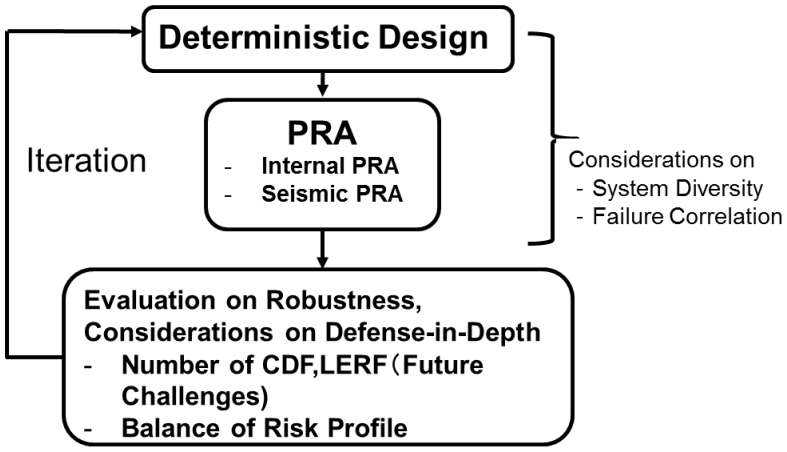


Fig. フレームワークの素案

参考文献

[1] USNRC, Toward a More Risk-Informed and Performance-Based Framework for the Regulation of the Seismic Safety of Nuclear Power Plants, NUREG/CR-7214(2016)

---

*Toshiaki Sakai[1], Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2] and Masato Nakajima[1]
[1]Nuclear Risk Research Center, CRIEPI　[2]Tokyo City University

General Meeting

[1B_GM] 「バックエンド部会」第51回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room B)

[1B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1G_GM]「原子力安全部会」第22回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room G)

[1G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1H_GM]「社会・環境部会」第41回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:10 PM - 1:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 11, 2019 12:10 PM - 1:00 PM Room H)

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1I_GM] 「核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会」第23回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room I)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1J_GM]「炉物理部会」第51回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room J)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1K_GM] 「計算科学技術部会」第26回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[1K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room K)

[1K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1M_GM]「加速器・ビーム科学部会」第42回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room M)

[1M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1O_GM]「リスク部会」第5回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room O)

[1O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan