Fri. Mar 22, 2019

Room B

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

[3B_PL] Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

Chair:Satoshi Yanagihara(Univ. of Fukui)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B_PL01] Performance-based requirements of radioactive waste form for disposal
*Hiroomi Aoki[1] (1. NRA)

[3B_PL02] Development of waste acceptance criteria for near surface diposal project by JAEA
*Hisakazu Nakata[1] (1. JAEA)

[3B_PL03] Approach to the manufacturing method of waste package comply with performance code of technical criteria
*Masato Tanaka[1] (1. FEPC)

[3B_PL04] Introduction of situations and issues on development of waste solidification technology
*Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division

[3D_PL] Current Status of R&D on Pyroprocessing

Chair:Yasuji Morita(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D_PL01] Overview of Pyroprocessing and Trend in Each Country
*Tadafumi Koyama[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL02] Reprocessing of Nitride Fuel
*Hirokazu Hayashi[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Reprocessing of Metal Fuel and Oxide Fuels
*Masatoshi Iizuka[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL04] Processing of Oxide Fuel Using Fluoride Volatility Method
*Kuniyoshi Hoshino[1] (1. Hitachi-GE)

[3D_PL05] Reprocessing of Molten Salt Reactor Fuel
*Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City Univ.)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear data division[Co-organized by Special Committee on Nuclear Data]

[3E_PL] Frontier of nuclear data researches on fission product nucides

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E_PL01] Progress in nuclear data evaluation
*Nobuyuki Iwamoto[1] (1. JAEA)

[3E_PL02] Current status of fission yield research
*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] Progress and perspective of nuclear data measurement
*Tatsuya Katabuchi[1] (1. Tokyo Tech)

[3E_PL04] Comments from users' side
*Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

Room I

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

[3I_PL] Report of the Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I_PL01] Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety
*Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

[3I_PL02] Goal and present status of CFD utilization on hydrogen behavior in NPP in Japan
*Ryo Fukuda[1] (1. MHI)

[3I_PL03] Present status of hydrogen behavior simulation code system develoipment
*Masaaki Matsumoto[1] (1. MRI)

[3I_PL04] Present status of hydrogen behavior simulation code system develoipment
*Atsuhiko Terda[1] (1. JAEA)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3L_PL] New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

©Atomic Energy Society of Japan

[3L_PL01] Challenges to Implement New Nuclear Oversight Program
*Shuichi Kaneko[1] (1. NRA)

[3L_PL02] To Ensure that the Japanese Reactor Oversight Process Will Increase Nuclear Safety
*Hiroko Kondo[1] (1. LLC Matrix K, Univ. of Tokyo)

[3L_PL03] Efforts to introduce new inspection program and increase the safety of nuclear power plants
*Norio Atsumi[1], *Tomoyuki Yokoo[1] (1. FEPC)

[3L_PL04] Discussion

Room M

Planning Lecture | Board and Committee | The AESJ Ethics Committee

[3M_PL] Continuing Qualitity Injustice Problem and Ethics

Chair:Kyoko O h ba(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M_PL01] Consideration and Ethics on Recent Quality Illegal Problems
*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

[3M_PL02] Culture and Ideal Response of Organizations
*Toshihiro Okuyama[1] (1. ASC)

©Atomic Energy Society of Japan

Fri. Mar 22, 2019

Room B

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

[3B01-04] Vitrification2

Chair:Ippei Amamoto(JAEA)
9:45 AM - 10:55 AM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B01] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

*Jun Onoe[1], Shinta Watanabe[1], Yusuke Inaba[2], Miki Harigai[2], Kenji Takeshita[2] (1. Nagoya University, 2. Tokyo Institute of Technology)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B02] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

*Yusuke Inaba[1], Ria Mishima[1], Keita Saito[1], Sotaro Tachioka[1], Miki Harigai[1], Kenji Takeshita[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2] (1. Tokyo Tech, 2. Nagoya Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B03] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

*Shinta Watanabe[1], Toshiki Takeuchi[1], Yusuke Inaba[2], Ria Mishima[2], Miki Harigai[2], Masato Nakaya[1], kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1. Nagoya University, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[3B04] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

*Kenji Takeshita[1], Tomohiro Okamura[1], Miki Harigai[1], Yusuke Inaba[1], Masahiko Nakase[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Nagoya University)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3B05-08] Vitrification3

Chair:Jun Onoe(Nagoya Univ.)
10:55 AM - 12:00 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B05] Local Structural Analysis and Additive Effect of Ti, Zn and Zr in Low Level Radioactive Glass for Highly Concentrated Sodium Nitrate Solution

*Yuri Tajimi[1], Kei Shiina[1], Takeshi Mimura[2], Yasutomo Tajiri[2], Sohei Sukenaga[3], Hiroyuki Shibata[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. IHI Corp, 3. Tohoku University)

10:55 AM - 11:10 AM

[3B06] Evaluation of vitirification and dissolution of simulated high-level radioactive wastes in borosilicate glasses with high-loading capacity

*Tetsuji Yano[1], Takuhiro Miyawaki[1], Shintaro Matsumoto[1], Nobuhiro Matsushita[1], Tetsuo Kishi[1], Yoshiyuki Miura[2], Norio Kanehira[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

11:10 AM - 11:25 AM

[3B07] Thermodynamic optimization of MoO_3 solubility in SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-ZnO-CaO-Na_2O-Li_2O glass melts

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Yoshiyuki Miura[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limitted)

11:25 AM - 11:40 AM

[3B08] Thermal-Assisted Solvent Extraction of Inert Platinum Group Metals from HNO_3(aq) to Ordinary Organic Solvent

*Zhiwei Zheng[1], Tsuyoshi Arai[2], Koichiro Takao[1] (1. LANE. Tokyo Tech, 2. SIT)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[3B09-13] Vitrification 4

Chair:Kenji Takeshita(Tokyo Tech)
2:45 PM - 4:10 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

©Atomic Energy Society of Japan

[3B09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Yasutomo Tajiri[1], Toshiro Oniki[1] (1. IHI Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[3B10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Kouichi Ikeda[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1] (1. criepi)

3:00 PM - 3:15 PM

[3B11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Ippei AMAMOTO[1], Koichi Ohyama[1], Hideki Kitajima[2], Saichi Nagao[2], Yuichi Nagano[2], Mitsuyoshi Sakai[3], Tsutomu Maruyama[3], Naoki Taneda[3], Nobutaka Nishikawa[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Research Center of Computational Mechanics, Inc., 3. New Glass Forum, 4. Mizuho Information and Research Institute, Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3B12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Yoshiyuki Miura[1], Hiroto Mitsuhashi[1], Taku Hashimoto[1], Takahiro Ishio[1], Norio Kanehira[1] (1. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:30 PM - 3:45 PM

[3B13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Taku Hashimoto[1], yoshiyuki miura[1], hiroto mitsuhashi[1], takahiro ishio[1], norio kanehira[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

3:45 PM - 4:00 PM

Room C

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

[3C01-02] Dismantling and Decontamination Technology

Chair:Masashi Tezuka(JAEA)
9:30 AM - 10:05 AM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[3C01] Development on Sound Velocity Measurement Technique from Outer Surface of Pipe Aim to Estimate Hydrogen Concentration in Gas inside Pipe

*Yuji Matsui[1], Katsuhiko hirano[2], Ryosuke kobayashi[2] (1. Hitachi, R&D group, Nuclear System Research Department, 2. Hitachi GE Nuclear Energy)

9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Feasibility Study on the Range Extender and Functionality Expansion of the Fully-automated Laser Decontamination Device

*Eisuke John Minehara[1] (1. LDD Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM

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

[3C03-05] Method of Decommissioning Accident Reactor

Chair:Koichi Kitamura(JAEA)
10:05 AM - 10:55 AM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[3C03] Study on Potential Ways of Performing the Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*DAIICHIRO OGURI[1], KAZUSHI NATSUI[1], MITSUHIRO SATO[1] (1. Association for Nuclear Decommissioning Study Study group on scenario of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant decommissioning)

10:05 AM - 10:20 AM

[3C04] Study on Potential Ways of Performing the Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*Takayuki Aoki Aoki[1] (1. Tohoku University)

10:20 AM - 10:35 AM

[3C05] Study on Potential Ways of Performing the Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*shunichi suzuki[1] (1. The University of Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM

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

[3C06-09] Various Decommissioning Technology

Chair:Takayuki Aoki(Tohoku Univ.)
10:55 AM - 12:00 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[3C06] Reactor dismantled responding method using existing technology

*Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[2], Makito Watakabe[1], Yasufumi Kitamura[1], Haruki Morishige[1] (1. Fukushima nuclear accident contermeasure review group, 2. Kyoto Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[3C07] Proposal of decommissioning method proposal - Integral processing of building, equipment, piping and cable in block unit

*Makito Watakabe[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[2], Yasufumi Kitamura[1], Haruki Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

11:10 AM - 11:25 AM

[3C08] Proposed final disposal site in deep sea (part 2)

*Yasufumi Kitamura[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[2], Makito Watakabe[1], Haruki Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3C09] Review fuel debris collection method from technical requirements defined by NDF

*Yosuke Yamashiki[1], haruo Morishige[2], Makito Watakabe[2], Yasufumi Kitamura[2], Haruki Morishige[2] (1. Kyoto University, 2. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

11:40 AM - 11:55 AM

Room D

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3D01-05] Actnides Separation

Chair:Tatsuya Suzuki(Nagaoka Univ. of Tech.)
9:45 AM - 11:05 AM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D01] Adsorption separation of uranium and thorium by ligand-immobilized hydrogel from nitric acid solution

*Masahiko Nakase[1], Tomoo Yamamura[2], Kenji Shirasaki[3], Mitsuie Nagai[3], Tohru Kobayashi[4], Daiju Matsumura[4], Kenji Takeshita[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Laboratory of Alpha-Ray Emitters, Institute for Material Research, Tohoku University, 4. Material Sciences Research Center, Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3D02] Examination of new extractants for minor actinides separation

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tomohiro Kawasaki [1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D03] Optimization in flow-sheet of extraction chromatography with CMPO and HDEHP impregnated adsorbents

*Sou Watanabe[1], Tatsuya Senzaki[1], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1], Kiyoharu Nakatani[2], Tsuyoshi Arai[3], Haruaki Matsuura[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tsukuba University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. Tokyo City University)

10:15 AM - 10:30 AM

[3D04] Study on mass transfer coefficients in solvent extraction systems using new extractants for MA recovery

*Atsushi Sakamoto[1], Kazunori Kawanobe[2], Yuichi Sano[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. JAEA, 2. Ascend Co.,Ltd.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3D05] Study on mass transfer coefficients in solvent extraction systems using new extractants for MA recovery

Shusaku Asano[2], Taisuke Maki[2], Kazuhiro Mae[2], *Yuichi Sano[1], Kazunori Kawanobe[3], Atsushi Sakamoto[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto University, 3. Ascend Co., Ltd.)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3D06-06] Separation Behavior of FPs

Chair:Masatoshi Iizuka(CRIEPI)
11:05 AM - 11:20 AM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D06] Study on fluorination behavior of molybdenum compounds for fluoride volatility method

*Daisuke Watanabe[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku University)

11:05 AM - 11:20 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3D07-08] Improvement of Safety at Reprocessing Plant

Chair:Masatoshi Iizuka(CRIEPI)
11:20 AM - 11:55 AM Room D (Common Education Bildg. 2 1F

©Atomic Energy Society of Japan

No.12)

[3D07] Study on the boiling and drying accident of HLLW

*Takashi Kodama[1], Hiroshi Kinuhata[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. UI Sciences Inc.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3D08] Study on the boiling and drying accident of HLLW

*Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. UI Sciences Inc.)

11:35 AM - 11:50 AM

Room E

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

[3E01-04] Nuclear Chart, Nuclear Data Evaluation, Nuclear Data Validation

Chair:Masayuki Aikawa(Hokkaido Univ.)
9:30 AM - 10:30 AM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E01] Construction of CHART of THE NUCLIDES 2018

*Hiroyuki Koura[1], Jun-ichi Katakura[2], Takahiro Tachibana[3], Futoshi Minato[4] (1. ASRC of JAEA, 2. Nagaoka INstitute of Techinology, 3. RISE of Waseda Univeirsity, 4. NSEC of JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3E02] Evaluations of neutron induced reaction cross sections for ^{35,36,37}Cl

*Jeongyeon Lee[1], Shin Okumura[2], Kohsuke Tsubakihara[1], Satoshi Chiba[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Nuclear Data Section, International Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3E03] Evaluation on propagation of uncertainties of 28Si cross section to neutron dose in deep concrete penetration

*Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM

[3E04] Probability table problem of heating number in FENDL-3.1d ACE file

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2] (1. JAEA, 2. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3E05-10] Nuclear Fission, Heavy Element

Chair:Takashi Nakatsukasa(Univ. of Tsukuba)
10:30 AM - 12:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E05] Improvement of our Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Mark Dennis Usang[2], Yoko Ishii[1], Ivanyuk Ivanyuk[3,1], Satoshi Chiba[1,4] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. Malaysian Nuclear Agency, 3. Kiev Institute for Nuclear Research, 4. NAOJ)

10:30 AM - 10:45 AM

[3E06] Improvement of Skyrme-type effective nuclear interaction using experimental fission barrier height

*Yoritaka Iwata[1], Kun Ratha Kean[1,2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[3E07] Estimation of fission product yields and their covariance based on shell correction energy

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Tech.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3E08] Competition between fission and neutron-emission at highly excited nucleus

*Shoya Tanaka[1,2], Kentaro Hirose[2], Katsuhisa Nishio[2], Yoshihiro Aritomo[1], Masahisa Ohta[3] (1. Kindai Univ., 2. JAEA, 3. Konan Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3E09] Theoretical study on Z=120 super-heavy element synthesis with real-time mean-field models

*Shuichiro Ebata[1], Satoshi Chiba[1], Fedir Ivanyuk[1], Vladimir Litnevsky[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:30 AM - 11:45 AM

[3E10] Research in multinucleon transfer mechanisms for heavy elements studied by antisymmetrized molecular dynamics (2)

Yoko Ishii[1], Chikako Ishizuka[1], Akira Ono[2], *Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku University)

©Atomic Energy Society of Japan

11:45 AM - 12:00 PM

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

[3E11-16] Nuclear Data Measurement

Chair:Yosuke Iwamoto(JAEA)
2:45 PM - 4:25 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E11] Measurement of Neutron Production from 7 MeV/u α Incidence on a Bi Target

*Kenta Sugihara[1], Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Kanenobu Tanaka[2], Atsuko Akashio[2], Toshiya Sanami[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN Nishina Center, 3. High Energy Accelerator Research Organization)

2:45 PM - 3:00 PM

[3E12] Cross section measurements of 50 MeV alpha particle induced reactions on ^{nat}Er to produce medical RI ^{169}Yb

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[1], Michiya Sakaguchi[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[3E13] Measurement and Resonance Analysis of the Neutron Capture Cross Section of Np-237

*Gerard Rovira Leveroni[1], Tatsuya Katabuchi[1], Shota Matsuura[1], Ken-ichi Tosaka[1], Osamu Iwamoto[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Kazushi Terada[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3E14] Measurement and simulation of neutron transmission of Ta-181 at J-PARC

*Kaoru Hara[1], Minoru Asako[1], Tetsuya Kai[2], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[3E15] Measurements of photon scattering cross sections of Pb-206 using Bremsstralung

*Toshiyuki Shizuma[1], Nobuyuki Iwamoto[2], Ayano Makinaga[3], R Massarczyk[4], R Schwengner[5], R Beyer[5], D Bemmerer[5], M Dietz[5], A Junghans[5], T Kogler[5] (1. QST, 2. JAEA, 3. Teikyo Univ., 4. LLNL, 5. HZDR)

3:45 PM - 4:00 PM

[3E16] Photon strength function in In-115 for the evaluation of neutron capture cross section for In-114

*Ayano Makinaga[1], R Schwengner[2], R Beyer[2], M Grieger[2], S Hammer[2], T Hensel[2], A Junghans[2], F Ludwig[2], S Meuller[2], K Roemer[2] (1. Teikyo Univ., 2. HZDR)

4:00 PM - 4:15 PM

Room F

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

[3F01-04] Neutron Measurements 1

Chair:Keisuke Maehata(Kyushu Univ.)
9:45 AM - 10:50 AM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[3F01] High-resolution scintillation neutron detector for ToF neutron diffraction imaging

*Tatsuya Nakamura[1], Takuro Kawasaki[1], Kentaro Toh[1], Noriaki Tsutsui[1], Masumi Ebine[1], Atsushi Birumachi[1], Kaoru Sakasai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F02] Experiments of an active neutron method using a Cherenkov detector

*Masao Komeda[1], Akira Ohzu[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F03] Development of an active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security (2)

*Kazuyoshi Furutaka[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[3F04] Development of a fast response neutron detector bank for fast neutron direct interrogation method

*Makoto Maeda[1], Kazuyoshi Furutaka[1], Akira Ohzu[1], Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3F05-08] Neutron Measurements 2

Chair:Kenichi Watanabe(Nagoya Univ.)
10:50 AM - 11:55 AM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[3F05] Study of sample shape effects on neutron resonance transmission analysis

*Fei Ma[1], Harufumi Tsuchiya[1], Fumito Kitatani[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

10:50 AM - 11:05 AM

[3F06] Temperature Measurement using Neutron Self-indication Method

*mariko segawa[1], Yosuke Toh[1], Tetsuya Kai[1], Makoto Maeda[1], Masayuki Tsuneyama[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAT)

11:05 AM - 11:20 AM

[3F07] Characteristics evaluation of neutron source by particle transport simulation calculation and experiment

*Yuki Fujiya[1], Takashi Kamiyama[2], Hirotaka Sato[2], Hiroyuki Uno[3], Ryuji Uemoto[3], Koichi Nittoh[4], Mikio Uematsu[4], Yukio Sonoda[4], Yoshiaki Kiyanagi[5] (1. Sch. Eng., Hokkaido Univ., 2. Hokkaido Univ., 3. SHI-ATEX, 4. TTSI, 5. Nagoya Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3F08] Characteristics evaluation of neutron source by particle transport simulation calculation and experiment

*Hiroyuki Uno[1], Ryuji Uemoto[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Yukio Sonoda[2], Yuki Fujiya[3], Takashi Kamiyama[4], Hirotaka Sato[4], Yoshiaki Kiyanagi[5] (1. SHI-ATEX, 2. TTSI, 3. Sch. Eng., Hokkaido Univ., 4. Hokkaido Univ., 5. Nagoya Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

Room I

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

[3I01-06] Scrubbing and Aerosol

Chair:Yasushi Saito(Kyoto Univ.)
10:15 AM - 11:55 AM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I01] Effect of Steam Condensation on Decontamination during Pool Scrubbing

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Kikuchi Wataru[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:15 AM - 10:30 AM

[3I02] Measurement of Aerosol Decontamination Behavior from a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Wataru Kikuchi[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:30 AM - 10:45 AM

[3I03] Evaluation of the Removal Properties of Organic Iodide by an $AgNO_3$ Solution

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Satoshi Nishimira[1] (1. CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

[3I04] The Influence of Gas Species on Gas-Liquid Two-Phase Flow

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:00 AM - 11:15 AM

[3I05] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

*Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[3I06] Development of Numerical Simulation Method for Aerosol Particle Behavior in Two-Phase Flow

*Hiroyuki Yoshida[1], Shinichiro Uesawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[3I07-11] Fast Reactor Thermal Hydraulics

Chair:Tohru Suzuki(Tokyo City Univ.)
2:45 PM - 4:10 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I07] Elucidation and Control of Liquid Sodium Multiphase Flow Dynamics: Visualization Measurement of Gas-Liquid interface

*Yuta Akimoto[1], Takeshi Fukuda[1] (1. Osaka University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3I08] Development of reactor vessel thermal hydraulic evaluation method under natural circulation decay heat removal conditions in sodium-cooled fast reactor

*Erina HAMASE[1], Yasutomo Imai[2], Norihiro KIKUCHI [1], Norihiro DODA[1], Masaaki TANAKA[1] (1. JAEA, 2. NDD)

3:00 PM - 3:15 PM

[3I09] Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast Reactor by Scaled Water Experiments

*Mitsuyo Tsuji[1], Ayako Ono[1], Kosuke Aizawa[1], Jun

©Atomic Energy Society of Japan

Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Yasuhiro Miyake[2] (1. JAEA, 2. NDD)

3:15 PM - 3:30 PM

[3I10] Consideration on Heat Transfer Coefficient of Liquid Metal in Tube Flow

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[3I11] study on droplet generation during upward liquid jet collision onto ceiling surface

*yi zhan[1], Kiyotaka Maruyama[1], Yusuke Kuwata[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2] (1. The University of Electro-Communications, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

Room J

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

[3J01-04] Analysis Model

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)
9:45 AM - 10:50 AM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[3J01] Study on neutron spectrum in HTTR at MVP burnup calculation

*Kazuaki Matsunaka[1], Nozomu Fujimoto[1], Toshiaki Ishii[2], Etsuo Ishitsuka[2], Satoru Nagasumi[2] (1. Kyushu Univ. Engineering, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3J02] A Verification of Delayed Neutron Models Using a Delayed-to-Prompt Ratio Index by Feynman-α Analysis

*Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakazima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2] (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J03] In-Core Fuel Loading Pattern Optimization for a PWR using Multi-Swarm Moth Flame Optimization Method with Predator

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

10:15 AM - 10:30 AM

[3J04] Study on Applicability of the SPH Method for the Method of Characteristics

*Kento Sawada[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3J05-08] Analysis Method Development (Resonance)

Chair:Tatsuya Fujita(NRA)
10:50 AM - 11:55 AM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[3J05] Investigation of impact of ladder numbers on probability table

*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[3J06] Application of Efficient Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing②

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

11:05 AM - 11:20 AM

[3J07] A Resonance Calculation Method using Energy Expansion Bases based on Reduced Order Model

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Satoshi Takeda[2], Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3] (1. Nagoya University, 2. Osaka University, 3. MHI)

11:20 AM - 11:35 AM

[3J08] A Resonance Calculation Method using Energy Expansion Bases based on Reduced Order Model

Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Satoshi Takeda[2], *Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3] (1. Nagoya Univ., 2. Osaka Univ., 3. MHI)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3J09-11] Analysis Method Development (Monte-Carlo)

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)
2:45 PM - 3:35 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[3J09] Model Extension of Probabilistically Disordered Media and Its Implementation in Monte Carlo Solver Solomon

*TARO UEKI[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J10] Monte Carlo method for sensitivity analysis of alpha- and gamma-eigenvalues

*Toshihiro Yamamoto[1], Hiroki Sakamoto[2] (1. Kyoto University, 2. RADONet)

©Atomic Energy Society of Japan

3:00 PM - 3:15 PM

[3J11] Time dependent neutron multiplication from point source in delayed super-critical core

*Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[3J12-14] Criticality Safety

Chair:Hiroki Koike(MHI)

3:35 PM - 4:25 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[3J12] Criticality Safety Study for Direct Disposal of Nuclear Spent Fuel with Depleted Uranium

Hideyuki Machiya[1], *Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku University)

3:35 PM - 3:50 PM

[3J13] Effect of Gd_2O_3 to a fission number in the first pulse of a postulated nuclear excursion

*Irwan Liapto Simanullang[1], Yuichi Yamane[1], Kotaro Tonoike[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[3J14] Calculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Using the Bootstrap Method

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

4:05 PM - 4:20 PM

Room K

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

[3K01-04] Wireless System and Underwater Robot

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

9:45 AM - 10:50 AM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[3K01] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

*hidehiko kuroda[1], shirota takahiro[1], ikeda yoshiro[1], hasegawa takeshi[1], oda naotaka[1], asano naoki[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM

[3K02] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

*TAKAHIRO SHIROTA[1], HIDEHIKO KURODA[1], NAOTAKA ODA[1], TAKESHI HASEGAWA[1], YOSHIRO IKEDA[1], TAKESHI ARAKAWA[1], ISAO OHBA[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[3K03] Development of underwater robot " RADHOTAR "

*Shigekazu SUZUKI[1], Shinji Kawatsuma[1], Eiji Aoki[1], Masanori Takahashi[1], Koki Watanabe[2], Shuzo Nakano[3], Hideki Sakamoto[4] (1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. Takawa Seimitsu Co. Ltd., 3. East Japan Accounting Center Co., Ltd., 4. Alpine Electronics Inc.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3K04] Development of underwater robot " RADHOTAR "

*Shinji Kawatsuma[1], Shigekazu Suzuki[1], Eiji Aoki[1], Masanori Takahashi[1], Koki Watanabe[2], Shuzo Nakano[3], Hideki Sakamoto[4] (1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. TAKAWASEIMITU, 3. East Japan Accounting Center, 4. ALPINE)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3K05-08] Human-machine System, Advanced Information Processing

Chair:Kunihide Sasou(CRIEPI)

10:50 AM - 12:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[3K05] Development of 3D-LiDAR data of plant structure based on deep learning

*Yuta Tanifuji[1], Kuniaki Kawabata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

[3K06] Effectiveness of Non-Technical Skill Training on Mastery of Incident Command System

*Masaru Hikono[1], Yuko Matsui[1], Kazufumi Nagashima[2] (1. Institute of Nuclear Safety and System, Inc., 2. The Kansai Electric Power Co., Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM

[3K07] Experimental Study on Human Reliability for Monitoring Task

*Kazuki Otake[1], Makoto Takahahshi[1] (1. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

11:20 AM - 11:35 AM

[3K08] Enhancing Emergency Response on the Field

©Atomic Energy Society of Japan

Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka UT, 3. TeMS)

11:35 AM - 11:50 AM

Room L

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

[3L01-04] Fast Reactor

Chair:Kennichi Matsuba(JAEA)
9:30 AM - 10:35 AM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L01] Study on validation of initiating phase analysis code for core disruptive accident in an SFR

*Shinya Ishida[1], Kenichi Kawada[1], Yoshitaka Fukano[1] (1. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Solidification behavior of molten materials falling into coolant

*Kota Kawasaki[1], shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Kazuya Koyama[2] (1. University of Tsukuba, 2. Mitsubishi FBR Systems)

9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Three-Dimensional Particle-Based Simulation of Heat Transfer Behavior from Molten Mixture Pool to Structural Wall

*Kanji Funakoshi[1], Masatsugu Kato[1], Xiaoxing Liu[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3L04] Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR

*Munemichi Kawaguchi[1], Ikuo Yamamoto[1], Hiroshi Seino[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3L05-07] Severe Accident

Chair:Shunichiro Nishioka(IRID/JAEA)
10:35 AM - 11:25 AM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L05] Fundamental Study on the solidification morphology and segregation of Gd and Fe in simulated molten corium

*Ayako Sudo[1], Igor Poznyak[2], Takumi Sato[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. JAEA, 2. Research Centre Rez)

10:35 AM - 10:50 AM

[3L06] Chemical equilibrium analysis for the enhancement of gaseous Iodine generation under the Boron-containing steam

*Hiroyuki Shiotsu[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Ohsaka[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] Development of Ru chemistry database under severe accident conditions of nuclear facilities

*Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Faoulat Miradji[1], Jiazhan Liu[1], Naoki Horiguchi[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

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

[3L08-09] ATWS

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)
11:25 AM - 12:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L08] ATWS analyses with reactor simulator based on RELAP/SCDAPSIM code.

*Ryo Kikuchi[1], Takanori Kameyama[1] (1. tokai Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3L09] Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D

*Chihiro Yanagi[1] (1. INSS)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[3L10-14] Safety Analysis

Chair:Akifumi Yamaji(Waseda Univ.)
2:45 PM - 4:10 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L10] Reduced Order Model of Severe Accident Analysis Code for SBO aiming Probabilistic Safety Margin Analysis

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

2:45 PM - 3:00 PM

[3L11] Development of Next Generation Transient Analysis System for Nuclear Power Plant

©Atomic Energy Society of Japan

*Sho Yoshizaki[1], Mitsunobu Hayashi[1], Akinori Kamito[1], Kenya Takiwaki[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Coporation)

3:00 PM - 3:15 PM

[3L12] Development of estimation measure for BWR LOCA break condition using machine learning technology

*Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Ryunosuke Yamaguchi[1] (1. TEPSYS)

3:15 PM - 3:30 PM

[3L13] Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents Using GOTHIC

*Hiroshi Kawai[1], Tatsuya Hayasaki[1], Daisuke Fujiwara[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

3:30 PM - 3:45 PM

[3L14] IC was no operation between earthquake and tunami in F1 No.1 Reactor

*Kiyoshi Yoneyama[1], Kazuo Watanabe[2] (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab.)

3:45 PM - 4:00 PM

Room M

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

[3M01-04] Fuel Behavior in SA and Long-term Storage

Chair:Kazuo Kakiuchi(JAEA)
9:30 AM - 10:35 AM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M01] Steam Oxidation of Silicon Carbide at High Temperature up to 1800°C

*Hai Vu Pham[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Kenichiro Furumoto[2], Hisaki Sato[3], Ryo Ishibashi[4], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. MNF, 3. Toshiba ESS, 4. Hitachi GE)

9:30 AM - 9:45 AM

[3M02] Study on application of Kriging for nuclear material accountancy of fuel debris

*Tomooki Shiba[1], Hirofumi Tomikawa[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Yasuhiro SUGIYAMA[2] (1. JAEA, 2. NAIS)

9:45 AM - 10:00 AM

[3M03] Amounts and varieties of fission products retained in fuel debris and released fission products of 1F NPP

*Isamu Sato[1], Toru Morikawa[1] (1. Tokyo City University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3M04] Evaluation of annealing effect on MA-bearing MOX pellet with lattice defect

*Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Akira Komeno[1], Takeo Sunaoshi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3M05-09] Thermal Properties of Oxide Fuels

Chair:Ken Kurosaki(Osaka Univ.)
10:35 AM - 12:00 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M05] Thermal Conductivity Estimation of Fully Ceramic Microencapsulated Pellets with ZrO2 as Simulated Particles

*Ariyani Kusuma Dewi[1,2], Souichirou Yamaguchi[1], Takashi Onitsuka[1], Masayoshi UNO[1] (1. University of Fukui, 2. National Nuclear Energy Agency (BATAN) Indonesia)

10:35 AM - 10:50 AM

[3M06] Measurement of Thermal Expansion and Specific Heat of CaF_2

*Ryota Tsuchimochi[1], Masato Kato[1], Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Hiroki Uno[2], Masahiro Ogasawara[2], Hiromasa Sugata[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company Ltd.)

10:50 AM - 11:05 AM

[3M07] Study of specific heat of liquid oxide by pulse heating

*Kenji Konashi[1], Kyoichi Morimoto[2], Masashi Watanabe[2], Masato Kato[2], Hiromichi Watanabe[3], Yuji Arita[4], Tomotake Niizeki[5] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. AIST, 4. Fukui Univ., 5. ART KAGAKU)

11:05 AM - 11:20 AM

[3M08] First-principles calculations of polarons in actinide dioxide

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

11:20 AM - 11:35 AM

[3M09] Study on O / M ratio change behavior of a simulated fuel, CeO2-x, under air atmosphere

*ryohei hattori[1], isamu sato[1], sumita takehiro[2], Yoshinao kobayashi[2] (1. Tokyo City University, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[3M10-11] Fuel Behavior in SA

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)
2:45 PM - 3:20 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M10] Density and viscosity of liquid ZrO_2 measured by aerodynamic levitation

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

2:45 PM - 3:00 PM

[3M11] Experimental study on Cs containing aerosol behavior under severe accidents in sodium cooled fast reactors

*Masato Matsui[1], Daisuke Hoshino[1], Ryohei Hattori[1], Hayato Maejima[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

3:00 PM - 3:15 PM

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

[3M12-14] Fabrication of Fast Reactor Fuels

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)
3:20 PM - 4:10 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M12] Evaluation on the denitration characteristics heated by the circular polarized microwave

*Tomoomi Segawa[1], Masafumi Tanigawa[1], Yoshiyuki Kato[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Toshihide Kitazawa[2], Kenji Taguchi[3], Tatsuya Kashiwa[3] (1. JAEA, 2. Ritsumeikan University, 3. Kitami Institute of Technology)

3:20 PM - 3:35 PM

[3M13] Development of Flowability Improvement Technology for MOX Powder by Wet Granulation

*Katsunori Ishii[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Masahiro Suzuki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:35 PM - 3:50 PM

[3M14] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

*Atsushi Ouchi[1], Mutsumi Hirai[1], Humiki Mizusako[1], Kenji Konasi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. NIPPON NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CO.,LTD., 2. TOHOKU UNIVERSITY, 3. OSAKA UNIVERSITY)

3:50 PM - 4:05 PM

Room O

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

[3O01-05] Fusion Neutron Source

Chair:Eiji Hoashi(Osaka Univ.)
9:30 AM - 10:50 AM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[3O01] Conceptual Study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules

*Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST)

9:30 AM - 9:45 AM

[3O02] Conceptual study on Fusion Neutron Source (A-FNS) test modules

*Makoto Nakamura[1], Satoshi Sato[1], Changho Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Hiroo Kondo[1], Kentaro Ochiai[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST)

9:45 AM - 10:00 AM

[3O03] Conceptual Study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules

*ChangHo Park[1], Satoshi Sato[1], Masayuki Ohta[1], Makoto Nakamura[1], Saerom Kwon[1], Kentaro Ochiai[1], Atsushi Kasugai[1], Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:00 AM - 10:15 AM

[3O04] Conceptual Study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules

*Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1], Changho Park[1], Makoto Nakamura[1], Motoki Nakajima[1], Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Jaehwan Kim[1], Tsuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

[3O05] Conceptual Study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules

*Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1], Makoto M. Nakamura[1], Saerom Kwon[1], ChangHo Park[1], Kentaro Ochiai[1], Youji Someya[1], Yoshiteru Sakamoto[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3O06-08] Neutron Field Evaluation

Chair:Nakamura Makoto(QST)
10:50 AM - 11:40 AM Room O (Common Education Bildg. 2 4F

©Atomic Energy Society of Japan

No.46)

[3O06] Re-preparation of a gas target at Tohoku University FNL for neutron detector calibrations and the neutron field evaluation by the PHITS code

*Takeo Nishitani[1], Shigeo Matsuyama[2], Toshiya Sanami[3], Kunihiro Ogawa[1,4], Mitsutaka Isobe[1,4] (1. NIFS, 2. Tohoku Univ., 3. KEK, 4. SOKENDAI)

10:50 AM - 11:05 AM

[3O07] Evaluation of Neutron Flux Distribution using Activation Foil/Wire and Imaging Plate

*Yasuyuki Ogino[1], Keisuke Mukai[1,2], Juro Yagi[1,2], Satoshi Konishi[1,2] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

11:05 AM - 11:20 AM

[3O08] Experimental evaluation of the amount of radioactivity formed in the torus hall of the large helical device

*Yuya Yamamoto[1], Makoto Kobayashi[2,3], Tomoyo Tanaka[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Kunihiro Ogawa[3,2], Takeo Nishitani[2], Mitsutaka Isobe[2,3] (1. Nagoya Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI)

11:20 AM - 11:35 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Fri. Mar 22, 2019

Room B

[3B_GM] 「バックエンド部会」第50回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B_GM] General Meeting

Room D

[3D_GM] 「再処理・リサイクル部会」第36回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D_GM] General Meeting

Room E

[3E_GM] 「核データ部会」第39回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E_GM] General Meeting

Room K

[3K_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第59回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[3K_GM] General Meeting

Room L

[3L_GM] 「原子力安全部会」第21回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L_GM] General Meeting

Room M

[3M_GM] 「核燃料部会」第46回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

[3B_PL] Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

Chair:Satoshi Yanagihara(Univ. of Fukui)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B_PL01] Performance-based requirements of radioactive waste form for disposal

*Hiroomi Aoki[1] (1. NRA)

[3B_PL02] Development of waste acceptance criteria for near surface diposal project by JAEA

*Hisakazu Nakata[1] (1. JAEA)

[3B_PL03] Approach to the manufacturing method of waste package comply with performance code of technical criteria

*Masato Tanaka[1] (1. FEPC)

[3B_PL04] Introduction of situations and issues on development of waste solidification technology

*Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

バックエンド部会セッション

廃棄体技術基準の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

（1）廃棄体の技術基準の性能規定化について

(1) Performance-based requirements of radioactive waste form for disposal

*青木 広臣，井上 亮，秦 はるひ，川﨑 智
原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制委員会は 2016 年 1 月に IAEA による総合規制評価サービス（Integrated Regulatory Review Service: IRRS）を受け [1]，同評価サービスにおいて明らかになった課題の一つに，廃棄体の規制基準の性能規定化が挙げられている [2]。原子力規制庁では，核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（以下「事業規則」という。）第８条に規定されている放射性廃棄物等の技術上の基準（以下「技術基準」という。）の改正に向けた検討を行っている。

2. 廃棄体の技術基準

現行の技術基準では，放射性廃棄物を容器に封入する方法及び固型化する方法について原子力規制委員会が定めることになっており，その方法は，核燃料物質等の第二種廃棄物埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示（以下「告示」という。）第 4 条に定められている。この告示では，民間規格である JIS を引用し廃棄体の容器や固型化材料が規定されており，所謂，仕様規定になっている。今後，原子力発電所及び核燃料施設の廃止措置が進み，それらの廃止措置によって発生する放射性廃棄物を埋設するための埋設事業が進展することが予想される。廃棄体の技術基準の仕様規定を撤廃し性能規定化することによって，より柔軟な廃棄体容器及び固型化材料の採用が可能となり，円滑な廃止措置の実施の一助となることが期待される。

Table 1 に廃棄体の技術基準が規定されている事業規則第８条第１項及び第２項の現行規定と改正案の概要を示す。

Table 1 事業規則第８条第１項及び第２項の現行規定と改正案の概要 [3]

現行	改正案
1 ピット処分を行う場合・・・廃棄体又はコンクリート等廃棄物 トレンチ処分を行う場合・・・コンクリート等廃棄物	1　中深度処分を行う場合・・・廃棄体 ピット処分を行う場合・・・廃棄体又はコンクリート等廃棄物 トレンチ処分を行う場合・・・廃棄体又は コンクリート等廃棄物
2　廃棄体に係る技術上の基準	2　廃棄体に係る技術上の基準
一　放射性廃棄物を原子力規制委員会の定める方法により容器に封入し又は固型化すること	一　放射性廃棄物を容器に封入又は固型化すること
二　事業許可申請書に記載した最大放射能濃度を超えないこと	二　事業許可申請書に記載した最大放射能濃度を超えないこと
三　表面の放射性物質濃度が、規定の表面密度限度の１０分の１を超えないこと	三　表面の放射性物質濃度が、規定の表面密度限度の１０分の１を超えないこと
四　廃棄体の健全性を損なうおそれのある物質を含まないこと	四　廃棄体の健全性 及び廃棄物埋設地の安全機能 を損なうおそれのある物質を含まないこと
	五　中深度処分を行う場合にあっては、廃棄体の健全性及び廃棄物埋設地の安全機能が損なわれることがないよう廃棄体中の水素の発生を抑制する等の措置が講じられていること
五　埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること	六　埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること
六　著しい破損がないこと	七　想定される最大高さから落下した場合においても、放射性物質が容易に飛散又は漏えいしないこと
七　放射性物質を表す標識及び照合できるような整理番号を表示すること	八　放射性物質を表す標識及び照合できるような整理番号 の表示その他の措置が講じられていること
	九　上記に定めるもののほか、許可申請書等に記載した性状を有すること
3　コンクリート等廃棄物に係る技術上の基準 第２項第二号の規定を準用するほか、次の各号に掲げるとおり	3　コンクリート等廃棄物に係る技術上の基準 前項第二号、第四号 及び 第八号 と同様に規定。そのほか、許可申請書等に記載した性状 を有すること。
一　爆発性の物質を含まないこと	
二　照合できるような措置が講じられていること。	

3. 放射性廃棄物の受入れの基準

放射性廃棄物の受入れの基準（Waste Acceptance Criteria: WAC）は，国際基準においてその要件が示されており[4]，諸外国では埋設事業者が自らの埋設施設に受入れ可能な廃棄物の基準を WAC に定めることが一般的である[5]。我が国においても，事業規則で定める技術基準を性能規定化した場合，廃棄体の容器や固型化材料等の仕様を定めるものとして WAC を導入することを検討している。Fig.1 に廃棄物確認に関する規制スキームの改正案を示す。

なお，同図には民間規格の位置付けが示されていないが，埋設事業者が廃棄体容器や固型化材料の具体的な仕様を定めた民間規格について，自らの埋設施設に受け入れられる廃棄体の仕様として適していると判断した場合には，WAC において民間規格を引用することを妨げるものではない。

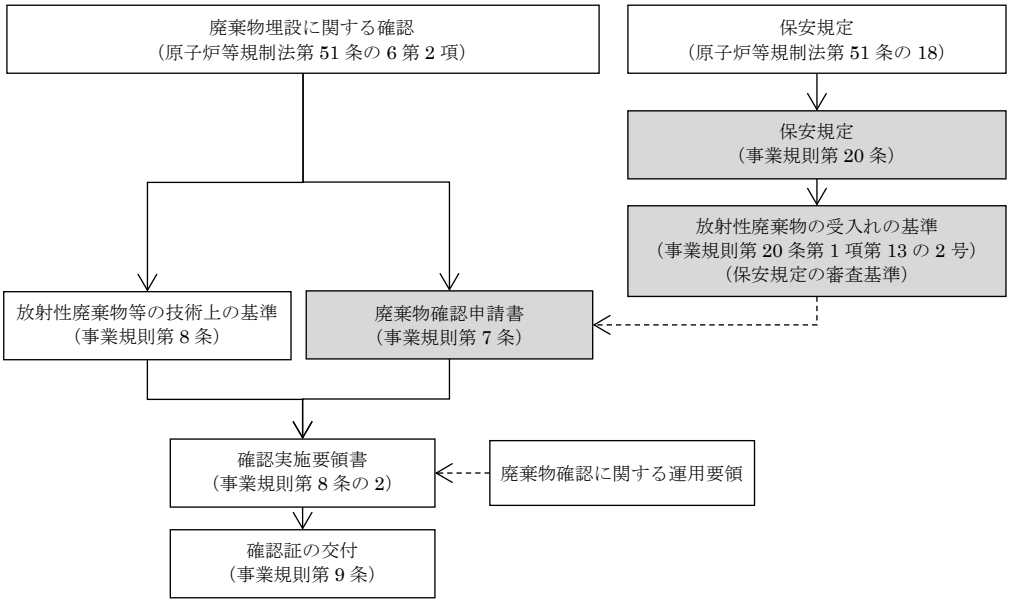


Fig.1 廃棄物確認に関する規制スキームの改正案（参考文献 3 に追記・修正）

4. まとめ

本稿では廃棄体の技術基準の性能規定化の考え方と放射性廃棄物の受入れの基準（WAC）の位置付けについて紹介した。埋設事業者においては，海外の事例も踏まえ，自らの廃棄物埋設施設に受入れ可能な廃棄体の仕様を定めたより具体的な WAC の策定が期待される。

参考文献

(1) International Atomic Energy Agency: Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission to Japan, IAEA-NS-IRRS-2016, Tokyo, Japan, 10-22 January 2016

(2) 原子力規制庁: 総合規制評価サービス（IRRS）において明らかになった課題への対応について，平成 27 年度第 60 回原子力規制委員会，資料 2-1，平成 28 年 3 月 16 日

(3) 原子力規制庁: 中深度処分等に係る規制基準等の策定について－第二種廃棄物埋設に係る事業許可基準規則等の骨子案の事業者との意見交換の実施－，平成 30 年度第 22 回原子力規制委員会，資料 3，平成 30 年 8 月 1 日

(4) International Atomic Energy Agency: Disposal of Radioactive Waste, Specific Safety Requirements Part 5, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5, 2011

(5) Sustainable network for Independent Technical Expertise of Radioactive Waste Disposal – Interactions and Implementation (SITEX-II): Developing a joint review framework Developing a common understanding on the interpretation and implementation of safety requirements, Deliverable n^{O} D2.1, Ref.Ares(2018)2678142-24/05/2018, 2018

*Hiroomi Aoki, Ryo Inoue, Haruhi Hata and Satoru Kawasaki

Secretariat of Nuclear Regulation Authority, Japan

2019年春の年会

バックエンド部会セッション

廃棄体の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

（2）廃棄体受入基準策定への取り組み

(2) Development of waste acceptance criteria for near surface disposal project by JAEA.

*仲田 久和[1]，天澤 弘也[1]，出雲 沙理[1]，岡田 翔太[1]，坂井 章浩[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

JAEA は、原子炉施設、再処理施設、加工施設、核燃料物質使用施設、放射性同位元素使用施設、放射線発生施設、病院等から発生する低レベル放射性廃棄物（以下、「研究施設等廃棄物」という）を対象とした埋設事業の一環として、埋設施設への廃棄体の受入基準の策定を進めている。本報では、現在までの廃棄体受入基準策定への取り組み状況を報告する。

2. 研究施設等廃棄物の廃棄体の受入基準策定へむけた取り組み

JAEA では、廃棄体の受入基準を、埋設施設を設置する立地場所固有の環境条件に大きく依存せず施設設計に基づいて具体的に検討が進められる受入基準と、埋設施設を設置する立地場所固有の環境条件に依存するため具体的な基準値が確定しない受入基準に大別して検討を進めている。前者は、固型化の方法、耐埋設荷重等がある。後者には、最大放射能濃度の基準及び廃棄体の健全性を損なう物質の含有量等がある。

ここでは、研究施設等廃棄物の埋設施設のうち、主にトレンチ埋設施設の設計結果 [1)]に基づいて検討した、耐埋設荷重、固型化の方法及び廃棄体内部の空隙に関する受入基準の策定に向けた取り組みを説明する。なお、同基準の検討は、埋設対象廃棄物の大半を占める、金属、コンクリート、雑固体の充填固化体、廃液のセメント固化体を対象としている。

2-1. 耐埋設荷重に関する基準(覆土前まで)

研究施設等廃棄物のトレンチ埋設施設では、200 ﾘｯﾄﾙドラム缶の廃棄体を縦置きに 4 段積みとし、最終覆土を厚さ 2.5m 程度施工する検討を進めている。この場合、覆土等の土圧によって埋設直後に廃棄体が圧潰すると、廃棄体内部の放射性物質が漏出しやすい状態になるとともに、覆土の安定性の観点からも適切でない。したがって、埋設廃棄物における耐埋設荷重の基準を設定する必要がある。

廃棄体を土中に埋設した場合を模擬した耐埋設荷重試験(図 1)を行って、JIS 規格に定めるドラム缶の耐埋設荷重を評価した。同試験では、ドラム缶内は空とし、金属、固化体等の内容物による耐荷重は期待しないとした。試験の結果、最下段のドラム缶が受ける土圧はドラム缶の耐埋設荷重より十分低いことを確認した。このため、JIS 規格のドラム缶を、廃棄物を収納する容器として使用することが受入基準とすることができると考えられる。

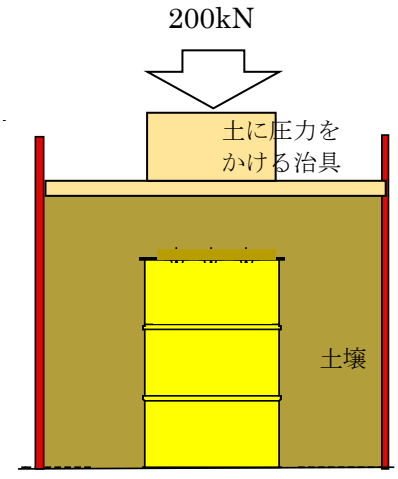


図 1 トレンチ処分の状態を模擬した耐荷重試験の概図

2-2. 固型化（飛散防止）に関する基準(覆土前まで)

研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設では、廃棄物を容器に固型化した廃棄体も埋設できることを想定している。このため、ピット処分と共通の廃棄体の固型化に係る基準を検討した。放射性廃棄物の材質・形状に応じた分別方法を設定し、充填するモルタルの材料、流動性等を設定した充填性試験を行い、容易に外部に飛散、漏えいしない状態となるよう固型化(図 2)できることを確認した。その試験結果に基づいて、廃棄体の充填に係る作業手順書をとりまとめた。

これより、同手順書に従って、所定の分別を行い JIS 規格のドラム缶に収納すること、JIS 規格のセメント、所定の混和材、骨材及び水を用いて所定の流動性に配合をした上で充填をすることを受入基準として設定した。



図 2 固型化後の模擬廃棄体の断面

2-3. 廃棄体内の空隙に関する基準(覆土後)

研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設では、金属、雑固体等を鋼製の 200 ﾘｯﾄﾙドラム缶、角型容器へ収納した廃棄体を埋設する計画である。廃棄体内に大きな空隙がある状態で埋設した場合、長期的には容器の腐食、土圧等によって容器形状が維持できず、その結果、覆土が変形する可能性がある。その際、覆土が雨水等の溜まりやすい形状となり、浸透水量の増加など埋設処分の安全性に不利な影響を及ぼすことが考えられる。これを抑制するため、廃棄体の内部空隙率に基準値を設けるとともに、施設設計においても、廃棄体の内部空隙率に応じた覆土の厚さ及び初期勾配も設定するため、トレンチ処分施設を模擬した 2 次元 DEM 解析を用いて検討した。その結果、沈下後にもトレンチ外側へ水を流すために覆土の勾配厚さを設定することを想定した上で(図 3)、廃棄体の受入基準として、内部空隙率を 20%以下とすることにより沈下による安全性に不利な影響を回避できることを確認した。

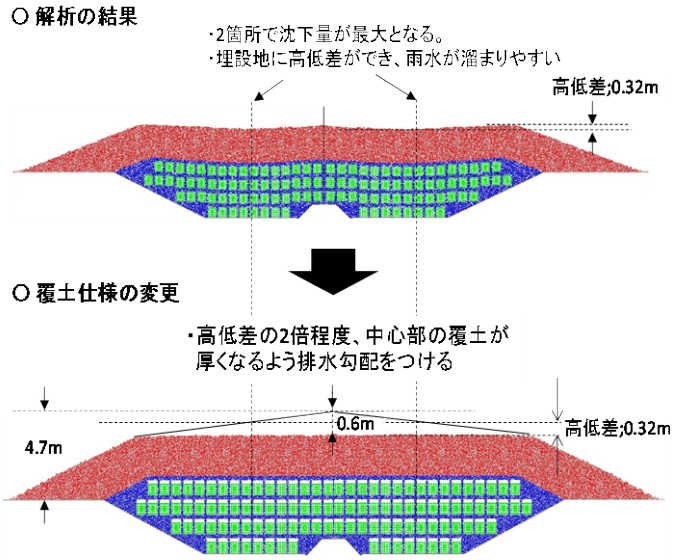


図 3 空隙率 20%の場合の沈下状況と覆土仕様

2-4. これまでの受入基準策定へ向けた取り組みまとめ

埋設対象廃棄物の大半を占める、金属、コンクリート、雑固体の充填固化体、廃液のセメント固化体等の廃棄体について、施設設計に基づき受入基準の検討状況をとりまとめた。最大放射能濃度等の一部の基準項目は、埋設施設を設置する場所の環境条件に依存するため、今後検討を行う。これらの結果を表 1 にまとめる。

表１　研究施設等廃棄物の埋設施設の受入基準の検討状況

主な受入基準項目		廃棄体種類毎の受入基準	
		充填固化体	均質固化体（セメント）
固型化の方法	固型化材料：セメント	昭和45年以降に製造されたJISR5210若しくは、JISR5211に定めるセメントであること 又はこれと同等以上の品質を有するもの	
	容器	JISZ1600(1993),JISZ1600(1974),(1977),(2006)H級、(略)…であること 又はこれと同等以上の品質を有するもの	
	固型化材料等の練り混ぜ	固型化にあたっては、あらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料を容器内の放射性廃棄物とを一体となるように容器内の空隙率が20%以下に充填すること	固型化にあたっては、予め均質に練り混ぜた固型化材料等と放射性廃棄物を均一に混合させること
	一体となるような充填		
	有害な空隙		・内部空隙が残らないこと ・上部空隙を20%以下とすること
	一軸圧縮強度		1,470kPa(15kg/cm^2)以上であること
耐埋設荷重	ピット処分	俵積みの状態で150kN(15.3t)以上	
	トレンチ処分	土中に埋設した状態で200kPa（2kg/cm^2)以上	
著しい破損		・廃棄体から廃棄物が漏洩又は露出していないこと ・廃棄体の表面の劣化が認められないこと ・廃棄体の運搬上の支障がある変形等がないこと	
表面線量当量率	ピット処分	廃棄体の表面線量当量率は、2mSv/hを超えないこと	
	トレンチ処分	廃棄体の表面線量当量率は、100μSv/hを超えないこと	
健全性を損なう物質		廃棄体の健全性の損なうおそれのある物質を含まないこと(立地環境条件が確定後に最終的な値を設定する計画)	
最大放射能濃度		放射能濃度が申請書等に記載した最大放射能濃度を超えないこと(立地環境条件が確定後に最終的な値を設定する計画)	

3. 課題

これまでの検討から、耐埋設荷重、内部空隙等に関する受入基準を満たすよう廃棄体を製作することは可能である。しかし、最大放射能濃度の基準は検討中のため、埋設施設の設置場所が決定するまでは、一般的な環境条件に基づいて暫定の核種毎の最大放射能濃度の基準値を示す計画である。これより、廃棄体の製作者は、同基準値を参考として廃棄体製作の具体的な計画(製作方法、放射能評価、製作時期)を検討することができると考えられる。

一方、埋設対象廃棄物のうち、固型化方法が未確立な焼却灰及びイオン交換樹脂、廃棄体の健全性及び埋設施設の安全機能を損なうおそれのある物質を考慮する必要のある廃棄物に係る受入基準は今後の検討課題としている。このうち、廃棄体の健全性を損なう物質の基準については、現在の第二種廃棄物埋設事業における要領だけでなく、産業廃棄物の処理処分及び環境に係る基準を踏まえて、埋設施設を立地する環境条件や、廃棄体の作製方法及び埋設施設の設計に基づき策定する方針である。

最後に、JAEA は、研究施設等廃棄物の埋設事業の実施主体として、受入基準に関する検討を更に進めるとともに、廃棄体作製方法に係る基本的な考え方や手順についても検討し、各廃棄体製作者が廃棄体の作製が可能となるように貢献していくことを考えている。

参考資料

1)　天澤弘也 他,“研究施設等廃棄物浅地中処分施設の概念設計”, JAEA-Technology 2012-031(2012).

*Hisakazu Nakata[1], Hiroya Amazawa[1], Sari Izumo[1], Shota Okada[1] and Akihiro Sakai [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

2019年春の年会

バックエンド部会セッション

廃棄体技術基準の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

（3）性能規定化を受けた廃棄体製作への取り組み

(3) Approach to the manufacturing method of waste package comply with performance code of technical criteria

*田中 正人[1]，梅原 隆司[2]，柏木 誠[3]，石井 公也[4]

[1]関西電力，[2]原子力安全推進協会，[3]日揮，[4]電気事業連合会

1. はじめに

原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用については、平成 14 年 7 月に国の基本方針が示された以降、電事連は仕様規定としての学協会規格の制定に向けた活動を充実させ、制定された民間規格に対して、規制当局として規制上の要求を充足するものか否か等の技術評価が順次行われてきている。

今般、廃棄体の規制基準の性能規定化に伴い、廃棄体製作に係る具体的な仕様を定める告示（仕様規定）が撤廃される見通しとなったことから、原子力発電所で製作されるドラム缶形状の廃棄体製作における対応について検討を進めている。

2. 原子力発電所から発生する放射性廃棄物

放射性廃棄物は、原子力発電所の運転等に伴い発生する放射能レベルの低い「低レベル放射性廃棄物」と、使用済燃料の再処理に伴い再利用できないものとして残る放射能レベルが高い「高レベル放射性廃棄物」とに大別される。処分にあたっては、廃棄物の放射能レベル、性状、放射性物質の種類などに応じて適切に区分し、厳重に管理し、それに応じて発生者責任の原則のもと、合理的な処理・処分が行行われる。

現在、「放射能レベルの比較的低い廃棄物（L2)」に分類されている低レベル放射性廃棄物が、セメントやアスファルトを用いてドラム缶内に固化され、このドラム缶形状の廃棄体は、青森県六ヶ所村の日本原燃(株)低レベル放射性廃棄物埋設センターに運ばれた後、原子炉等規制法等に基づく規制当局の承認を受け、コンクリートピットに埋設処分されている。

なお、制御棒などの「放射能レベルの比較的高い廃棄物」は現在、原子力発電所内に保管されており、これらについては、地下 70 メートルより深い地中にコンクリートピットと同等以上の施設を設置して埋設処分することによって安全性を確保するとの基本的な考え方が原子力規制委員会によって示されている。

3. 廃棄体製作への取り組みについて

原子力発電所で製作されるドラム缶形状の廃棄体は、第二種埋設事業規則から求められる「廃棄体の技術基準」、埋設施設の事業許可条件から求められる「受入要件」、事業所外運搬規則から求められる「輸送要件」（輸送容器との機能分担あり）を満たす必要がある。また、これら要件への適合性を確認するための検査方法も示す必要がある。

このため、廃棄体の規制基準の性能規定化を受けて、規制基準を満たす技術要素（放射性廃棄物の条件、容器に固型化する方法、固型化時に管理すべき事項、固型化方法の評価結果など）を検討し、それぞれの技術要素の詳細を示す技術的要件の内容の抽出を行い、事業者として実施した技術的な試験又は評価などの根拠も含めて、民間規格に反映したいと考えている。また、廃棄体製作の各段階における管理・検査項目と管理・検査方法の詳細についても取り纏めていく。

---

*Masato Tanaka[1], Ryuji Umehara[2], Makoto Kashiwagi[3] and Kimiya Ishii[4]

[1]The Kansai Electric Power Co. Inc., [2]Japan Nuclear Safety Institute, [3]JGC Corporation and [4]The FEPC

2019年春の年会

バックエンド部会セッション

廃棄体技術基準の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

（4）廃棄体固型化技術開発の現状と課題

(4) Introduction of situations and issues on development of waste solidification technology

*大杉　武史

原子力機構　サイクル研

1. 概要

廃棄体技術基準の性能規定化の導入に関連して、これまでに実施している固型化技術開発の概要を紹介するとともに、技術開発における課題等について紹介する。

2. 廃棄体固型化技術開発の現状と課題

2-1. 固型化技術開発の紹介

（1）リン酸系セメント固型化技術 ※1

福島第一原子力発電所事故で発生した汚染水を処理することで発生する廃棄物（汚染水処理二次廃棄物）には、事故直後に炉心冷却のため用いた海水成分が含まれるものがある。海水に含まれる成分は普通ポルトランドセメント（OPC）による固化処理において、性能を低下させる可能性が指摘されていることから、セメント以外の材料による固化技術の開発を行った。Sr を含む、線量が高い廃棄物であることから、水素発生量を抑制するために固化後の水分量を低減することも合わせて達成できる材料として、カルシウムアルミナセメントにリン酸を加えたリン酸系固型化技術を選定した。非放射性の元素を添加した模擬スラリーや模擬濃縮廃液を作製し、混合固化した試料に対して、溶出率や水分量の分析、照射試験による発生水素量の測定をおこなった。結果として、乾燥処理を行うことで水分量を低減でき、Sr の固定性に優れた固化体を作製できる可能性が示唆された。

（2）AAM（Alikali Activatied Material アルカリアクティベート材）固型化技術 ※2

汚染水処理二次廃棄物の保管リスク低減のため、処理の適用性の評価に関する研究が進められている。国内外において放射性廃棄物の処理方法として実績がある技術の調査を行い、いくつかの技術については、模擬廃棄物を用いた実験室レベルから工学規模に至る試験が行われている。海外での使用実績があるアルミナとシリカを含む無機粉末にアルカリ溶液を反応させて硬化させる AAM 固型化技術は低温処理技術の一つとして実験的な調査を行っている。無機粉末の種類、添加物、アルカリ溶液の種類、量などを変えて、圧縮強度、固化時間、水の放射線分解に伴う水素発生量などの物性や、浸出・溶解特性などの長期特性を調査している。OPC では固化しづらい廃棄物成分を固化できることや、空隙分布が小さいなど、固型化技術として一定の有用性が期待される。

2-2. 今後の課題

廃棄体固型化技術開発において研究を行っている固化材料は、埋設告示に具体的記載のあるセメント、アスファルト、プラスチック等の材料のいずれにも該当しない。既存材料による固化では困難な廃棄物に対して有用性が期待される新しい材料を実際に適用するにあたって、どのような性能を設定し、その性能を示す根拠となるデータや標準的な試験方法に関して関係者の共通的な認識も必要と考えられる。このような観点で、事業者、規制当局とは異なる立場である学会の果たすべき役割も大きいと考える。

---

*Takeshi Osugi

Nuclear Fuel Cycle Engineering Lab., Japan Atomic Energy Agency

※1：平成 27 年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮背景の安全な長期貯蔵・処理・処分のための脱水固定化技術の開発」で実施したものです。※2「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））」で実施したものです。

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division

[3D_PL] Current Status of R&D on Pyroprocessing

Chair:Yasuji Morita(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D_PL01] Overview of Pyroprocessing and Trend in Each Country

*Tadafumi Koyama[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL02] Reprocessing of Nitride Fuel

*Hirokazu Hayashi[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Reprocessing of Metal Fuel and Oxide Fuels

*Masatoshi Iizuka[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL04] Processing of Oxide Fuel Using Fluoride Volatility Method

*Kuniyoshi Hoshino[1] (1. Hitachi-GE)

[3D_PL05] Reprocessing of Molten Salt Reactor Fuel

*Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

（1）乾式再処理の概要および各国の研究開発動向

(1) Overview of Pyroprocessing and Trend in Each Country

*小山 正史[1]
[1]電力中央研究所

1. はじめに

昨年 10 月 24 日から 26 日にかけ東海村 IVil で乾式再処理プロセス国際会議（IPRC2018）が開催された。これは核燃料サイクルでの乾式再処理の実用を視野にした目標の明確な国際会議であり、本分野の著名な研究者から若手研究者まで、世界 7 ケ国から約 60 人が集まり、専門的な議論が行われた。もともと GNEP における乾式サイクル開発の進展を狙い、米 ANL と INL、電中研、KAERI が発起人となって 2006 年に始めた小さな国際会議だが、出席者は増加傾向にあり、次回は CEA が欧州初めてのホストになるなど開催国も広がりつつある。GNEP の終了や福島第一事故などによる政策的な変化にも関わらず、乾式再処理の研究が継続されており、その特有の技術特性により将来の役割が期待されるものと考えられる。

2. 乾式再処理技術の概要

乾式再処理は、硝酸溶液を用いる PUREX 法などの湿式再処理に対照した名づけであり、高温冶金法あるいは高温化学法が元々の名前である。従って、燃料転換や燃料製造に用いられている高温を用いたプロセス技術の一種であり、現行のサイクル技術からかけ離れているわけではなく、両者をまたがる研究者や技術者も多い。乾式再処理が湿式再処理に比べて、体積当たりに扱える核燃料量が大きく、高放射線の燃料が扱えるのは、減速材となる水や、放射線に対し不安定な有機溶媒を用いないため[1]で、燃料製造施設を想定すれば理解しやすい。後の発表に示すように、再処理としては処理する燃料形態に応じて、様々なプロセスが提案されているが、概ね、湿式再処理と比べて分離性能が悪く、回収した燃料にはある程度の濃度で FP が混入することが欠点である。ところが、回収燃料を高速炉で用いれば、FP の核的影響は小さく、むしろ、MA が Pu とともに回収されるため、低い分離性能を逆に長所としているところが特徴である。

3. 内外の研究開発の動向

世界的に、高速炉を始めとする第 4 世代炉の実用化が遅れており、様々な理由が考えられるが、サイクル施設の実用化に大きな時間とコストが掛かることも一因と思われる。即ち、高燃焼度で MA 濃度の高い第 4 世代の使用済燃料について、実用規模のホット試験の実現が大きなネックになっている[1]。乾式再処理は、前記の特性により、小さな施設で比較的多量の燃料処理が行えるため、例えば金属燃料 FBR なら 10ton/年程度の再処理施設で実用的な経済性が期待されている[2]。従って、SMR にコロケーションするような再処理施設なら実用規模のホット試験の敷居がずっと低く、INL での EBR-II 燃料のホット試験が既に実用規模である。このため、乾式再処理が商業的な Gen-IV の Pu 燃料サイクルを世界で実現する上で、先導的な役割を担いうると考えられる。当日は、この観点で各国が実施している研究開発動向を紹介する。

参考文献

[1] T. Koyama, T.Todd, B. Boullis, J. Chen, J. Hur “Reprocessing Technology – R&D to Industrialization” GLOBAL2017, Plenary Panel, Sept. 27, 2017.

[2] T.Koyama, “Nuclear Engineering for Pyrochemical Treatment of Spent Nuclear Fuel”, Nash & Lumetta ed., “Advanced Separation Techniques for Nuclear Fuel Reprocessing and Radioactive Waste Treatment”, Woodhead Publishing, ISBN978-1-84569-542-2, p.269-310(2011).

*Tadafumi Koyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

（2）窒化物燃料の処理技術の現状

(2) Reprocessing of Nitride Fuel

*林 博和[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 窒化物燃料の特徴 [1-3]

アクチノイド窒化物はセラミックスであるが金属的性質を併せ持ち、融点が高く熱伝導率が大きいという特長がある。このため、定常運転条件において燃料温度を融点よりも十分に低く保つことによって、燃料中の物質の移動、燃焼に伴う FP ガス放出、スエリングなどを抑制することができる。窒化物の製造については、原料酸化物を炭素粉末と混合して窒素ガス中での加熱する炭素熱還元反応、及び窒素-水素中での加熱による残存炭素の除去という方法が確立されている。しかし、窒化物は空気中での化学的安定性が十分でないため、不活性ガス雰囲気で取扱う必要があるという課題がある。また、燃焼中に N-14 から(n,p)反応によって C-14 が生成されるため、生成した C-14 の回収・安定化、もしくは天然存在比 0.36%の N-15 を濃縮して使用することが必要である。

2. 窒化物燃料及び窒化物燃料処理技術の研究開発状況

2-1. 研究開発の概要

窒化物燃料は、炭化物燃料とともに MX 型燃料(M=U+Pu, X=N または C)と称され、アクチノイド密度の大きな高性能の高速炉用燃料として期待されて、1960 年代から米国、ヨーロッパ、ソ連(現ロシア)、日本などにおいて研究開発が行われてきた[1]。窒化物燃料の再処理法については、PUREX 法に基づく湿式法、及び溶融塩電解法を応用した乾式法の研究開発が行われてきた。湿式法では、窒化物燃料を直接硝酸に溶解する方法のほか、硝酸溶解前に酸化処理によって高濃縮 N-15 を回収(再利用)し、その後の工程は酸化物燃料の再処理と同様に行う方法が検討された[1,4]。一方、金属燃料の再処理法として開発され、INL において工学的規模試験まで実施されている溶融塩電解を主工程とする乾式法が、電気伝導度が大きな MX 型燃料に適用可能であることが、UC 及び UN を用いた基礎試験によって示され[5,6]、研究開発が行われた。窒化物燃料の溶融塩電解では、陽極において窒化物が窒素(N_2)ガスを発生しながら溶解し、アクチノイドはイオン化して溶融塩中に溶解する[7-9]。陽極における金属元素溶解後は金属燃料の場合と同様に、アクチノイドは塩化物の生成自由エネルギーの差に従って FP と分離され、陰極において回収される。なお、乾式法では、N_2ガスとして放出される高濃縮 N-15 の回収が比較的容易であると考えられる。

2-2. ロシアにおける研究開発状況

ロシアでは、高速炉用高密度燃料として窒化物燃料の研究開発が継続的に行われている[10]。近年は、ROSATOM が 2010 年に政府に承認した連邦目標計画の下で、2025 年までに高速炉を用いた燃料サイクルを基本とした新たな原子力発電技術を開発することを目標として 2012 年に開始された「PRORYV(break through)計画」において、U-Pu 窒化物燃料を鉛冷却高速炉で使用し、使用済燃料を短い冷却期間(1 年間以下が目標)で再処理する技術の開発を実施している。この計画では、トムスク州のシベリア化学コンビナート(SCC)に、窒化物燃料製造施設(14t/y)(2014 年 3 月建設開始)を皮切りに、鉛冷却実証炉(BREST-OD-300、2025 年頃運転開始予定)及び再処理実証施設(5t/y)も建設する予定である[11-13]。He ボンド窒化物ペレット燃料の研究開発では、Na 冷却高速炉での利用も視野に入れて燃料製造技術、基礎物性測定、実験炉(MIR, BOR-60)及び原型炉(BN-600)における照射・照射後試験などが行われている[14]。

燃料再処理については、乾式・湿式ハイブリッド法(PH-プロセス)による再処理の研究開発が実施されてきた[10,15,16]。これは、使用済燃料を短期間冷却後に、LiCl-KCl 共晶塩を用いた溶融塩電解法でアクチノイドと FP の分離を行ってから、アクチノイドの相互分離を湿式法で行うもので、U-Pu-Np を燃料として使用、Am は核変換用燃料(U-Am)に使用、Cm は長期保管することとしている。2013 年に照射済み UN 燃料を用いた溶融塩電解試験を RIAR のホットセル内で実施したが、電流密度が大きい条件で溶融塩電解を行った場合にペレット表面に UNCl 化合物などが生成して陽極溶解が妨げられるという現象が見られ、手法の見直しを行っている[16]。現在は、冷却期間を長くせざるを得ないが技術的課題の少ない湿式法の開発[17]の他に、「高温電気化学研究所(IHTE)」において乾式法の研究開発を実施中である[16, 18]。IHTE では、窒化物の溶融塩中への化学溶解に $CdCl_2$ を用いる方法を”soft chlorination”と名付けて、実験研究を行っている[18]。この方法においても、500℃程度の温度では、中間生成物として UNCl が生成するが、より高温において UNCl の溶解が可能である[18]。これらの UNCl の挙動は、2000 年前後に旧原研が報告した実験結果及びその熱力学データに基づいた解釈[6,19-21]とよく一致するものである。なお、化学溶解後のアクチノイドの分離回収方法については、溶融塩電解法が適用できると考えられる。

2-3. 日本における研究開発状況

日本原子力研究開発機構では、階層型燃料サイクル概念に基づき、長寿命核種であるマイナーアクチノイド(MA)を加速器駆動未臨界システム(ADS)を用いて核変換するための燃料として、ウランを含まない高濃度 MA 含有窒化物燃料の研究開発を行っている[22-24]。燃焼による反応度の変化を抑制するための Pu、及び熱出力を調整する不活性母材である ZrN を含んだ固溶体である(Zr,Pu,MA)N が燃料化学形の第一候補である。窒化物燃料は、燃料中に高濃度の MA 元素を多様な組成で安定な状態で共存させられることが MA 核変換燃料として適している。MA と Pu(TRU)を含むアクチノイド窒化物の物性値はデータ集にまとめられ[25]、ZrN を不活性母材とした窒化物燃料の照射試験も実施されてきた[22]。

現在の ADS の炉心設計では 1 燃焼サイクル当たりの MA 核変換率は約 20%である。核変換率をより大きくすることを目的として、使用済燃料中に残存する TRU を分離回収して次サイクルの燃料として使用するための乾式処理法の研究開発を実施している[9,22-26]。図に、原子力機構が提案している MA 核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要を示す。主工程である液体 Cd 陰極を用いる溶融塩電解法は、陰極中に TRU を一括回収することができるため、原理的に核拡散抵抗性を大きくすることにも寄与する。液体 Cd 陰極に回収された TRU 元素を窒化物に転換する再窒化工程については、窒素ガス気流中で TRU-Cd 合金を 700℃程度で加熱する「蒸留窒化法」を開発した[27]。

これまでに、Pu 及び MA を含んだ窒化物を用いて実験室規模の乾式処理法要素技術に関する試験を実施し、その原理的成立性を確認している[9,26]。また、「文部科学省　原子力科学技術委員会　群分離・核変換技術評価作業部会」の「中間的論点の取りまとめ」(平成 25 年 11 月) では、「(燃料サイクル技術を含めた各技術分野について)技術成熟度の検討を行った結果、概ね、概念開発段階から原理実証段階に移行することが可能な研究開発段階にあり、工学規模の次のステージに移行することが適当である」と評価された[28]。これを踏まえ、使用済 MA 核変換用窒化物燃料の乾式再処理技術の技術成熟度を原理実証段階まで引き上げることを目指し、窒化物の陽極溶解に適した陽極や工学規模を目指した再窒化試験装置の開発とそれを用いたコールド試験、乾式処理プロセスの詳細検討と物量評価などを実施している。今後は、TRU 試料を用いた小規模試験による元素挙動評価とともに、燃料ピンせん断等の前処理工程、電解残渣の化学溶解、塩からの FP 除去廃棄体化などの周辺工程も含めた技術開発をさらに進める予定である。

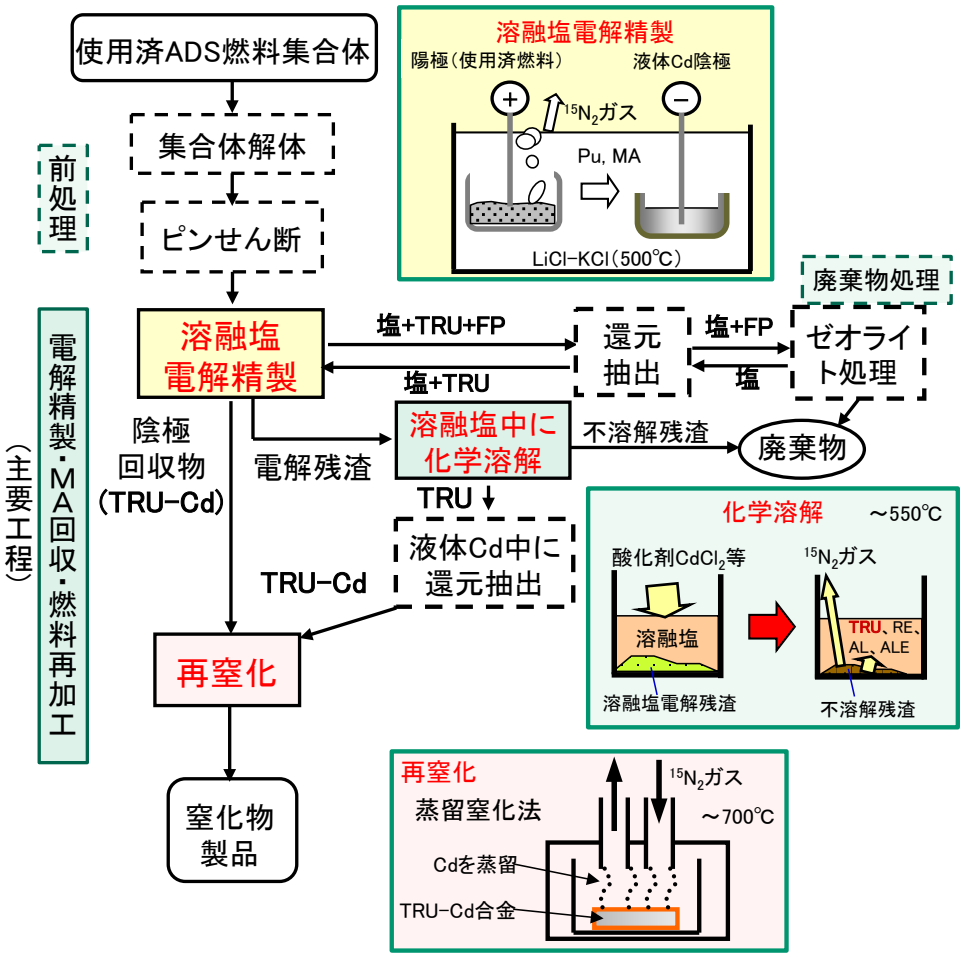


図 原子力機構が提案している MA 核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要

参考文献

[1] 鈴木康文、荒井康夫、プルトニウム燃料工学、第 4 章 4.4 窒化物及び炭化物燃料、日本原子力学会「次世代燃料」研究専門委員会，p.260-291 (1998).

[2] Y. Arai, “3.02 Nitride fuel,” in Comprehensive Nuclear Materials, p.41 – 54, Elsevier (2012).

[3] OECD/NEA, State-of-the-art Report on Innovative Fuels for Advanced Nuclear Systems, 4. Nitride fuels, NEA No. 6895 (2014).

[4] Hj. Matzke, Science of Advanced LMFBR Fuels, p. 622-641, (1986).

[5] O. Knacke, J. Krahe, F. Muller, “Zur anodischen polarisation von UC in der schmelze LiCl-KCl,” Z. Physik. Chem., 50, 105 (1966).

[6] F. Kobayashi, T. Ogawa, M. Akabori, Y. Kato, “Anodic-dissolution of uranium mononitride in lithium chloride-potassium chloride eutectic melt,” J. Amer. Ceram. Soc., 78, 2279-2281 (1995).

[7] 荒井康夫、 最新核燃料工学－燃料高度化の現状と展望－、第 8 章 8.6 窒化物電解法によるリサイクル技術、日本原子力学会「高度燃料技術」研究専門委員会，p.451-457 (2001).

[8] O. Shirai, H. Yamana, Y. Arai, “Electrochemical behavior of actinides and actinide nitrides in LiCl-KCl eutectic melts,” J. Alloys Compd., 408-412: 1267-1273 (2006).

[9] H. Hayashi, T. Sato, H. Shibata, M. Kurata, T. Iwai, Y. Arai, “Pyrochemical treatment of spent nitride fuels for MA transmutation,” Sci. China. Chem., 57(11) 1427-1431 (2014).

[10] A. Shadrin, et al., “Fuel fabrication and reprocessing for nuclear fuel cycle with inherent safety demands,” Radiochim. Acta 103(3) 163-173 (2015).

[11] 佐賀山豊，「ロシアの高速炉開発戦略」，高速炉開発会議 戦略ワーキング(第 5 回), 2017 年 10 月 31 日，

http://www.meti.go.jp/committee/kenkyukai/energy/fr/senryaku_wg/pdf/005_01_00.pdf
[12] 「平成 29 年度原子力の利用状況等に関する調査（革新的原子炉の研究開発動向等に関する調査）報告書」平成 30 年 2 月　国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
[13] E. O. Adamov, “Closed Fuel Cycle Technologies Based on Fast Reactors as the Corner Stone for Sustainable Development of Nuclear Power,” Proc. FR17, Yekaterinburg, Russia, 26–29 June 2017, p.17 (2018).
[14] A.F. Grachev, L.M. Zabudko et al., “Development of innovative fast reactor nitride fuel in Russian Federation: state-of-art,” Proc. FR17, IAEA-CN245-062 (2018).
[15] OECD/NEA, State-of-the-Art Report on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry, 2.3.4. Nitride fuel treatment, NEA No. 7267, pp.169-173 (2018).
[16] A. Shadrin, et al., “Reprocessing of Fast Reactors Mixed U-Pu Used Nuclear Fuel in Russian Federation: Studies and Industrial Test,” Proc. FR17, IAEA-CN245-076 (2018).
[17] A. Shadrin, et al., “Hydrometallurgical reprocessing of BREST-OD-300 mixed uranium-plutonium nuclear fuel,” Procedia Chemistry, 21, 148-155 (2016).
[18] Yu. P. Zaykov et al., “Pyrochemical Recycling of the Nitride SNF of Fast Neutron Reactors in Molten Salts as a Part of the Short-Circuited Nuclear Fuel Cycle,” Proc. FR17, IAEA-CN245-259 (2018).
[19] O. Shirai, K. Uozumi, T. Iwai, Y. Arai, “Recovery of U by electrolysis of UN in LiCl-KCl eutectic melts,” J. Nucl. Sci. Technol. Sup. 3, 745-748 (2002)
[20] H. Hayashi, F. Kobayashi, T. Ogawa, K. Minato, “Dissolution of uranium nitrides in LiCl-KCl eutectic melt,” J. Nucl. Sci. Technol. Sup. 3, 624-627 (2002)
[21] H. Hayashi, T. Ogawa, K. Minato, “Thermochemical consideration for pyrochemical reprocessing of nitride fuels,” Proc. Japan-Korea Workshop on Nuclear Pyroprocessing, 5-6 Feb., 2002, p.301-314 (2002).
[22] 荒井康夫、分離変換技術総論、日本原子力学会「放射性廃棄物の分離変換」研究専門委員会、p.134-140, 166-172 (2016).
[23] H. Hayashi et al., Recent progress and future R&D plan of nitride fuel cycle technology for transmutation of minor actinides, Proc. 13th OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Seoul, Republic of Korea, Sep. 23-26, 2014, (2015), p.370-377.
[24] H. Hayashi et al., Development of nitride fuel cycle technology for transmutation of minor actinides, Proc. Global 2015, Paris, France, Sep. 20-24, 2015, (2015), p.1811-1817.
[25] T. Nishi, Y. Arai, M. Takano, and M. Kurata, “Property database of TRU nitride fuel,” JAEA-Data/Code 2014-001 (2014).
[26] 林博和「マイナーアクチノイド核変換用窒化物燃料の乾式再処理研究の現状」、日本原子力学会「2015 年秋の大会」TN21　再処理・リサイクル部会セッション「ADS による核変換用 MA 燃料再処理技術の最新動向」、静岡 (2015 年 9 月).
[27] Y. Arai, T. Iwai, M. Akabori, K. Minato, “Synthesis of actinide nitrides in molten cadmium,” Nucl. Technol., 162, 244-249 (2008).
[28] 「「群分離・核変換技術評価について」の中間的な論点のとりまとめについて」文部科学省　科学技術・学術審議会　研究計画・評価分科会　原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会 (2013 年 11 月).

*Hirokazu Hayashi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

（3）金属燃料および酸化物燃料の処理技術の現状

(3) Reprocessing of Metal Fuel and Oxide Fuel

*飯塚 政利[1]
[1]電力中央研究所

1. 金属燃料および酸化物燃料を対象とする乾式再処理技術の特徴と概要[1,2]

我が国における高速炉燃料サイクルは、MOX 燃料 Na 冷却高速増殖炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造からなる組み合わせを「主概念」、金属燃料－乾式再処理からなる組み合わせを、将来の社会環境によっては主概念よりもその時点の社会に柔軟に適合する可能性がある「副概念」として位置付け、研究開発が進められている。金属燃料高速炉燃料サイクル（図 1）は、金属燃料の特性に基づく高い増殖率と優れた炉安全性、再処理において水や有機溶媒を使用しないことによる高燃焼度・高発熱燃料処理への適性、常に超ウラン元素に U が随伴することによる核拡散抵抗性への寄与、マイナーアクチニド（MA）と Pu の一括回収ならびにサイクル内への閉じ込めと核変換、簡素で低コストな射出鋳造法を用いた燃料製造、などの特徴を併せ持っている。さらに、小規模における経済性が優れていることから、高速炉燃料サイクル導入シナリオに柔軟性をもたらす技術として着目されている[3,4]。

金属燃料および酸化物燃料の乾式再処理フローシート概要を図 2 に示す。使用済み酸化物燃料は、溶融塩化リチウム（LiCl、650℃）中で電気分解の原理を用いて金属に転換され、乾式再処理に導入される。湿式再処理で発生する高レベル廃液に含まれる MA は、脱硝および塩素ガスによる塩素化を経て乾式再処理に供給される。乾式再処理の中心的な工程は、500℃で溶融させた塩化物（LiCl-KCl）溶媒中での電解精製である。電解精製工程の概要と主な物質の流れを図 3 に模式的に示す。溶融塩化物中における元素による溶解・析出電位や液体 Cd 中での化学的安定性などの性質を最大限利用することにより、燃料の溶解と FP の分離，アクチニドの回収が一つの装置で実施できることが大きな特徴である。電解精製工程で回収されたアクチニドは、陰極処理と呼ばれる高温蒸留により溶媒塩化物溶媒や液体 Cd を除去した後に成分調整され、リサイクル燃料製造原料となる。電解精製工程で使用される溶融塩化物溶媒中蓄積したアルカリ、アルカリ土類、希土類 FP は、ゼオライトに吸着させ、ガラスと混合して加熱圧縮することにより、安定なガラス結合型ソーダライト固化体とする。一方、電解精製工程で溶解しない白金族 FP は、被覆管材料と共に溶融固化される。

2. 世界各国における研究開発の状況

米国では 1960 年代から高速実験炉金属燃料再処理のために乾式再処理技術開発を進めてきた。溶融塩電解精製などの技術を適用した乾式再処理プロセスの基本は、ANL (Argonne National Laboratory: アルゴンヌ国立研究所) が実施した IFR (Integral Fast Reactor) 計画 (1984～1994 年) と呼ばれる金属燃料高速炉サイクル研究開発プロジェクトの中で生み出されたものである。INL（Idaho National Laboratory: アイダホ国立研究所）は、このプロセスによりこれまでに約 5 t の高速実験炉（EBR-II：Experimental Breeder Reactor-II／FFTF：Fast Flux Test Facility）照射後金属燃料を処理した実績を持つ。この他の国立研究所や大学でも盛んに乾式再処理研究が行われている。

韓国では KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute: 韓国原子力研究所) が、金属燃料・高速炉を含めた研究開発を行っている。乾式再処理技術については、電解精製、電解還元、廃棄物処理などのプロセス開発を進める一方、工学規模ホットセルである乾式プロセス統合実証試験施設（PRIDE）を運用している。INL での工学規模乾式ホット試験を含む米国との乾式共同研究（2011～2021）を行うと共に、IAEA との国

際協力により保障措置／計量管理の妥当性、コスト評価等を実施している。

欧州では核変換ターゲットの再処理法のオプションとして乾式法に着目しており、フランスでは溶融フッ化物浴、JRC-Karlsruhe（欧州共同研究センターカールスルーエ）では溶融塩化物を用いた処理技術開発が進められたほか、イギリスやチェコにおいても溶融塩中における電気化学プロセスや廃棄物処理に関する基礎研究が行われている。ロシアの RIAR (Research Institute of Atomic Reactor: 原子炉研究所) では、高速炉燃料製造用の MOX 析出法として、溶融 NaCl-CsCl を用いた独自の乾式処理プロセスが開発された。溶融塩炉関連と並行して現在も基礎研究やプロセス検討を継続している。インド、中国では増殖率の高さから長期的には金属燃料高速炉の開発を志向しており、IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research: インディラ・ガンジー原子力研究所) で工学規模装置開発を含めた活発な技術開発が進められている。

3. 日本における研究開発の状況

電中研は 1986 年より金属燃料高速炉および乾式再処理の研究に着手し、京大炉や国内メーカー等の国内機関との共研を経て、1990 年より前述の IFR 計画の一部（Pu を用いた試験などによる乾式再処理要素技術開発、高速実験炉 EBR-II 使用済み金属燃料を用いた工学実証試験）に参画した。一方で、ロックウエル社、ミズーリ大学との共同研究により、溶融塩／液体金属系におけるアクチノイドの基礎物性測定などを行った。1994 年からは日本原子力研究所 (現 JAEA) との共同研究で Pu を用いた電解試験を実施し、Cd 陰極への回収条件を明らかにした。さらに、2002 年より核燃料サイクル機構 (現 JAEA) の CPF (Chemical Processing Facility: 高レベル放射性物質研究施設) に乾式試験設備を設置し、Pu を用いたプロセス連続試験を実施している。一方、金属燃料高速炉サイクルにおける MA の分離・核変換の実証を目指して、ITU（欧州超ウラン元素研究所、現 JRC-Karlsruhe）と共同で MA 含有金属燃料を製造し、フランスの高速原型炉フェニックスで照射した。CEA および ITU における照射後試験と並行して、ITU と共同で開発した Ar 雰囲気ホットセルにて照射済み燃料の乾式再処理試験、照射済み MOX を用いた電解還元試験、実高レベル廃液からの MA 乾式分離試験などを実施し、これらのプロセスの成立性を実証した。

2006 年以降は、「高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）」プロジェクトにおける「副概念」として、上記プロセス開発に加えて、国の競争的資金を活用した工学規模機器開発および模擬サイクル試験（図 4）[5]、施設概念検討などを実施した結果、主要工程については工学規模での実証に進める段階に達している。さらに近年は、アクチニド／希土類元素間分離性能向上や廃棄物発生量低減を中心としたプロセス合理化・高性能化の要となる独自のアイディアについても有望な結果が得られている。

参考文献；

[1] T. Koyama and M. Iizuka, ″Chapter 18 Pyrochemical process developments in Japan″ in ″Reprocessing and recycling of spent nuclear fuel for advanced fuel cycles″ edited by Robin Taylor, Woodhead Publishing (2015).
[2] 飯塚ら、「分離変換技術総論, 3.2 乾式再処理技術」、日本原子力学会 (2016).
[3] 小山、尾形、「変化する将来に柔軟に対応するサイクルオプション--乾式リサイクル技術と金属燃料FBR」、日本原子力学会誌、52、402-408 (2010).
[4] M.Iizuka, T.Tsukada and T.Koyama, ″Development of Fuel Cycle Technologies in CRIEPI - For Steady and Flexible Implementation -″, Proc. Global 2017, Seoul, Korea (2017).
[5] M. Iizuka et al., “Performance of pyroprocess equipment of sem-industrial design and material balance in repeated engineering-scale fuel cycle tests using simulated oxide/metal fuels”, Nucle. Technol., 184, 107-120 (2013).

*Masatoshi Iizuka[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

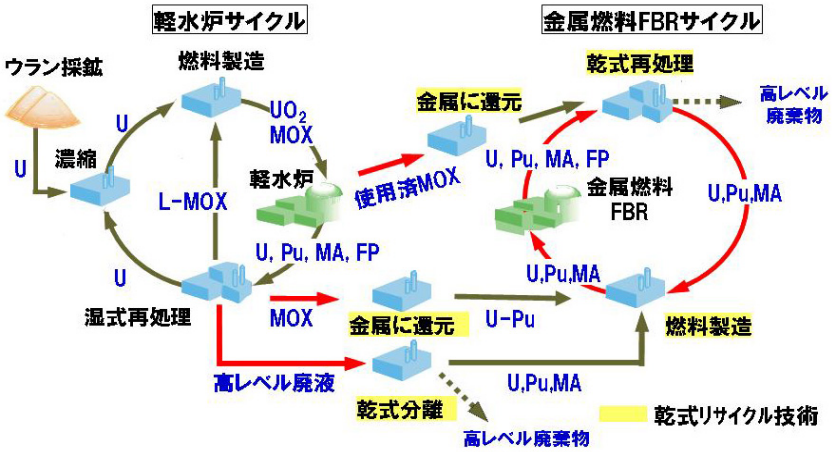


図１　金属燃料高速炉燃料サイクルの概念

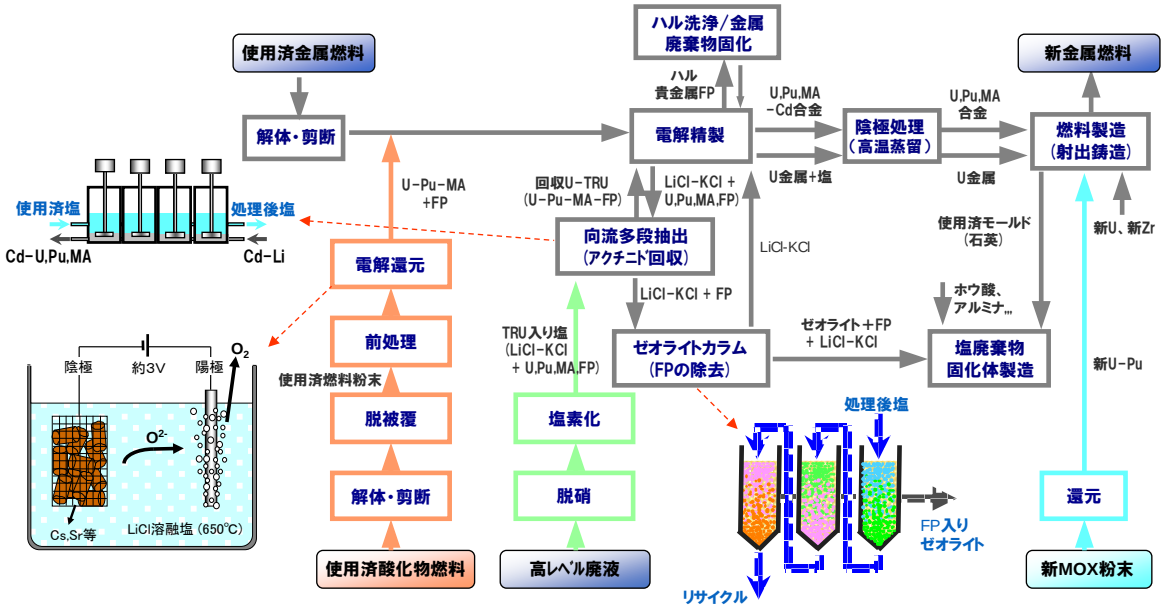


図２　乾式再処理フローシート

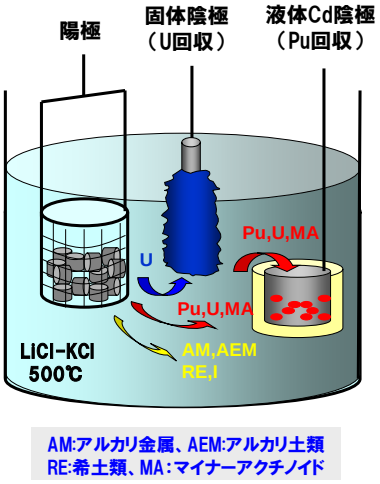


図３　電解精製工程の概要



図４　工学規模模擬金属燃料サイクル試験の概要

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

（4）フッ化物揮発法を用いた酸化物燃料の処理技術の現状

(4) Processing of Oxide Fuel Using Fluoride Volatility Method

*星野 国義[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー

1. 緒言

フッ化物揮発法は、使用済燃料の乾式再処理法の一つで、U、Ｐｕなどの核燃料物質や、いろいろな核分裂生成物のフッ化物の揮発性の差を利用して、核燃料の除染、回収を行う方法である。フッ化物揮発法を用いた処理技術の例として、使用済燃料の再処理技術および燃料デブリの安定化処理技術について以下に紹介する。

2. フッ化物揮発法を用いた処理技術

2-1. 使用済燃料の再処理技術「FLUOREX」

軽水炉燃料サイクルから高速炉サイクルへの移行期を主な対象とし、移行期に発生する各種の使用済燃料(軽水炉、プルサーマル、高速炉)を共通に処理可能な柔軟な再処理技術として、フッ化物揮発法と溶媒抽出法を組み合わせたハイブリッド再処理技術「FLUOREX」（Hybrid Process of Fluoride Volatility and Solvent Extraction）が開発されている[1]。本技術のプロセスフローを図１に示す。FLUOREX 再処理技術では、使用済燃料再処理の初期段階で大量に存在する U の大部分をフッ化揮発させて分離し、気相に移行した Pu を固体として回収し、一部の U とともに溶解して溶媒抽出法で精製する。大量 U の初期分離により U/Pu 精製系(U と Pu は常に共存)の取扱量を大幅に低減でき、水溶液系の導入により既存の PUREX 法で U/Pu を高純度に精製できる。また、ガス系では UF_6の気体状態での精製が可能でそのままウラン濃縮工程へ移送でき、水相へ移行するマイナーアクチニド MA(Np, Am, Cm)には現在国内外で開発中の湿式群分離技術を適用できる。これらの研究開発で、U を用いた模擬使用済燃料のフッ化試験（500g/h 規模）、小規模実使用済燃料フッ化試験（10g/バッチ）、酸化物転換試験（熱天秤、ボート炉試験装置等）等により基礎的成立性の見通しが得られている。

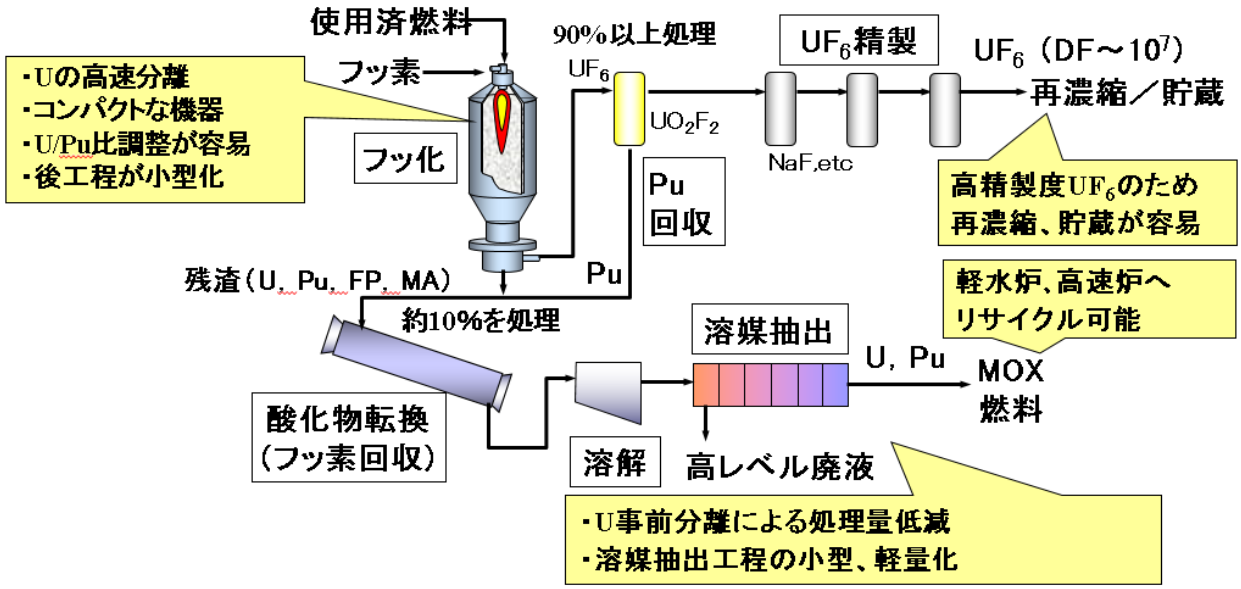


図１　「FLUOREX」のプロセスフローと特徴

2-2. 燃料デブリの安定化処理技術

これまで、米国スリーマイル島、旧ソ連チェルノブイリ、および福島第一の各原子力発電所で重大事故が発生し、燃料デブリが生成している。将来の革新炉も含め、原子炉で万一発生した場合の重大事故の収束と、事故で生じた燃料デブリを管理可能な形態に安定化処理することが大きな課題となる。燃料デブリは種々の放射性核種や構造材を含有しており、各核種の含有量や化学形態が不明確なまま保管することは、臨界管理、発熱管理等の観点から安全上のリスクが生じることになるからである。また、国際的にも核物質の計量管理が要求される。米国スリーマイル島原子力発電所２号機の事故で発生した燃料デブリは、従来の方法では溶解できず合理的な処理および安定形態への転換が困難であった。このため、フッ素(F_2)の反応性の高さを利用したフッ化揮発法による燃料デブリ処理技術の開発が進められている[2]。本技術は、前節 2-1 で説明した使用済燃料の再処理技術へ適用してきたフッ化物揮発法を、燃料デブリ処理に適用するものである。フッ化物揮発法を用いた燃料デブリ処理の概略プロセスフローを図２に示す。燃料デブリは、フッ化反応炉において一旦フッ化物に転換し、六フッ化物として気体となる U、Pu 等と固体で残る不純物を分離し、その後両者を安定な酸化物に転換する。大量の不純物を除去できるので、U や Pu の計量管理は容易となり、またデブリから転換された酸化物は硝酸に溶解可能であり、従来の再処理施設における計量管理用の分析や、必要であれば処分廃棄体や再利用を目指した更なる安定化や分離が可能である。すなわち、フッ化処理によりデブリを計量管理・長期保管・再処理・処分のいずれにも適した形態とすることが可能となる。これらの研究開発で、U を用いた模擬燃料デブリのフッ化試験（5g/バッチ規模）、酸化物転換試験（熱天秤、ボート炉試験装置等）、熱力学的評価等により基礎的成立性の見通しが得られている。

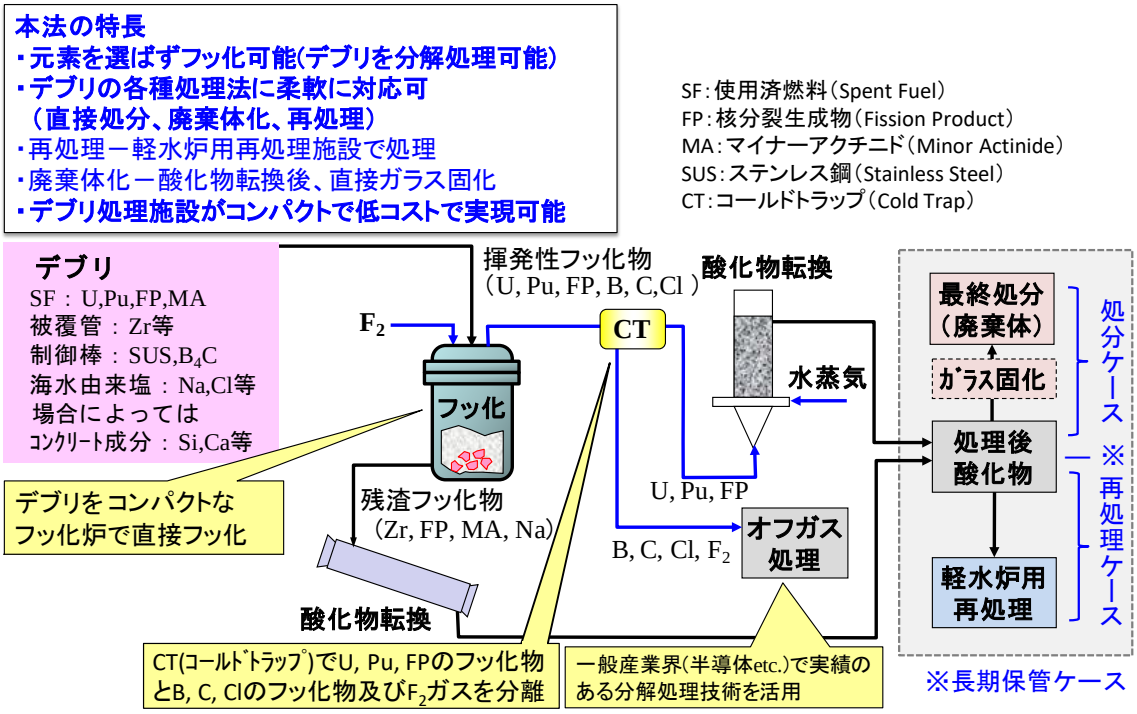


図２　燃料デブリの安定化処理技術のプロセスフローと特徴

参考文献；

[1]平成 20～22 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「フッ化技術を用いた自在性を有する再処理法に関する研究開発」総合報告書、日立ＧＥニュークリア・エナジー（平成 23 年 3 月）

[2]深澤ら, 日本原子力学会 2014 年春の年会 H56、星野ら, 日本原子力学会 2019 年春の年会 2B01

*Kuniyoshi Hoshino[1] 、[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

本報告は文部科学省からの受託事業として日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 20～22 年度「フッ化技術を用いた自在性を有する再処理法に関する研究開発」および平成 25～29 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果を含みます。

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

(5) 溶融塩炉燃料の処理技術開発の現状

(5) Reprocessing of Molten Salt Reactor Fuel

*松浦 治明[1]
[1]東京都市大学

概要

溶融塩炉用燃料のオンライン処理技術開発は、1960 年代にオークリッジ国立研究所での歴史的な MSBR 概念設計において、増殖させた ^{233}U を効率よく炉心に戻すための連続処理プロセスとして提案され[1]、ビスマス合金系溶融金属を用いた多段抽出の概念構築のための基礎的な要素技術研究が当時実施された。MSBR 計画が中止されたため、それら個々の断片的な要素研究成果を組み合わせ工学的な研究に展開する試みはそれ以来ほとんど進展が無かったものの、2000 年代後半の原子力ルネッサンス期に第 4 世代炉候補の一つとして溶融塩炉が選択されるに伴い、各国で再び個々の要素技術の再検討から、それまでになかったような新たな処理概念、例えば電気化学的な手法をも包含したような提案[2]がなされるようになってきた。特に近年では中国でのアクティビティが非常に高く、実際に溶融塩ループを作成し失敗を克服しながら、次々と新たな成果を生み出している[3]。とは言え、溶融塩炉燃料の処理に当たっては表[4]に示すように多種の元素を多様な方法で分離する必要があり、実用化は容易ではない。

本講演では 2018 年 10 月に水戸で開催された乾式プロセスの国際会議にて公開された内容も含めて、現時点での開発動向と今後の展望について概説する。

表　溶融塩炉燃料のオンライン再処理おける各元素の分離方法の提案例[4]

元素群	元素	分離方法
希ガス	Kr, Xe	He ガス注入
貴金属、遷移金属、カルコゲン、他	Zn, Ga, Ge, As, Se, Nb, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Tc, Cd, In, Sn, Sb, Te	部分凝固、オフガス移行、ろ過
U	U	フッ化
Zr, Pa	Zr, Pa-233	還元抽出
構造材	Ni, Fe, Cr	
TRU	Pu, Am, Cm, Np	
希土類（3 価）	Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Gd, Tb, Dy, Ho, Er	
希土類（2 価）	Sm, Eu	
アルカリ、アルカリ土類	Sr, Ba, Rb, Cs	

参考文献；

[1] M.W. Rosenthal, *et al.*, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-4812 (1972).

[2] J. Uhlíř, *et al., Proc. ICAPP 2012*, Chicago, Illinoi, USA, June 2012, Paper 12399 (2012).

[3] Q. Yu, *IPRC 2018*, Tokai, Ibaraki, Japan, October 2018, Presentation O4 (2018).

[4] “Introduction of thorium in the nuclear fuel cycle, Short- to long-term considerations”, OECD NEA, No. 7224 (2015).

*Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City University

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear data division[Co-organized by Special Committee on Nuclear Data]

[3E_PL] Frontier of nuclear data researches on fission product nucides

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E_PL01] Progress in nuclear data evaluation

*Nobuyuki Iwamoto[1] （1. JAEA）

[3E_PL02] Current status of fission yield research

*Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Tech）

[3E_PL03] Progress and perspective of nuclear data measurement

*Tatsuya Katabuchi[1] （1. Tokyo Tech）

[3E_PL04] Comments from users' side

*Go Chiba[1] （1. Hokkaido Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア
Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

（1）評価研究の進展：JENDL-4.0 からその先へ

(1) Progress in nuclear data evaluation

*岩本 信之[1]
[1]原子力機構

1. 序論

核分裂生成物は、原子番号が 30 から 68（質量数 70 から 170 程度）に亘る核種領域に広がっており、原子核としての性質も多様である。そのため、原子核の物理的な性質が反映される断面積についても予測は難しく、これらの性質をできる限り精度良く取り込むことで断面積の予測精度も高まると期待されている。

2010 年に公開された汎用評価済核データライブラリ JENDL-4.0 の開発目的の一つに、実験データの乏しい核分裂生成物の精度向上があったので、連続領域の断面積評価用に統計モデルに基づく核反応計算コード CCONE が開発された。これにより、これまで反応過程に応じて、異なる核反応計算コードが採用されたために生じていた中性子放出スペクトルに見られた不整合などが解消された。また、前平衡過程には 2 成分励起子モデルが採用されるとともに、200MeV までの中性子エネルギー領域まで適用可能なチャンネル結合光学モデルパラメータが導出され、デフォルト計算での信頼性も向上した。低エネルギー領域では、基本的に分離共鳴パラメータの評価が行われ、JENDL-4.0 の開発では実験データを基に 109 核種のデータが更新されている。

2. 核データ評価の進展

上記の通り、断面積データの評価は、分離共鳴の存在により断面積の予測が非常に難しい低エネルギー領域と、断面積が滑らかな高速中性子エネルギー領域に分けられる。核データ評価研究においては、いずれの領域の精度も高めることが応用にとって重要である。

2-1. 低エネルギー領域

分離共鳴断面積の評価は実験解析によって導出された共鳴パラメータが無くては進めようがなかったため、研究は遅れていた。安定核種であれば、測定研究が行われており、充分ではないがデータが皆無ということはほとんどない。しかしながら、不安定核種については多くの場合に測定自体が行われていない。長寿命核分裂生成物については、有害度低減化研究において捕獲断面積などの性質が重要視されていたため、多くの核種について共鳴パラメータも与えられているが、^{79}Se や ^{126}Sn などまだまったく測定されていない核種も珍しくない。これらの共鳴断面積を予測する試みとして、共鳴パラメータの統計的性質を使った手法を開発した。共鳴のエネルギー間隔や中性子幅はそれぞれ Wigner 分布や Porter-Thomas 分布に従うことが知られており、これらからそれぞれの物理量をサンプリングすることで共鳴断面積を導出した。また、熱中性子捕獲断面積についても、同様に系統性を考慮した手法を開発し、不安定核種の評価が JENDL-4.0 と比べて相対的に多かった原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル（JENDL/AD-2017）の評価に採用された。

2-2. 高速中性子エネルギー領域

断面積が連続的な領域においては、Hauser-Feshbach 統計モデルの計算で重要な高エネルギー励起レベルを記述する核準位密度モデルやガンマ線の遷移に関する強度を与えるガンマ線強度関数に対し、微視的理論からの知見を考慮することでモデルの改良を行っている。特に、核準位密度モデルについては、しきいエネルギーからの断面積の形状に大きな影響を与えるため、とりわけ重要である。JENDL/ImPACT-2018 の開発では、微視的な知見を経験的な核準位密度モデルに反映することで、断面積の予測精度を高めている。

講演では、JENDL-4.0 の公開後における評価研究の進展について、適用結果と併せて紹介する。

---

*Nobuyuki Iwamoto[1]
[1]JAEA

2019年春の年会

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア
Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

(2) 核分裂収率における研究の最前線

(2) Current status of fission yield research

*千葉　敏
[1]東京工業大学

1. 序論

核分裂収率は原子炉運転中は毒物としての核分裂生成物量、廃棄物においては放射能インベントリを決定し再処理や地層処分のシナリオに大きな影響を与える。また r 過程における核分裂リサイクリングにより宇宙における元素合成でも重要な役割を果たす。核分裂現象はニホニウムを含む超重元素合成にとっては融合を阻害する要因となる。そのため核分裂機構を理解し正確な生き残り確率の予測が必要となるが、そのために核分裂収率が重要なヒントとなる。

2. 核分裂収率研究の現状

2-1. 核データとしての核分裂収率データ

原子炉計算用の精密な核分裂収率データの評価は基本的にはフィッティングにより行われている。代表的には ENDF のための Wahl の方法、JEFF のための Mills の方法がある。いずれも核分裂片分布を複数個のガウス分布の重ね合わせで表し、即発中性子放出の影響を考慮して一次核分裂生成物分布（独立収率）を求めるが、その計算に必要な荷電偏極など重要ないくつかの物理量については粗い近似が用いられる。実際にはデータが多く存在するのはさらにβ崩壊を経た二次核分裂生成物分布（累積収率）であり、限られた累積収率データを基に核分裂過程を遡って上流側のデータを仮定し、即発中性子分布やβ崩壊を考慮して下流側のデータを求めることになるが、その結果がもともと採用した累積収率の実験データを 100%再現できるわけではないという問題がある。また、統計崩壊、アイソマー比の計算や 3 体核分裂については非常に近似的な扱いがされているし、共分散データもしっかりと整備されてきていたわけではない。

2-2. 理論的手法による核分裂データの予測

上記の現象論的な方法に対して、近年は複合核から始まり、断裂を経て核分裂片の生成、即発中性子放出まで、あるいはさらにβ崩壊までを理論的に考慮する手法が提案されてきている。この理論にも現象論、巨視的・微視的理論、微視的理論、それらの組み合わせなど様々なバージョンがあり、それぞれが特徴を生かせる現象に対して適用されている。微視的理論は枠組みとしては美しいが適用範囲が限られ、純粋な現象論はやはり多くの仮定を必要とする。これに対して東工大では巨視的・微視的理論により複合核から断裂までをカバーし、その結果得られる断裂点での情報からその後の統計崩壊による即発中性子放出、アイソマー生成、引き続くβ崩壊までを考慮できる模型を構築中である。これら理論的な方法の利点は、核分裂収率のみならず、核分裂片の運動エネルギーや即発中性子多重度分布、即発中性子のエネルギースペクトル、遅発中性子収量など、互いに相関のある物理量の予測が可能で、それによって核分裂の整合的描写が進み、それに基づく核分裂収率パターンの起源についての理解が深まることである。また我々は荷電偏極や 3 体核分裂の微視的理論による記述という挑戦も始めている。

3. 結論

本講演では時間の関係もあり核分裂収率に関する研究の最前線すべてを紹介することは不可能であるが、東工大で行っている Wahl の方法を現代的に改良した方法、核分裂収率の共分散行列整備状況、理論的方法の紹介、及びそれらがいかに相関を有し、どのようなデータを提供可能な状況であるかを紹介する。

*Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

2019年春の年会

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア
Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

（3）測定研究の進展と今後の狙い

(3) Progress and perspective of nuclear data measurement

*片渕 竜也[1]
[1]東京工業大学

原子炉内での核分裂反応によりエネルギーが生み出される一方で副産物として核分裂生成物（FP）核種が生成される。原子炉内には膨大な数と種類の FP が蓄積されていくため、その中性子核データは原子炉の核計算に極めて重要である。また、使用済み核燃料中の長寿命核分裂生成物（LLFP）は、放射性核廃棄物を処理・処分する上で問題となる。核廃棄物の減容及び環境負荷低減のため LLFP の核変換処理研究では高精度の中性子核データが求められている。

これまで JENDL をはじめとする評価済み核データライブラリは幾多の改訂を繰り返し、格納 FP 核種の中性子核反応データを拡充させてきた。核データライブラリの構築は、測定データと核反応理論計算が車の両輪となり進められてきた。しかし、FP 核種の多くは放射性であり測定が難しく、核反応理論計算のみに基づいて行われているものが多い。豊富な測定データの存在する安定核種に比べると当然のことながら放射性 FP 核データの信頼性は低い。特に核反応理論モデルは個々の共鳴エネルギーや共鳴幅などの予測はできない。そのため、共鳴領域での測定がない核種に関しては、当然のことながら共鳴パラメータは一切分からない。また、熱中性子捕獲断面積は第 1 共鳴の位置に大きく影響を受けることが多いため、核反応理論計算では予測することが難しい。FP 核データの信頼性向上には測定データが望まれている。

放射性 FP 核種の核データ測定の難しさは、ひとえにそれが放射性であるということに起因する。まず、放射性試料の調達・取扱いの難しさが挙げられる。短半減期のものはそもそも測定ができない。ある程度の長さの半減期を有していても測定に必要なマクロな量の放射性試料を用意することに困難が伴う。さらにその放射能から輸送や取扱いに法的な規制も受ける。また、試料調達に成功し実際の測定まで漕ぎ着けた後には別の難しさに直面する。それは放射性試料からのバックグラウンドと試料の定量評価である。放射性試料から崩壊ガンマ線が放出される場合にはこれが大きなバックグラウンドとなる。中性子ビーム実験で中性子捕獲断面積測定を行う際には崩壊ガンマ線バックグラウンドの中で捕獲反応から放出される即発ガンマ線を測定しなくてはならない。バックグラウンドの存在が測定の障害となることが頻繁に起こる。また、放射性試料の全量や同位体比、不純物定量は安定核種試料に比べるとはるかに難しく、これらが核データの精度低下の原因となっていることは多い。

近年、放射性 FP 核種の中性子核データを改善するためにいくつかの技術的進展に支えられた測定研究プロジェクトが実施されてきた。例えば、技術的進展の一つとしては、核破砕中性子源から得られる高強度のパルス中性子ビームを用いることで少量の放射性試料で測定が可能になった。また、放射性試料の定量評価についての研究も進められえいる。以上の観点から、本講演では FP の中性子核データに関する測定研究の現状と今後について紹介する。

---

*Tatsuya Katabuchi[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

2019年春の年会

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア
Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

（4）原子力エネルギーシステム応用の観点から

(4) Comments from users' side

*千葉 豪[1]
[1]北海道大学

1. はじめに

本稿では、核分裂生成物核種の核データ研究に関連して、原子力エネルギーシステム応用の立場から、応用分野における重要な FP 核種を整理するとともに、核データを検証するために利用可能な積分データを紹介する。

2. 原子力エネルギーシステム応用分野において重要な FP 核種

2-1. 核分裂連鎖反応体系の反応度に与える影響が大きい FP 核種

核分裂連鎖反応体系としては、運転中の原子炉に加えて使用済み燃料の貯蔵施設が挙げられるであろう。前者に関しては、核分裂反応の結果発生する FP 核種のうち、累積核分裂収率の大きさが有意であり、かつ中性子吸収が大きいものが挙げられる。核燃料の燃焼問題のための摂動理論[1]を用いた解析により、反応度に対する感度が大きい核種の定量化が可能であり[2]、その結果として、例えば UO2 燃料であれば、Xe-135、Rh-103、Nd-143、Cs-133、Eu-153、Pm-147、Sm-150、Tc-99、Xe-131、Sm-152、Nd-145、Ru-101 といったものが挙げられる。また、使用済み燃料に関しては、貯蔵容量の合理化のための考え方である燃焼度クレジット適用の観点から重要とされた Mo-95、Tc-99、Rh-103、Cs-133、Nd-143、-145、Sm-147、-149、-150、-152、Eu-153、Gd-155 といった核種が重要となる[3]。ここでは、運転中の原子炉の反応度に与える影響が大きいとされた核種のうち、Xe-135 などの短半減期のものが除外され、崩壊によって発生する Gd-155 などが追加されている。これらに加えて、可燃性毒物（及びその候補材料）として用いられる Gd、Eu といった FP 核種も重要なものとして挙げられるであろう。

2-2. 原子炉の動特性に与える影響が大きい FP 核種

遅発中性子の放出は原子炉の動特性に大きな影響を与える。原子炉の動特性においては、遅発中性子放出に関わる FP 核種を仮想的な 6 つ（もしくは 8 つ）の核種として扱うモデルが用いられてきたが、近年は個々の FP 核種の原子炉動特性に与える影響を定量評価する試みが行われている[4,5]。その結果、Br-87、-88、89、I-137 といった比較的重要性が認識されている核種に加えて、Ge-86 や Rb-94 といった FP 核種の重要性も明らかとされている。また、実際に原子炉を用いた実験で取得された動特性パラメータに対する核データの議論も行われつつある[6]。

2-3. 使用済み及び使用中核燃料中のインベントリの評価が重要となる FP 核種

使用済み核燃料中のインベントリ評価が重要となるものとして、まずはそのインベントリが燃料の燃焼度指標となりうる FP 核種が挙げられる。これらは、燃焼度に対する生成量が線形、もしくは二次関数的に変化し、かつ崩壊ガンマ線による検出が容易な核種が該当し、Cs-134、-137、Eu-154、Ru-106、Ce-144、Nd-148 などが挙げられる[7]。また、使用済み燃料の再処理においては、その発熱量が問題となる核種として Sr-90、Ru-106、Cs-134、-137、Ce-144 など、ガラス固化体の特性の観点から含有量が制限させる元素として Mo、ガラス溶融炉において電気短絡を発生される可能性があるため含有量が制限されている白金族元素（Ru、Rh、Pd）が重要な FP 核種として挙げられる[8]。さらに、放射性廃棄物の長期処分において重要となる超寿命 FP 核種として、Se-79（半減期 30 万年）、Zr-93（同 15 万年）、Tc-99（同 21 万年）、Pd-107（同 650 万年）、I-129（同 1570 万年）、Cs-135（同 230 万年）（、Sn-126（同 10 万年））などが挙げられる[9]。

使用中の核燃料における FP 核種に関しては、燃料設計における FP 放出モデルで重要となるガス状 FP 核

種（Kr、Xe、Cs 等）が挙げられる。また、燃料漏洩時の監視のため、希ガス 7 核種（Xe-133、-135、-135m、-138、Kr-85m、-87、-88m）の放出が監視されるとともに、漏洩が生じた燃料の種類（ウラン燃料/MOX 燃料）や燃焼度を推定するために I や Cs の同位体の測定も行われており、そういった FP 核種が重要と言える。

2-4. 福島第一原子力発電所の廃炉作業において重要となる FP 核種

福島第一原子力発電所から取り出す燃料デブリについて、そこに含まれる核分裂性物質の定量化が重要であり、非破壊で実施可能な核種インベントリ推定方法がいくつか提案されている[10]。その中で、核分裂性核種と随伴し、かつそのインベントリが燃焼度に強く依存するような FP 核種が重要であり、その例として Eu-154 や Ce-144、Cs-134、-137 が挙げられる。また、再臨界監視技術として、Cm-242 や-244 の自発核分裂由来の FP ガスと U-235 や Pu-239 の中性子誘起核分裂由来の FP ガスの生成量の差異を利用する方法がある。この方法では、FP ガス（希ガス）の核分裂収率の違いを利用していることから、そういった核データが重要となる。

3. FP 核種の核データ検証のための積分データ

3-1. 照射後試験データ

使用済み燃料中に含まれる FP 核種のインベントリを定量化した照射後試験データ（Post Irradiation Examination data、PIE データ）は、FP 核種の生成に関わる核データの精度検証をする上で極めて有益である。これまでに、ALIANE、MALIBU、REBUS といった国際的な枠組みのプロジェクトで PIE データが蓄積されてきたが、ALIANE、REBUS などその一部は OECD/NEA が開発している照射後試験データベースの SFCOMPO-2.0[11]に収納され、活用可能となっている。また、福島第二原子力発電所で取得されたデータ[12,13]についても SFCOMPO-2.0 に収納されている（文献[12,13]は 1 号機のデータを対象としているが、SFCOMPO-2.0 では 2 号機のデータも含まれている）。なお、REBUS プロジェクトで取得された、照射燃料で構成される体系における炉物理パラメータの測定データも FP 核種の核データの検証に有益であるが、関係者の尽力によりその詳細が公開されており活用することが可能となっている[14]。

3-2. 臨界実験で取得された実効増倍率データ

ICSBEP や IRPhEP で収集・公開されたデータには、いくつか FP 核データに感度を有するものがあり、それらを有効に活用できる。また、これらに収録されている臨界実験データのうち、軽水炉核特性に深く関係し、かつ高品質な実験データを、JENDL 委員会・リアクター積分 WG が抽出し、軽水炉ベンチマークデータ集としてまとめており[15]、Gd や Rh を含む臨界実験体系のデータが収録されている。加えて、日本原子力研究所の TCA で取得された FP 核種を含む臨界体系の実験データについても利用可能と言える[16-18]。

3-3. サンプル反応度データ

FP 核種を含んだサンプルを原子炉に導入することで生じる反応度（サンプル反応度）の測定データは、FP 核種の核データの直接的な検証に有効である。代表的なものとしては、仏 CEA と英 UKAEA による CERES プログラムが挙げられるであろう。CERES では、原子炉 MINERVE、DIMPLE を用いた測定が実施され、データの一部は IRPhEP に登録されている模様である[19]。また、オランダで実施された STEK 実験、ドイツで実施された SEG 実験でも FP 核種のサンプル反応度データが取得されており、一部のデータが利用可能な状態となっている[20]。SEG 実験については、最近、米 INL でも再解析が実施されている[21]。

4. おわりに

核分裂生成物核種の核データ研究に関連して、原子力エネルギーシステム応用の立場から、応用分野における重要な FP 核種を整理するとともに、核データを検証するために利用可能な積分データを紹介した。

参考文献

[1] M.L. Williams, “Development of depletion perturbation theory for coupled neutron/nuclide fields,” Nucl. Sci. Eng., 70, p.20-36 (1979).

[2] G. Chiba, S. Okumura, “Uncertainty quantification of neutron multiplication factors of light water reactor fuels during depletion,” J. Nucl. Sci. Technol., 55, p.1043-1053 (2018).

[3] 燃料サイクル安全研究委員会編、「燃焼度クレジット導入ガイド原案」、JAERI-Tech 2001-055、日本原子力研究所 (2001).

[4] G. Chiba, et al., “Sensitivity and uncertainty analysis for reactor stable period induced by positive reactivity using one-point adjoint kinetics equation,” J. Nucl. Sci. Technol., 50, p.1150-1160 (2013).
[5] F. Minato, “Sensitivity of delayed neutron to fission yields and beta-decay half-lives,” JAEA-Conf 2015-003, p.153-158, Japan Atomic Energy Agency (2016).
[6] A. Zoia, Y. Nauchi, et al., “Monte Carlo analysis of the CROCUS benchmark on kinetics parameters calculation,” Ann. Nucl. Energy, 96, p.377-388 (2016).
[7] 佐藤駿介、名内泰志、「使用済燃料の燃焼度評価技術の開発」、電力中央研究所研究報告 L16002 (2017).
[8] Y Inagaki, et al., “LWR high burn-up operation and MOX introduction; fuel cycle performance from the viewpoint of waste management,” J. Nucl. Sci. Technol., 46, p.677-689 (2009).
[9] 放射性廃棄物の分離変換研究専門委員会編、「分離変換技術総論」、日本原子力学会、(2016).
[10] T. Nagatani, et al., “Characterization study of four candidate technologies for nuclear material quantification in fuel debris at Fukushima Daiichi nuclear power station,” Energy Procedia, 131, p.258-263 (2017).
[11] F. Michel-Sendis, et al., “SFCOMPO-2.0: an OECD NEA database of spent nuclear fuel isotopic assays, reactor design specifications, and operating data,” Ann. Nucl. Energy, 110, p.779-788 (2017).
[12] T. Yamamoto, Y. Kanayama, “Lattice physics analysis of burnups and isotope inventories of U, Pu, and Nd of irradiated BWR 9x9-9 UO2 fuel assemblies,” J. Nucl. Sci. Technol., 45, p.547-566 (2008).
[13] M. Suzuki, et al., “Lattice physics analysis of measured isotopic compositions of irradiated BWR 9x9 UO2 fuel,” J. Nucl. Sci. Technol., 50, p.1161-1176 (2013).
[14] 原子力安全基盤機構、「REBUS 計画の試験結果及び解析」、JNES-SS-0904, (2009).
[15] JENDL 委員会リアクター積分 WG、「JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークデータに関するデータ集の整備－公開データベース ICSBEP 及び IRPhEP における実効増倍率データの活用－」、JAEA-Data/Code 2017-006 (2017).
[16] K. Sakurai, T. Yamamoto, “Benchmark model of critical experiment at TCA for integral evaluation of fission product nuclide cross sections,” J. Nucl. Sci. Technol., 34, p.202 (1997).
[17] T. Yamamoto, K. Sakurai, et al., “Measurements and analyses of reactivity effect of fission product nuclides in epithermal energy range,” J. Nucl. Sci. Technol., 34, p.1178 (1997).
[18] 須崎武則、奥村啓介、他、「FP 元素等核データ検証実験及び解析」、2003 年春の年会 H37、アルカス SASEBO (2003).
[19] A. Santamarina, et al., “Reactivity worth measurement of major fission products in MINERVE LWR lattice experiment,” Nucl. Sci. Eng., 178, p.562-581 (2014).
[20] K. Dietze, “Integral test of JENDL-3.2 data by re-analysis of sample reactivity measurements at fast critical facilities,” JNC TN 94000 2001-043, Japan nuclear cycle development institute (2001).
[21] A. Hummel, G. Palmiotti, Small sample reactivity measurements in the RRR/SEG facility: reanalysis using TRIPOLI-4, INL/EXT-16-39582 (2016).

謝辞

本予稿・発表資料を作成するにあたって数々の有益なご助言をいただいた原子燃料工業（株）の大岡靖典氏を始めとした JENDL 委員会・リアクター積分 WG の皆様に深く感謝致します。また、本予稿の内容の一部についてご確認いただいたことに対し、NEA データバンクの須山賢也氏、電力中央研究所の鈴木求氏に深く感謝致します。

*Go Chiba, [1]Hokkaido Univ.

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

[3I_PL] Report of the Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

Advancing hydrogen safety for nuclear plants

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I_PL01] Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

[3I_PL02] Goal and present status of CFD utilization on hydrogen behavior in NPP in Japan

*Ryo Fukuda[1] (1. MHI)

[3I_PL03] Present status of hydrogen behavior simulation code system develoipment

*Masaaki Matsumoto[1] (1. MRI)

[3I_PL04] Present status of hydrogen behavior simulation code system develoipment

*Atsuhiko Terda[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

総合講演・報告 2「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*村松　健[1]、門脇　敏[2]
[1]東京都市大学、[2]長岡技術科学大学

1. はじめに

水素安全は、原子力分野のみならず水素インフラの分野でも注目を集めており、安全工学の重要な一分野となっている。特に原子力分野では、1979 年のスリーマイル島原子力発電所 2 号炉の事故において格納容器内で水素燃焼が発生したことを踏まえて、アクシデントマネジメント策整備の一環としてしてアイスコンデンサ型格納容器を持つ PWR を中心に水素対策が強化され、さらに 2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故では、格納容器に大きな損傷のない場合であっても格納容器の外で水素の爆発が起き、その後の事故時対応に悪影響を及ぼした経験が原子力規制委員会の規制基準に反映され、BWR を含めて水素対策の強化が図られたところであるが、継続的な安全向上を図っていく観点から、シビアアクシデント時の水素の漏洩放出による格納容器内への拡散・混合、さらには爆発燃焼とその影響を評価し、水素濃度低減などの対策に反映していくことが重要な課題となっている。資源エネルギー庁ではその重要性に鑑みて、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」の中で「水素安全対策高度化」事業を進めている。水素安全対策高度化事業は、水素安全対策の合理的な高度化や水素安全評価の更なる信頼性の向上に向けて、シビアアクシデント時の水素拡散から爆発燃焼、その影響評価までを解析する数値流体力学 CFD による解析システムを整備することを目的とし、世界の最先端の情報を精査し、解析のためのモデルの改良や解析の効率化などを含めて解析システムの整備を進めているところである。

なお、この事業は平成 24 年度から 27 年度に「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(水素安全対策高度化)」としてなされた事業（以後フェーズ 1 の事業と呼ぶ）の成果を踏まえて実施されている。フェーズ 1 の事業での調査･研究の成果は、水素安全対策ハンドブック [1]、[2]としてまとめられている。

日本原子力学会では、この事業からの委託を受けて、「水素安全対策高度化」特別専門委員会を設置し、水素発生から燃焼・爆発、さらに水素安全対策に係わる熱流動解析の課題について、国内有識者からの最新情報や知見を収集して整理し、解析技術の開発方向性を検討するとともに、原子力の水素安全に係わる知識普及のため、熱流動の観点から水素安全を俯瞰し、水素安全に係わる最新の情報を発信することを目的として、国内外の専門家を講師にした公開セミナーを開催している。図 1 に資源エネルギー庁事業と特別専門委員会の関係を示す。

本企画セッションでは、特別専門委員会での平成 30 年度活動報告に引き続き、「水素安全対策高度化」事業で進めている CFD による解析システム（水素挙動統合解析システム）の整備状況をについて以下の順で紹介する。

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告（本講演）
(2) 水素挙動統合解析システム整備－CFD 解析システムの役割と活用・整備の進め方
(3) 水素挙動統合解析システム整備進捗状況－水素燃焼挙動の照合解析
(4) 水素挙動統合解析システム整備進捗状況－水素拡散混合挙動の照合解析、統合システムの構築

*Ken Muramatsu [1] and Satoshi Kadowaki[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]Nagaoka Univ. Tech.

2. 平成 30 年度の特別専門委員会の活動

2-1. 委員会メンバー

委員会は、電気事業者、メーカー、研究機関、大学、規制機関等においてシビアアクシデント又は水素安全対策に係わっている技術者・研究者を中心に構成している。平成 30 年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の委員名簿を表 1 に示す。

2-2. 委員会の開催実績

各年度 2 又は 3 回のペースで進めている。平成 30 年度の開催実績を表 2 に示す。なおフェーズ 1 の事業の委託に基づいてなされた本特別研究委員会の活動については、平成 27 年春の年会の企画セッション[3]として報告している。

委員会では水素安全対策高度化事業の予定や成果の紹介を受け議論すると共に、国内での新たな研究を選定して紹介を依頼し、検討した。

2-3 公開セミナーの開催

公開セミナーは過去 4 回（第 1 回 平成 25 年 9 月 19 日（木)、第 2 回 平成 26 年 12 月 12 日（金)、第 3 回 平成 28 年 1 月 29 日（金)、第 4 回 平成 29 年 11 月 30 日（木））開催した。第 5 回は平成 30 年 12 月 11 日（火）に科学技術館サイエンスホールにおいて、公開セミナー「原子力のための水素安全対策高度化」を開催した。本セミナーは、経済産業省資源エネルギー庁委託事業平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発委託事業（水素安全対策高度化）の一環として、熱流動の観点から水素安全を俯瞰し、情報を発信することを目的とする。

第 5 回セミナーは、村松及び門脇が司会を務め、元熱流動部会長の谷本浩一氏による開会挨拶、村松によるプログラム紹介の後、以下に示す 6 つの講演が行われた。

午前の部では、Ilona Lindholm 氏（VTT フィンランド技術研究センター社）が「フィンランドにおける原子力発電所の安全性向上のための活動状況」と題し、同国の VVER、BWR、及び建設中の EPR に対する安全性向上対策やシビアアクシデントマネジメントの取り組みについて紹介するとともに，今後の研究課題について紹介した。研究課題としては、想定外をなくす（Elimination of surprise）という観点から、事故後の長期のマネジメント段階での PAR や水素関連計測の長期信頼性などが検討すべき課題として指摘された。

次に、Ahmed Bentaib 氏（フランス放射線防護原子力安全研究所 IRSN）及び Nabiha Chaumeix 氏（燃焼・大気環境機構 ICARE）が「フランスにおける原子力水素安全研究の動向―全体概要と水素爆発燃焼研究」と題し、フランス及び EU 諸国における水素燃焼の実験や解析事例等を紹介した。研究成果に基づいて格納容器スプレーや格納容器ベントの運転手順の改善について提言をするとのことであった。

午後の部では、柴本泰照氏（日本原子力研究開発機構 JAEA）より、「安全研究センターにおける軽水炉水素リスクに関する格納容器熱水力研究」として、JAEA での CIGMA を用いた実験及び解析等に関する紹介があった。

Thomas Jordan 氏（カールスルーエ工学研究所 KIT）からは、「原子力水素安全に係わる解析システムの研究開発：ドイツの現状」というタイトルで、GASFLOW 及び COM3D コード、並びにそれらを用いた水素安全解析についての紹介がなされた。

寺田敦彦氏（JAEA）からは「資源エネルギー庁事業「水素安全対策高度化」で実施中の原子力水素安全のための CFD 解析システムの開発現状」として日本における水素燃焼及び拡散解析に関する課題認識や取り組みの紹介があった。

最後に、Ernst A. Reinecke 氏（ユーリッヒ総合研究機構 FZJ）から「過酷事故時における水素濃度低減対策の効果―再結合触媒器 PAR の研究開発と事故時の挙動シミュレーション」というタイトルで PAR に関する試験や解析結果が紹介された。試験結果を基に PAR への C や CO の付着の影響の物理モデルを組み込んだコードを開発しているとのことであった。

セミナーには大学、研究機関、電力事業者等から 68 名が参加し、活発な質疑応答が行われ、村松による本セミナーのサマリーを含む閉会挨拶で終了した。終了後に収集したアンケートでは、本セミナーにおい

て有益な情報が得られたという意見が大部分を占めた。

3. 終わりに

公開セミナーでの講演では、特に、EU が SAM に関する課題解決という明確な目的意識を持ちつつ、コード開発の関しては、KIT 等における多数の実験装置を駆使して体系的に物理モデルの検証･改良を進め、総合コードシステムに反映するという、着実な進め方をしていることが印象的であった。一方、我が国の水素安全対策高度化事業は、1980 年代以後先行的になされた日米におけるシビアアクシデント研究の成果を基に、現在進行中の EU との国際協力を活用して最近の研究成果を入手しつつ、解析コードシステムの整備と実機の事故を想定したコード適用事例の開発を進めており、今後の水素安全対策高度化事業の成果が期待される。

なお、本活動は経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化)」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] 小川徹他､「原子力における水素安全の課題と対策-原子力における水素安全対策高度化ハンドブックの作成」、解説、日本原子力学会誌、Vol.57, No.5 (2015).
[2] 日野竜太郎他(編)､「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック (第1版)」､JAEA-Review 2016-038、(2016).
[3] 村松健、「原子力における水素安全の課題と対策-(1) 水素安全対策高度化特別専門委員会の活動報告」、総合講演「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告、日本原子力学会「2015 春の大会」予稿集、(2015).

図 1　資源エネルギー庁事業と特別専門委員会の関係

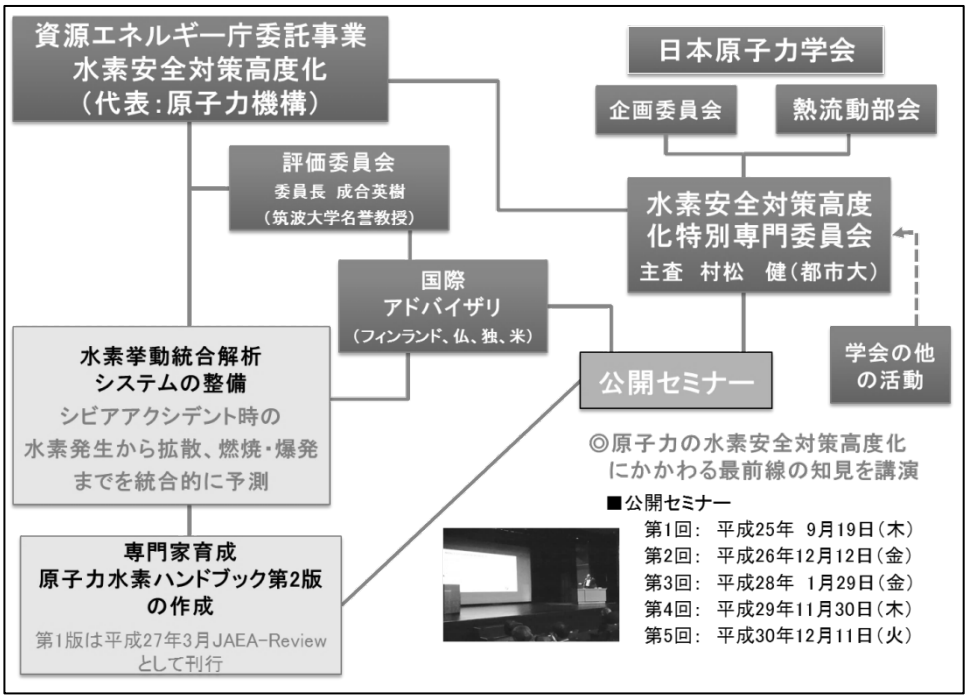


表 1　平成 30 年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会委員名簿

主査	村松　健	東京都市大学
幹事	門脇　敏	長岡技術科学大学
委員	岩城　智香子	東芝エネルギーシステムズ株式会社
委員	小川　徹	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）
委員	佐々木　泰裕	関西電力株式会社
委員	鈴木　雅克	日本原子力発電株式会社
委員	谷本　浩一	三菱重工業株式会社
委員	中田　耕太郎	株式会社東芝
委員	中村　秀夫	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
委員	奈良林　直	東京工業大学
委員	新山　健二	株式会社三菱総合研究所
委員	西村　健	原子力規制委員会　原子力規制庁
委員	藤井　正	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
委員	松井 一秋	一般財団法人エネルギー総合工学研究所

表 2　平成 30 年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の主な議題

委員会/日時/場所	主な議題・トピックス	説明者･機関
第 1 回 2018 年 8 月 29 日(水) 三菱総合研究所	• 水素拡散・爆発解析事例紹介 Fluent をベースに三菱マテリアル社内で開発したモデル組み込んで解析を実施。解析結果の妥当性については、実験結果や文献値と比較して信頼性を確認。 • 水素安全対策高度化事業の今年度計画 水素安全対策高度化事業の 30 年度活動内容を紹介。	三菱マテリアル（株） (戴文斌他) JAEA (日野竜太郎)
第 2 回 2018 年 11 月 29 日(木) 三菱総合研究所	• 一般公開セミナーの準備状況説明 • 「水素－空気混合気の爆燃危険指数」 水素－空気混合気の爆燃危険指数の適用方法を紹介。どのように拡散するかについて数値計算を行い、濃度分布から爆燃危険指数を見積もることができ、様々な場面で爆燃の危険性について定量化した評価が可能。ただし、着火点を考慮することが難しい。例えば壁面での静電気発生などもあるため、容器の一番上まで水素が上がってしまえば安全だという考えは危険。 • 水素安全対策高度化事業の進捗報告：水素発生過酷事故に対する安全性の向上の取り組みについて 水素発生過酷事故時のシナリオと対比して、水素に係わる安全性向上に対する取り組みについて紹介。	事務局 名古屋大学 (吉川典彦) 三菱重工業(株)(福田龍)
第 3 回 2019 年 2 月 15 日(金) 三菱総合研究所	• 一般公開セミナー開催報告(本予稿に後述) • 水素安全対策高度化事業の成果報告 水素挙動統合解析システム整備及びその具体的な用途に関する検討状況を、本企画セッション(2019 年春)での発表予定内容をベースにして紹介。	三菱重工業(株)(福田龍)

2019年春の年会

総合講演・報告 2「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(2) 水素挙動統合解析システム整備 －CFD 解析システムの役割と活用・整備の進め方－
Present status of hydrogen behavior simulation code system development
- CFD analysis relating to dispersion behavior and Establishment as Integral code system-

*福田　龍[1]
[1]三菱重工

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故の反省と教訓を踏まえ、過酷事故時の水素燃焼爆発による原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損のリスクを低減させるために、産業界では、地震・津波対策、原子炉損傷防止対策や水素緩和措置を含むプラント設備・機器等の強化、安全解析における設備等の強化の有効性の評価、現場での作業員の対応手順及びプラント状態の監視、及び各種の訓練など、多角的な取り組みが行われてきている。このなかで、水素の発生、拡散・混合、燃焼爆発とその伝播に係る解析については、システムコードや集中定数系コードによる解析が中心であった。PWR では、原子炉格納容器が広大な容積を有しており、水素の濃度が希釈され低濃度に抑制できる一方で、BWR のような窒素による燃焼に対する不活性化は施されていないため、原子炉格納容器内で局所的に大量の水素が滞留しないこと及び原子炉格納容器内での水素の燃焼が生じた場合の燃焼の伝播や圧力上昇に対する評価が重要となる。

2. CFD による水素挙動解析のメリットと役割

・格納容器内の水素燃焼挙動解析

これまでの集中定数系コード等による解析では、格納容器全体を解析すべく大きなノード分割に基づき、水素発生量や断熱条件などの保守的な条件で、多様な過酷事故シナリオに対応して、水素の濃度分布や静的な格納容器内の圧力上昇の評価が行われてきている。ここで、水素燃焼が激しくなり、いわゆる火炎加速が生じて火炎面の急激な熱膨張により発生しうる衝撃波等の強い圧力波による動的な荷重の発生の可能性については、過去の保守的な燃焼実験データベースに基づき水素爆轟への遷移（DDT）が発生しないことを、格納容器内の水素濃度によって評価している。

一方、より詳細な空間メッシュによる数値流体解析（CFD）手法を用いた数値解析では、近年の計算機技術の進歩と相まって、PWR の格納容器のような大きな体系に対しても、燃焼と圧力変動の挙動に影響する局所の空間形状や子細な水素濃度分布を考慮した、水素の燃焼爆発評価が現実的な計算時間と計算コストの範囲で可能となりつつある。さらに CFD では、DDT に代表される火炎加速による動的荷重の発生の有無や程度を、燃焼解析と圧力波の伝播解析により、評価することも可能である。動的荷重については、さらに、衝撃波を生じものの爆轟には至らない強い爆燃に留まる場合や、爆轟が生じても形状効果等で爆轟が継続しない場合には、ともに燃焼の最前線である火炎面が衝撃波から遅れ、衝撃波の距離による減衰とともに格納容器や内部の構造物への衝撃が軽減されるが、CFD ではこの効果の評価も可能である。CFD によるこのような燃焼と圧力の伝播に係る評価は、水素安全に対するこれまでの集中定数系による苛酷事故対策の有効性評価の信頼性を高める役割を担うものと期待される。

Ryo Fukuda[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

・原子炉建屋内の水素の拡散混合挙動解析

また、格納容器とは異なり、耐圧設計の施されていない原子炉建屋内では、万一、格納容器から漏えいした水素の燃焼爆発が生じれば、火炎加速による動的荷重の発生によらず、燃焼に伴う静的な圧力上昇により、福島第一原子力発電所の事故のような構造破壊に至る可能性が考えられる。このため、原子炉建屋内については、水素の拡散・混合に係る詳細な挙動を CFD 解析によって行い、関連する設備の作動と相まって、水素が局所的に蓄積せず可燃性濃度に至らないことの評価の信頼性を高めていくことが、PWR に限らず重要である。

3. 国内の水素安全対策の考え方に即した CFD 解析の用途と重点開発項目

CFD 解析システムは保守的かつ簡易的な従来の解析を補完する役割として有効活用していくことが期待されるが、その開発においては、国内の水素安全対策の考え方を踏まえながら、具体的な評価の活用例を想定しながら進めてきている。

・水素放出後短時間の水素安全対策

国内の既存の PWR では、原子炉容器破損後の原子炉キャビティ内に本設の格納容器スプレイによる水張りを行った後、落下する溶融炉心の冷却によりキャビティのコンクリートとの反応の促進を防止することが、格納容器破損防止に係る基本的な考えである。この考え方は水素安全対策とも関連しており、格納容器内に放出される水素は、スプレイの作動による水蒸気の凝縮で可燃性雰囲気にあり、水素の発生が考えられる区画を中心に設置されたイグナイタで、発生の都度、順次燃焼処理される。CFD では、水素発生個所付近の水素の顕著な濃度分布の下で着火・燃焼した際の圧力上昇等の挙動を詳細に評価することが可能である。このためには、拡散解析結果を受け継いだ燃焼解析への受け渡しの計算体系の構築が重要となる。

・水素放出後中長時間での水素安全対策

格納容器スプレイの不作動を仮定したケースでは、格納容器内は水蒸気の凝縮が促進されず、水素が放出されても、非燃性の雰囲気のもと、水蒸気と水素の蓄積により格納容器内の圧力が上昇するため、格納容器の破損防止のため、小容量の代替スプレイ等による適切な水蒸気凝縮による圧力増加の抑制と水素の非燃性雰囲気の維持が、代表的な対策となる。ここでは、水蒸気の凝縮による格納容器内の非燃性雰囲気と圧力を詳細に評価することが CFD の補完的役割となる。このためには、スプレイに伴う水蒸気凝縮及び水素の混合挙動のモデルの導入が重要となる。また水素の非燃性雰囲気が維持される環境では、静的な触媒反応による水素再結合装置（PAR）が、イグナイタと比べ緩やかに格納容器内の水素量を軽減していく。以上の水素発生後の比較的長時間の対策については、格納容器内の水素の濃度と圧力を測定・監視しながら、安全に必要な措置がとられるべく過酷事故時の管理手順が策定されている。この手順の信頼性の向上と活用の幅を広げるために、多様な条件での集中定数系解析とともに、CFD の詳細解析を補完して活用することは有用となると考えられる。

さらに過度の水蒸気凝縮により可燃性雰囲気となり、蓄積された多量の水素が着火した場合の燃焼挙動については、NUPEC 燃焼試験での知見が得られている。一方で解析に関しては、安全裕度の定量化に至るだけの知見は十分でなく、過酷事故時の運転手順に具体的に追加・反映できるまでには至っていない。このことより、集中定数系解析とともに、CFD による補完的な詳細解析により、大量の水素の燃焼によるリスク又は安全余裕の適切な評価と管理手順活用の拡大にも寄与できるものと期待される。このためには水蒸気を含んだ水素の燃焼モデルの導入が重要となる。

・火炎加速が生じにくいことの説明性の向上

これまでの DDT に代表される火炎加速が認められた燃焼試験は、当量比 1 に近い高水素濃度（水素空気系で 30%水素濃度）や火炎の伝播が 1 方向に加速されやすい管やダクト形状の条件に集中しており、格納容器内では、水素濃度や水蒸気含有の雰囲気や各区画形状などから、火炎加速及びそれに基づく強い圧力

波の発生・継続は生じにくいと考えられる。このことを、燃焼解析で直接評価するためにはCFDによる解析が必要となる。このためには、格納容器内で特に火炎の伝播が比較的一定方向に集中しやすい狭い間隙部などの部位に対して、過度の保守性を排除しかつ適切な保守性を有する条件、具体的には適度な水蒸気を含みながら保守的な水素濃度の予混合均一条件で燃焼解析を複数実施することが有効と考えられる。

以上のような具体的なCFD解析の活用事例を念頭に、重要となるモデルや解析技術を中心に、解析システムの構築を進めている。

4. CFD解析システムの開発手順と現状

前項で重要と考えられるモデルや解析技術は、要素試験、大型体系及び複雑体系の順番で関連する実験の照合解析を通じて、妥当性の確認と予測性の向上に努めてきている。近年は、大型体系としてRUT燃焼試験や複雑体系としてNUPECの燃焼試験や拡散混合試験の照合解析を進め、実機CFD解析システムへのモデル等の導入の最終段階に近づいている。

ここで、燃焼試験の照合においては、火炎の伝播速度に着目して、加速が生じない遅い爆燃、燃焼ガスの音速レベルまで加速が生じる早い爆燃及び超音速に至る爆轟への遷移の３段階に応じて、段階的に燃焼モデルの整備を進めてきている。拡散・混合試験の照合においては、意図的に非凝縮性ガスの局所滞留である成層化が生じるケースと循環流が形成され非凝縮ガスの濃度が均一に向かうケースの両方に対して実施し、乱流モデル､凝縮モデルやスプレイによる効果のモデル化等を進めてきている。

以上を踏まえ、試解析として実機格納容器を対象とした拡散混合解析及び予混合均一濃度条件での水素の燃焼解析も実施している。これらについては、シリーズ後掲で報告する。

5. おわりに

本CFD解析システムの構築は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.

2019年春の年会

総合講演・報告 2「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(3) 水素挙動統合解析システム整備　進捗状況　－水素燃焼挙動の照合解析－

Present status of hydrogen behavior simulation code system development
- CFD analysis relating to combustion behavior -

*松本　昌昭[1]
[1]三菱総合研究所

1. はじめに

水素安全対策高度化事業において、JAEA、MHI、MRI は、水素の発生から拡散・爆発燃焼に至る挙動を解析評価するための数値流体力学（CFD）による水素挙動統合解析システムの整備を進めている。本システム整備の一環として、爆発燃焼解析コードの整備とそれによる水素燃焼挙動の照合解析を通した爆発燃焼モデルの成立範囲の検証を進めてきた。本稿では、CFD 解析コードによる水素燃焼挙動の照合解析の状況、及び解析結果による CFD コードの適用性の評価について報告する。

2. 水素燃焼挙動の検証解析

水素燃焼挙動解析を行うために、オープンソースコードである OpenFOAM、特にその中の DDT（Deflagration to Detonation Transition）を再現するためのソルバーである ddtFoam を使用した。実験データに基づく検証解析を通して、OpenFOAM に実装したモデルの成立範囲の確認を行った。検証に用いる試験ケースの選定には、爆燃や火炎加速に加え、DDT が発生して爆轟に至るケースを対象とするとともに、小規模な試験から大規模な試験までを網羅するように選定した。具体的には、爆燃を対象として THAI 試験（中規模試験）・NTS 試験（大規模試験）・NUPEC 試験（大規模試験）、火炎加速を対象として ENACCEF 試験、爆轟及び DDT を対象として RUT 試験を選定した。

爆轟及び DDT の検証解析結果の一例として、RUT 試験の試験装置の概要と解析結果を示す。図 1 は RUT 試験装置の構成であり、図 2 は初期水素濃度が 14%条件での火炎速度と火炎面位置の関係を示したものであり、解析結果と文献値[1]について、それぞれ解適合格子（Adaptive Mesh Refinement: AMR）法を使用した場合と使用していない場合を比較したものである、。試験では図 1 の canyon 部において爆轟を起こしたが、初期解析結果（図 2 の青線）では爆轟が再現できなかった。そこで ddtFoam に解適合格子法を実装して、文献値（図 2 のピンク線）と同様に canyon 部における爆轟を再現することができた（図 2 の黒線）。

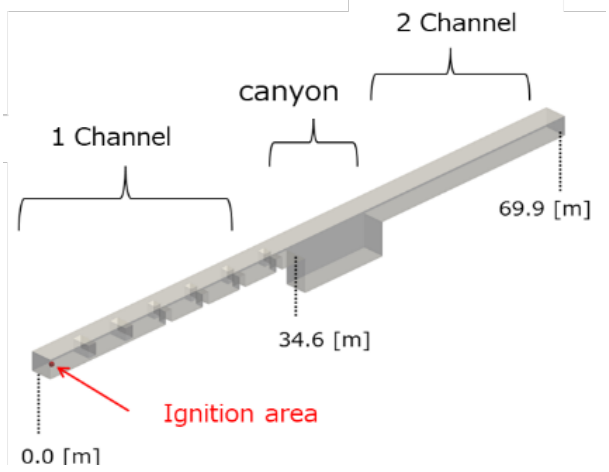


図 1　RUT 試験構成

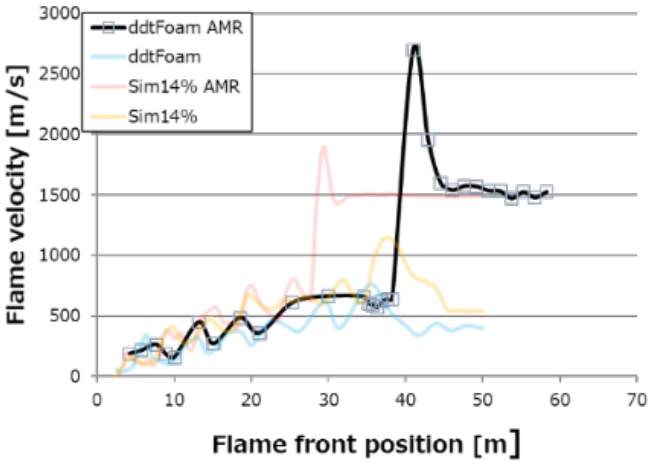


図 2　RUT 試験解析結果

また図 3 は点火から 0.266~0.269 秒後における圧力コンターと反応進行度が 0.5 の等値面（図 3 の緑面）の解析結果について、canyon 部周辺の様子を示した図である。図 3 より点火後 0.268 秒後において（図 3 の左下図)、圧力が上昇しており、確かに canyon 部において爆轟が再現されていることが確認できる。

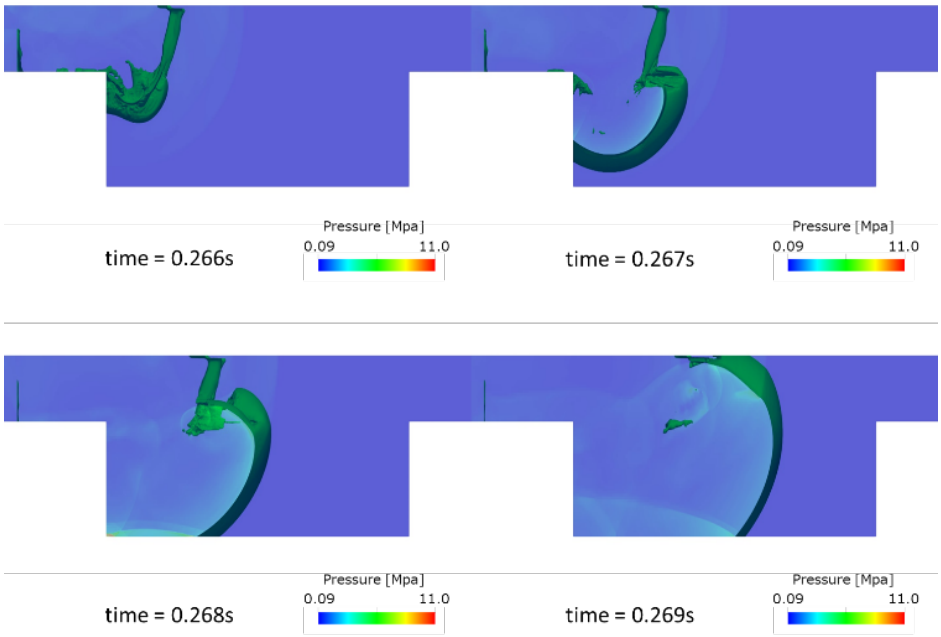


図 3　試験容器内における圧力コンターと反応進行度等値面（反応進行度が 0.5）の解析結果

3. おわりに

5 つの燃焼試験（THAI, NTS, NUPEC, ENACCEF, RUT）についての検証解析を通じて、様々な火炎速度及び小規模から大規模までの様々なスケールでの OpenFOAM コードの適用性の評価を行うことができた。また検証解析を通じて、解析精度向上のためのコードの改善を行ってきた。今後は実機 CV スケールへの適用を目指して、より大型かつ複雑形状における検証解析を実施していく。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化)」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] Josef Hasslberger, Lorenz R. Boeck, Thomas Sattelmayer. "Numerical simulation of deflagration-to-detonation transition in largeconfined volumes" Journal of Loss Prevention in the Process Industries volume 36 (July 2015) Pages 371-379

*Masaaki Matsumoto[1]

[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

2019年春の年会

総合講演・報告 2「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(4) 水素挙動統合解析システム整備　進捗状況 －水素拡散混合挙動の照合解析、統合システムの構築－
Present status of hydrogen behavior simulation code system development
- CFD analysis relating to dispersion behavior and Establishment as Integral code system-

*寺田 敦彦[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（原子力機構）では、福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動統合解析システム整備を平成 24 年度 2 期（フェーズ 1 [1] : 平成 24 年度～平成 27 年度、フェーズ 2：平成 28 年度～）にわたって進めている。本システムでは、既存の汎用コードを活用し、そこに新規にモジュールやプリ／ポストプロセッサを組み込むことで、一般の実用に堪える解析システムを整備するとともに、より高い汎用性と低コストでの導入が可能なオープンソースコードを活用したシステムの開発を並行して進め、原子力施設の水素防災計画に利用できる形での基盤技術の提供を目指している。

2. システムの構成

プラント設計におけるシミュレーションを用いた安全性評価においては、理論的および実験的な研究が活発に行われ、現象の解明とともにコンピュータ技術の目覚ましい進歩もあり、数値流体解析（CFD）手法を用いた数値解析による爆発現象を再現するモデルやこれを導入したシミュレーションコードが開発され、より実用的な現象解析および災害影響評価が可能になってきている。特に、原子力施設のシビアアクシデント時における格納容器内の水素挙動評価では、研究機関、事業者、製造メーカ等において各種システムコード（MELCOR、MAAP、GOTHIC 等）が活用されるとともに、OECD/NEA プロジェクト等の国際的な枠組みにおいては、CFD コードを含む検証や現象のより詳細な解明が進められているところである。

これらの状況を踏まえ、特に CFD 技術の活用に注目して、シビアアクシデントコードの仕様や課題等を調査し、広く産業界で活用されている汎用コードをベースにシビアアクシデント特有の現象（例えば、水蒸気凝縮雰囲気中での水素の混合・拡散等）について適合性の高いモデルを組み込むことで、実用レベルのシステム構築を早期に進めるとともに、実験データや機構論的な背景に基づいた、詳細な相変化や燃焼等の複雑な現象についてのモデル技術の高度化、事故進展挙動への展開、大規模計算への適用性、原子力分野以外の利用ユーザ層の獲得等を考慮して、オープンソースコードによる基盤技術の開発を進めてきた。以上の方針から、事故進展シナリオに基づいて発生した水素が漏洩拡散し、燃焼爆発が生じた場合の建屋・機器に対する影響評価を予測する水素挙動解析システムの基本構成を図 1 に纏めた。開発は、フェーズ 1 にて、シビアアクシデント時の水素挙動に係る汎用物理モデル導入により基本構成を整理し、現在のフェーズ 2 では、PWR 原子力発電施設を対象に、実用的な観点から考慮すべき現象（火炎伝播加速現象の評価技術、格納容器規模の現象への適用性）のモデル拡充を段階的に進めている。

---

*Atsuhiko Terada[1]
[1]JAEA.

数値シミュレーションは、事故漏洩シナリオ（漏洩箇所、漏洩流体の組成、漏洩量等）に基づき、大きく分けて３つの解析フェーズ（水素ガスの漏洩・拡散を扱う移流拡散解析、着火から爆燃および爆風圧の伝播を扱う爆燃及び爆風伝播解析、爆風圧による構造物への影響評価解析）で構成され、統合的に建屋やプラント設備全般にわたって各種影響の検討を実施できる。特に、コード間のデータの受け渡しについては、インターフェースを用いて連結させることで、対象事象を一貫して解析できるように整備している。システムを構成する主要なコードは、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT[2]、STAR-CCM+[3]、FrontFlowRed[4]、OpenFOAM[5]、FDS[6]、爆燃解析コード AutoReaGas[7]、FLACS[8]、FrontFlowFOCUS[9]及び衝撃解析コード AUTODYN[10]、DYNA3D[11]、ImpetusAfea[12]等である。現在の第２期では、特に、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT、OpenFOAM、衝撃解析コード AUTODYN を用いて、開発を進めている。これらのコードは、使用実績や検証事例、豊富な機能と高度な拡張性を有しており、欧州等の研究機関との連携も可能であるとともに、事業者や製造者、研究者含め利用者が多いことから選定した。コード間のインターフェースは、一時的なファイルの受け渡しをベースとしており、上記コード以外の利用ユーザにも、柔軟に対応可能な汎用的な仕様である。

3. 現在の取り組み

システムを構成する各コードには、蒸気凝縮や水素燃焼等の各種モデルと熱化学物性データを実装し、既存の実験データとの照合解析を行って、メッシュ密度や境界条件等のユーザ独自の設定効果の影響とともに、モデルの適合性を事例とともにマニュアル等に整理する計画である。現在の工学的な主要な取組みは、火炎伝播加速現象に係る評価技術と格納容器規模へのアプリケーション機能の適用性確認であるが、背景となるフェーズから整備を進めてきた基盤技術の拡充として、水蒸気凝縮雰囲気中での密度差浮力による混合拡散への影響、不活性ガス（水蒸気、二酸化炭素）雰囲気中での燃焼速度データの整理、構造連成機能の整備を実施している。本報告では、と基盤技術の拡充に係る概要を以下に示す。

(1) 水蒸気凝縮雰囲気中での含む密度差浮力による水素混合拡散への影響

事故漏洩シナリオに基づき、水素ガスが所定の場所から漏洩するとした移流拡散解析を実施する場合、水素ガスの漏洩状況（位置、容積、方向等）や大量の水蒸気が蒸発・凝縮する周囲環境等によって、発生が懸念される成層化の生成消失過程等のプロセスを正確に予測する必要がある。その際、密閉空間中の冷却壁面や空間雰囲気中での水蒸気の凝縮や密度差に起因する浮力乱流のモデル化が重要となる。そこで、既存の研究事例をもとに壁面や空間中での凝縮量やスプレイ等の外的作用の影響により生じる凝縮量等を算出する伝熱物質移動モデル[13]を、従来活用されている RANS モデルと組み合わせて用いている。その一例として、格納容器規模の大規模解析への CFD モデル適用検討の前段として行っている NUPEC 混合拡散試験[14]の照合解析事例を紹介する。さらに、代数応力モデル[15]を用いて、レイノルズ応力の非等方性や、乱流物質流束とレイノルズ応力との関係性等の観点から、定式化に向けた整理の取組みも進めている。

(2) 不活性ガス（水蒸気）雰囲気中での燃焼速度データの整理

シビアアクシデント時の格納容器内は、大量の水蒸気が蒸発・凝縮される雰囲気であることから、漏洩した水素の燃焼挙動を正確に予測する際には、比較的薄い濃度側から広範囲の濃度分布と水蒸気の影響を考慮する必要がある。そこで、燃焼特性の基礎データとなる層流燃焼速度を整理するとともに、火炎伝播初期の球状火炎に生じる不安定性の効果を実験的に明らかにして定式化して、燃焼モデルとして整理している。比較のために不活性ガス種として、二酸化炭素についても同様な整理を行っている[16]。

(3) 構造連成

水素拡散解析から得られた水素ガス濃度分布から推定される爆轟時に生じるエネルギーや爆風伝播解析で得られた爆風圧を荷重条件として、構造物への作用評価を行うインターフェースを整備している。汎用商用コードを取り扱う場合、コードの公開制限から衝撃解析の圧力応答にみられる一方向連成解析が主に限定されるが、FrontFlowFOCUS-DYNA3D や FLACS-ImpetusAfea といったコード間で双方向弱連成機能が実現できることを確認した[17]。現在、FLUENT-OpenFOAM-AUTODYN コード間のデータ受け渡しによる

連成解析機能の整備を進めている。

4. おわりに

本報では、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る水素挙動をシミュレーション評価するシステムの概要を紹介した。また、コード開発の一環として取り組んでいる、水蒸気凝縮を含む密度差浮力による水素混合拡散への影響、不活性ガスによる燃焼速度への影響、及び構造連成機能等の要素技術開発の一例を示した。今後、実用的なシステム構築の観点から、実験結果による検証を行いつつ、シビアアクシデント時の複雑な水素挙動の解析に向けた基盤技術の拡充を進めていく計画である。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
[2] ANSYS 社、ANSYS FLUENT Ver19.2、hyttp://www.ansys.com/
[3] Siemens 社、STAR-CCM+、https://mdx.plm.automation.siemens.com/star-ccm-plus
[4] NufD 社、NufD/FrontFlowRed、http://www.nufd.jp/　またはアドバンスソフト社、Advance/FrontFlowRed、http://www.ad-tech.co.jp/
[5] ESI 他、OpenFOAM、http://www.openfoam.com/
[6] NIST、FDS、http://www.nist.gov/el/fire_research/fds_smokeview.cfm
[7] 例えば、A.C.van den berg,et.al.,"AutoReaGas-A CFD-TOOL FOR GAS EXPLOSION HAZARD ANALYSIS", https://hal-ineris.ccsd.cnrs.fr/ineris-00971910
[8] GexCon 社、FLACS Ver9、http://www.gexcon.co.uk/
[9] アドバンスソフト社、Advance/FrontFlowFocus、http://www.ad-tech.co.jp/
[10] ANSYS 社、ANSYS AUTODYN Ver19.2、http://www.ansys.com/
[11] Kennedy,T. DYNA3D,W-7405-ENG-48,https://www.osti.gov/biblio/5359111-dyna3d
[12] IMPETUS-Afea 社、IMPETUS Afea Solver、https://www.impetus-afea.com/
[13] 寺田敦彦他、"水素挙動解析システムの構築に向けた取組み"、日本原子力学会 2015 年秋の大会.
[14] 原子力発電機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」、平成 15 年 3 月
[15] H. Sugiyama, "Numerical Analysis of Turbulent Flows by Means of Algebraic Reynolds Stress and Turbulent Heat Flux Models", Proc. 6th ICCHMT.
[16] Influence of CO2 Addition on the Cellular Structure of H2-O2 Premixed Flame,　The 9th JSME-KSME Thermal and Fluids Engineering Conference，2017
[17] 寺田敦彦他、"水素挙動解析システムの構築に向けた取組み"、2015 日本流体力学会年会

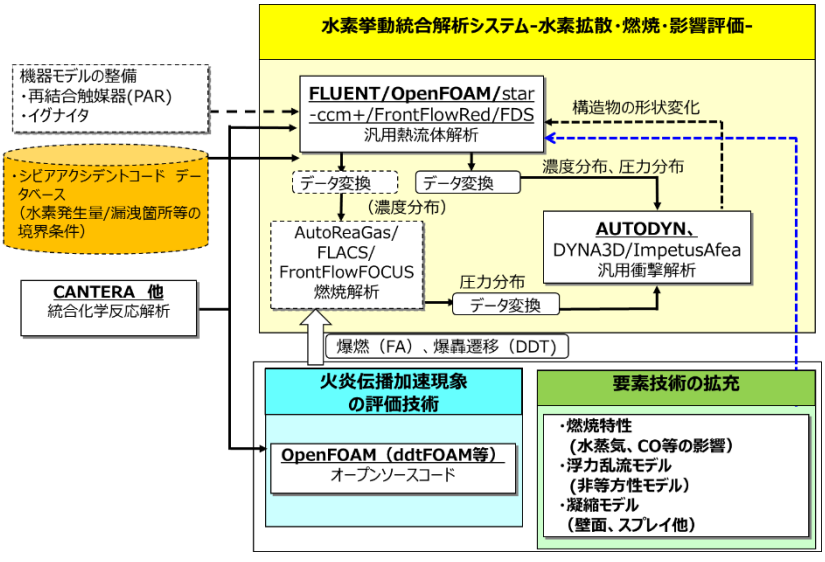


図 1　水素挙動統合解析システムの基本構成

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3L_PL] New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L_PL01] Challenges to Implement New Nuclear Oversight Program

*Shuichi Kaneko[1] (1. NRA)

[3L_PL02] To Ensure that the Japanese Reactor Oversight Process Will Increase Nuclear Safety

*Hiroko Kondo[1] (1. LLC Matrix K, Univ. of Tokyo)

[3L_PL03] Efforts to introduce new inspection program and increase the safety of nuclear power plants

*Norio Atsumi[1], *Tomoyuki Yokoo[1] (1. FEPC)

[3L_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

原子力安全部会セッション

新検査制度と原子力発電所の安全性
New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

新たな検査制度の実運用への取り組み

Challenges to Implement New Nuclear Oversight Program

*金子　修一[1]
[1]原子力規制庁

1. はじめに

２０１７年４月に成立した改正原子炉等規制法に基づき、原子力施設に係る新たな検査制度が平成３２年４月に施行される予定となっている。原子力規制庁では、これまで、関係事業者等との議論を重ねつつ、その運用に向けた準備を進めているが、昨年１０月からは、各原子力施設において新たな制度の試運用を実施するなど、本格施行に向けた現場での取り組みも具体化してきている。この４月からは試運用は第二段階に入り、より総合的な運用準備に取りかかる計画であり、ここまでの取り組みにより明らかになっている課題や今後の取り組み方針などについて概観する。

2. 新たな検査制度の実運用に向けたこれまでの取り組み

2-1. 検査実務

新たな検査制度は、米国 NRC(Nuclear Regulation Commission)が運用する ROP(Reactor Oversight Process)をひな形としているが、その基本には、①安全確保の実績の重視（パフォーマンス・ベース：Performance-based）と②リスク情報の活用（リスク・インフォームド：Risk-informed）の二つの考え方がある。ともすると形式的な規定への適合性の確認になりがちであった従来の検査手法を変え、検査で確認する事項の視点をパフォーマンス・ベースに、検査の重点や対象の選定の基準をリスク・インフォームドにと、いわゆるものの見方・考え方を変更することは容易なものではない。検査の実施には検査ガイドを整備し、これに即して検査活動を行うこととなるが、この検査ガイドの整備を順次進めてきており、また、これを用いた検査実務の実践は昨年１０月からの試運用において「練習」を開始したところである。検査前の情報収集、フリーアクセスの実践、現場での行動ルール、事業者とのコミュニケーションの仕方など、様々な面での変化や戸惑いなどが見られており、今後の試運用の実施や検査ガイドの記載の見直しなどに反映すべく、対応方針の整理・検討を行っている。

2-2. 安全重要度の評価

検査実施により見いだされた気付き事項や指摘事項に対しては、その安全上の重要性の程度を評価するプロセスが用意されている。これまでの試運用においては、検査官の気付き事項が、より重要度の高い指摘事項として取り上げるべきものかどうかなどを仕分けする「スクリーニング」を対象として重要度の評価の一部を運用してきた。スクリーニングの質を揃え、安定的かつ妥当なレベルでこれを運用できるようにするためには、スクリーニングの考え方や事例などを示したスクリーニング・ガイドの整備とともに、これを活用したスクリーニング経験と実績の蓄積・共有が必要であり、これらの充実に取り組んでいるところである。

また、第二段階の試運用からはスクリーニング以降のさらに本格的な安全重要度の評価を行うこととなるため、この手順や考え方などを整理したガイド類の文書も整備してきており、試運用に向けて実用できるものにすることが必要である。

2-3. 人材育成

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の過酷事故の発生とこれへの対応の反省の大きな事項として、規制機関の職員の専門的能力の不足が指摘されている。新たな検査制度を運用するに当たっても、原子力施設そのものに係る知見はもちろんのこと、事業者の安全確保活動、安全規制により要求されている事項などについて、幅広く、かつ、高い専門性が求められる。原子力規制庁においては、新たに検査官等の資格認定制

度を設けるとともに、業務に必要な知識・能力の体系化とこれを習得するための研修・実習プログラムの提供の準備を進めてきた。昨年春からは、若手職員が実務能力の習得に専念できるような職務環境の運用を試行開始するとともに、今年からは順次、検査官に対する資格認定を開始することとしている。

3. 今後の取り組みと課題

４月からの第二段階の試運用では、これまでの単発的な検査ガイドの試運用にとどまらず、すべての検査ガイドを対象として、四半期ごとに計画的・体系的に試運用を行う、また、チーム検査を先行的に実施することとして選定した原子力発電所において実施するなど、検査実務の幅と深さを広げていくこととしている。また、検査官の気付き事項の重要度評価は、より安全重要度の高いものに対する原子力規制庁本庁における評価プロセスを実施し、さらにその結果をその後の検査活動にフィードバックする試運用を行うなど、検査制度のプロセス全体にわたって、試運用を展開する計画としている。

現場での検査実務の計画作成、これを実践するための情報収集と整理、検査の指摘事項に係る報告の作成など、各現場レベルでこれまでの経験を踏まえつつ、さらに幅を広げて実施する事項も多く挙げられ、また、試運用の経験を検査ガイド等の文書に反映させて、制度の運用の姿をより確実・明確なものとしていく努力なども必要であり、経験からの反映事項と新たな取り組みを開始していくことが同時に展開されていくこととなる。

本年１０月からは、さらに段階を進め、本格的な運用と同等の活動を行う試運用に移行していく計画としているが、原子力発電所以外の核燃料施設における運用実務の確立や核物質防護に係る制度運用の整備など、検討・調整すべき課題は多く残されている。継続的な人材育成と試運用による習熟とが相まって、２０２０年４月には法律の本格施行の水準に達するよう注力していくことが必要である。

4. おわりに

原子力規制庁は、事業者とともに、新たな検査制度が実効的な仕組みとして施行されるよう取り組みを進めていくが、その経験から得られる反映事項も多く見られた。したがって、こうした規制機関・事業者双方の取り組みについて、第三者的な目から観察し、考察を加え、よりよい制度運用につながる指摘・提案などを行うことも、原子力安全部会の役割の一部として担って頂けるようであれば、そのような活動にも期待したい。

---

*Shuichi Kaneko[1]

[1]Nuclear Regulation Authority, Japan

2019年春の年会

原子力安全部会セッション

新検査制度と原子力発電所の安全性

New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

検査制度改革の成功に必要なこと

To Ensure that the Japanese Reactor Oversight Process Will Increase Nuclear Safety

*近藤　寛子 [1,2]

[1]東京大学, [2]マトリクス K,

1. はじめに

本稿は、新しい検査制度（日本版 ROP; Reactor Oversight Process）の設計および運用の成功要因を明らかにすることを目的に、ROP 開発国である米国での制度改革、日本で進められる制度改革の概観を考察するものである。制度の成功とは、(1)制度設計者・責任者が定義した目的の実現、という定義と、(2)制度の社会的な意義、すなわち社会の構成員が制度に対し期待することの実現へと近づくこと、というより広義のとらえ方に分類することができる。本稿では前者の「制度設計者・責任者が定義した目的の実現」という観点から、日本版 ROP が「より高い安全水準の実現」「事業者による自主的、継続的な安全性の向上の実現」の制度[1)]になるための条件について論じる。

2.米国 ROP 開発は産民参画のもと開始した

米国 ROP は、NRC（米国原子力規制委員会）によって、2000 年 4 月から運用開始された制度であるが、開発開始時期は 1998 年初秋と、わずか 2 年足らずで開発された制度である。ROP の本質をみる手掛かりとなる文書の一つに、Inspection Manual Chapter 0308 という検査制度の開発、運用の経緯をまとめた文書がある。それをひも解くと、ROP の開発に大きな影響を及ぼした出来事がみえてくる。

1998 年秋、ROP の開発開始にあたり、方針検討の会議(workshop)が、4 日間にわたり開催された。NRC 職員（本部、各地域等）、事業者、第三者等が参集し、公衆の健康と安全を確保するための方法としてリスク情報を活用し、安全パフォーマンスをみる制度（ROP）を開発しようと検討が行われたのである。NRC 職員は現行の検査制度における問題点を明らかにした上で、どのようなパフォーマンス評価を目指すかを明言し、NRC の改革チーム(IRAP)による活動を紹介した。パフォーマンス評価制度を刷新しようと、多岐にわたる課題が分科会形式で検討された。NRC の制度改革計画では、同会議の結果を受け、ROP 開発を本格化するスケジュールが敷かれており、NRC は、同会議にて、課題への対応方針を固めなくてはならない状況にあった。それゆえ、開催にあたって、NRC は NEI(原子力エネルギー協会)、第三者等の関与のもと、入念な準備を進めた（同分科会のファシリテーターを務めた NRC 職員に対する筆者の聞き取り調査より）。

3. 官産民が検討した４つの主要課題

前述を背景とする同会議の主要アジェンダは「ポリシー全般の課題」「リスクインサイトの活用」「PI (Performance Indicator)の活用と検査結果とのインテグレーション」「監視における強制措置の役割」であった[2)]。「ポリシー全般の課題」に関しては、「閾値の考え方」「検査の適時性」「NRC の独立性」「アセスメントにおける検査の気づきの扱い」が検討された。例えば、「閾値の考え方」については、NRC の介入が減らされた状況で、事業者が安全に運営できる閾値を、zero defect tolerance からどのレベルに設定するか、といった議論が行われた。NRC はパフォーマンスの弱点に極めて低い閾値を設定しており、そのことが実際にどのような状況を引き起こしているかが紹介された。安全重要度の極めて低い(little or no safety significance)品質やヒューマンパフォーマンス上のエラーについても、事業者の手順書が NRC によりレビューが行われることで、事業者の取組（program）に対し大がかりな結論が加えられる、という現状までもが背景情報として議

論のテーブルに載せられたのである。

「閾値の考え方」点が主要課題として設定された背景には、同会議に先立つ NRC 主催の公聴会におけるある提案がある。ROP の原型となる NEI による提案「新しい規制の監視プロセス」において、規制の閾値、安全の閾値について考えるべきことが提示されていた。同提案は、NRC を監督する上院議会の公聴会資料として提出されており、つまり「閾値の考え方」を議論することは ROP の開発の重要な柱であるだけでなく、ROP 開発を形式的なものに終わらせない NRC の姿勢を示すものであったと思われる [3]。

会議での議論は「閾値の考え方」にとどまらず、ROP の根幹をなす事柄について検討が進められた。例えば、「リスクインサイトの活用」に関しては、目指すべき活用の度合いやインサイトの取り入れ方（プロセス・基準）等について。「PI の活用と検査結果とのインテグレーション」に関しては、いかに客観性ある手続きを経て、透明性があり理解の得られるインテグレーションを行うかについて。「監視における強制措置の役割」に関しては、事業者の是正措置(corrective action)を促す NRC の実効的なアクションについてなどが議論された。

4. 制度哲学の共通言語化により制度を発展させる

会議での検討を通じ、ROP の開発方針が固められ、ROP の開発、試運用、本運用が急ピッチで進められていくが、その過程においても、先の 4 つの主要課題が検討し続けられている。例えば、ROP の設計仕様が書かれた NRC 発行の SECY99－007 では、リスク情報を活用した閾値の体系を確立することが言及されている。検討を重ね、改善しようと取り組むことは、制度の当事者・関係者の間における ROP の共通言語化を促すことになった。ROP によって実現しようとしていること、その手段として取り入れたこと、手段を掛け合わせる際の留意点、検査活動や評価プロセスへの展開時の留意点など、ROP の根幹をなす事柄に対する理解が進められたのである。

米国原子力安全行政の監視者であり米国 ROP 研究の第一人者である「憂慮する科学者同盟（Union of Concerned Scientists）」の元原子力安全プロジェクトディレクターである D. Lochbaum 氏は、「効果的な監督プログラムとは、可能な限り早期にパフォーマンスの減退を検出し、望ましいパフォーマンス範囲での時間を最大化できるよう、迅速な是正を誘導するものである」と述べる（同氏に対する筆者の聞き取り調査より）。同氏によれば、運用開始後の ROP について改良点を考えるにあたり、以下の９つの点に着目し、NRC,産業界、第三者が解を検討することが有用だという [4]。

1. ROP の基本検査でカバーすべきイシュー、プログラム、機器は何であり、されていないものは何か。そしてカバーすべきでないのに、カバーされているのは何か。
2. 基本検査がより効率的で実効的になるためにどうすべきか。
3. 基本検査でどのようなリダンダンシーが存在するか。例えば、現在の基本検査の手順は、重複検査を回避する手順となっているか。
4. NRC が最も重要なパフォーマンスイシューにフォーカスできるようになる方法は何か。事業者のオペレーションやパフォーマンスの領域で、新たに NRC がフォーカスすべきものは何か。逆に NRC のフォーカスを減らすべき領域は何か。
5. 原子力安全へ明確にリンクした気づきを出すような基本検査にするために、何を見直すべきか。
6. どうすれば基本検査に OE をよりうまくインテグレートできるか。
7. 系統、構造物、機器の高経年劣化や不具合を十分評価できるよう、基本検査を見直すとしたら、それは何か。
8. 現在の環境（外的事象の不確実性、延長運転、アップレートの効果、新たな企業形態・財務状況など）を背景に現在の基本検査を見直すとしたら、それは何か。

9. チームでの検査頻度を見直すべきとしたらそれは何か。

上記は、検討の一例であるが、NRC の検査に関わる職員,事業者という制度の当事者のみならず、研究者を含めた幅広い関係者が、それぞれの立場から ROP の改良点を考え、共有(common ground)し、検討しては、制度に反映させる取り組み続けるプロセスこそが、ROP の特徴的な強みだと考えられよう。

5. 制度の変化と進化

2018 年初頭、NRC は Transformation Initiative チームを発足し、昨今の新たな原子力技術へ対応しようと規制の枠組みを見直す取組を開始したのである。ROP についても、リスク情報を活用した規制(achieving modern risk informed regulation)の実現等を目指した検討(enhancement)が行われている [5]。NRC の検討に対し、NEI は、リスク情報を活用したより実効的で効率的な検査に関する 27 の提案を行った。また第三者である D.Lochbaum 氏は、Transformation の成功のために、ROP の実績、Transformation 上の課題を踏まえ、認識と現実とのギャップをマネジメントするための助言を提示している。米国において、開始から 19 年が経とうとする今なお、ROP をよりよい制度にしようと、当事者・関係者は検討し続けている。

6. まとめ　ー関係者の協働を通じ、日本版 ROP を「開かれた制度」にー

新制度の開始、旧制度から新制度への移行が進められるとき、当事者はもとより関係者の間で不安と戸惑いが生じる。新しい制度をうまく開始できるか、自ら対応できるかどうかに対する不安、新しい制度が目的を実現するかどうかなど、数々の不安が当事者・関係者の間で起こる。米国の ROP 開発がそうであったように、日本版 ROP も、人が設計・運用するものである以上、その過程で様々な試行錯誤を重ねながら、課題を克服していくことになろう。

本稿では、日本版 ROP の開始において、こうした不安を乗り越え、目指す姿の実現に近づく方法として、検討すべき 4 つの点と、関係者が共通言語化に取り組むことに言及した。共通言語化については、日本版 ROP の検討において、進められていることがある。2016 年より開始した原子力規制庁の「検査制度の見直しに関する検討チーム」会合は動画中継といった公開型で行われており、傍聴が可能であり、日本版 ROP の検討状況を知ることが可能である。同庁の取組は形式的な情報公開にとどまらず、試運用開始にあたり、原子力規制庁は各サイトで所員に向けた説明会を実施している。同庁職員は、原子力安全に係る国内外の会合にて、日本版 ROP の説明や対話活動を実践している。日本においても、徐々にではあるが、日本版 ROP の共通言語化が進みつつある。実は、この取り組みは冒頭で述べた（2）「制度の社会的な意義、すなわち社会の構成員が制度に対し期待することの実現へと近づくこと」にとって重要な要素ではないか。当事者・関係者内外での対話、議論を活発化させていくことが、複雑に絡み合う諸問題への解決の一歩となる。日本版 ROP を真に開かれた制度にしていこうと自ら実践することこそ、原子力安全に係る者一人ひとりが取り組む役割でないだろうか。

参考文献

1) 原子力規制庁,「検査制度の見直しの方向性について（案)」2016 年
2) NRC, 「パフォーマンスアセスメントプロセスの改善に関する会合用資料」1998 年
3) 米国上院議会第 105 ヒアリング議事録　添付資料　1998 年
4) D. Lochbaum, 「NRC 基本検査プログラム」 2013 年
5) NRC, SECY 18-0060 「リスク情報を活用した規制の実現」, 2018,年

*Hiroko Kondo[1, 2]
[1]The Univ. of Tokyo, [2] Matrix K

2019年春の年会

原子力安全部会セッション

新検査制度と原子力発電所の安全性

New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

新検査制度導入と原子力発電所の安全性を高めるための事業者の取り組み

Efforts to introduce new inspection program and increase the safety of nuclear power plants

*渥美法雄[1]，横尾智之[1]

[1]電気事業連合会

原子力発電所の安全性を高めることを目的に、規制者・被規制者双方が限られた資源を有効に活用していくためには、リスクを十分に認識し、リスクをどのように取り扱うかが重要な課題である。

今般の検査制度改正の契機となった「事業者の一義的責任の徹底、効率的でパフォーマンスベースでリスク・インフォームドの規制とすべき」との IAEA 総合規制評価サービス（IRRS）指摘のメッセージは、制度改正の雛形とされた米国の検査制度「リアクター・オーバサイト・プロセス(ROP)」の中心概念であり、新検査制度もこの概念に基づき制度設計が進められている。

一方、事業者が発電所の安全性を向上していくためには、リスク情報を活用し、プラントの設備や運用において強化すべき点を特定し、有効な対策を取っていく取り組みが必要となる。そのための枠組みとして、事業者はリスク情報を活用した意思決定（以下「RIDM」という）プロセスを発電所のマネジメントに導入することとした。2018 年 2 月に事業者は RIDM を実現するための取り組み方針・アクションプラン等を RIDM 戦略プランとして取り纏め、現在、「改善措置プログラム（CAP:Corrective Action Program）」、「コンフィギュレーション管理（CM:Configuration Management）」、自主的に定めた性能指標（PI: Performance Indicator）の活用を含めた「パフォーマンス監視・評価」、PRA モデルの整備・活用を含めた「リスク評価」といった RIDM の構成要素の基盤固めに取り組んでいるところである。

2020 年 4 月の原子力規制検査の本格導入を踏まえ、事業者としてはこれらの活動の充実を加速させると共に、事業者活動の継続的な安全性向上に取り組んでいく。

今後、規制（新たな検査制度）と自主規制（事業者の取り組み）が上手くかみ合い、スパイラルアップしながら原子力発電所の安全性が維持・向上していくことを期待する。

---

* Norio Atsumi[1] and Tomoyuki Yokoo[1]

[1] The Federation of Electric Power Companies.

(Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[3L_PL04] Discussion

「効率的でパフォーマンスベースのより規範的でない、リスク情報を活用した原子力安全と放射性安全の規制を行えるよう」検査制度に改善・簡素化すべきであるというIAEA IRRS報告書の指摘を受け、新しい検査制度を2020年4月から実運用するための準備が進められている。本企画セッションでは、この新検査制度が本格運用されるにあたり、検査制度やその前提となる事業者のパフォーマンス改善活動が、継続的に安全性を向上させるプロセスと噛み合った形で進むために必要な基本的な考え方とその実践について、3件の講演と討論を行うことで明らかにする。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | The AESJ Ethics Committee

[3M_PL] Continuing Qualitity Injustice Problem and Ethics

Challenges to learn as a nuclear industry

Chair:Kyoko O h ba(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M_PL01] Consideration and Ethics on Recent Quality Illegal Problems

*Masanobu Kamiya[1] （1. JAPC）

[3M_PL02] Culture and Ideal Response of Organizations

*Toshihiro Okuyama[1] （1. ASC）

©Atomic Energy Society of Japan

2019年春の年会

倫理委員会セッション

起き続ける品質不正問題と倫理
～原子力界として学ぶべき課題～

Continuing Quality Injustice Problem and Ethics
～Challenges to learn as a nuclear industry～

（1）最近の品質不正問題に関わる考察と倫理

～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～

(1) Consideration and Ethics on Recent Quality Illegal Problems
～Issues for Next Revision of Ethics Code of AESJ～

*神谷 昌伸[1]
[1]日本原電

1. はじめに

筆者は日本原子力学会（以下「原子力学会」という）倫理委員会の委員・幹事を拝命している立場であるが、本稿のうち意見や考えに該当する部分は、筆者個人のものである。

原子力学会倫理規程は、2001 年の制定以降、これまで 6 回改定されてきている。これは、「規範は時代とともに変化するものである」との考えの下、「常に社会環境の変化も考慮した規程を維持する」ことを倫理委員会の重要な責務と認識していることに基づいている。そのため、原子力学会倫理委員会の重要な任務の一つは、「原子力学会倫理規程（前文・憲章・行動の手引）の改定案の作成」である。

表 1 に、倫理規程制定・改定の経緯と主な原子力事故等を示す。倫理規程は、その時々に発生あるいは発

表 1　日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯と主な原子力事故等

年	原子力学会倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力事故等
1995		旧動燃：もんじゅ 2 次系 Na 漏洩事故、ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999		BNFL：MOX 燃料製造データ改ざん
	倫理規定制定委員会第 1 回会合	JCO 臨界事故
2001	倫理規程制定，倫理委員会発足	
2002	倫理規程の改定（2003，2005，2007，2009 の計 4 回） 倫理委員長もしくは倫理委員会による意見表明ほか	東電：自主点検記録改ざん等
2004		関電：美浜 3 号機 2 次系配管破断事故
2007		北陸電：志賀制御棒引き抜け事故発覚
		東電：中越沖地震による柏崎刈羽の被災
2009		
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5 回目）	
2018	倫理規程改定（6 回目）	

*Masanobu Kamiya[1]
[1]JAPC

覚し、社会に大きな影響を与えた原子力事故等について、事故等が生じた背景や原因を考察し、その教訓から汲み取るべき事項を倫理規程の前文・憲章・行動の手引に反映するように努めてきている。倫理規程制定・改定の経緯は学会 HP[1]に詳しく掲載されている。

最新の倫理規程は 2018 年 1 月に改定[2]されたものだが、この改定案の検討を倫理委員会でほぼ終えていた 2017 年秋以降、自動車メーカによる不適切な完成検査や素材メーカによる品質データ不正問題等が次々と発覚している。

倫理規程の改定は、表 1 のような事故や品質不正問題のみを背景として行うものではない。しかし、2017 年秋以降に発覚している品質不正問題は、ものづくりで世界をリードしてきた我が国の基盤を揺るがし、かつ、技術者倫理にも関わる共通的な問題が背景にあると考えられる。このため、起き続けている品質不正問題の背景を考察し、次の倫理規程改定の検討において汲み取るべき事項を検討することは重要であると考え、倫理委員会において議論を継続している。

2. 品質不正問題に関わる考察と倫理規程との関係

2-1. キーワード

各社から公表されている原因や再発防止に係る報告書や報道されている内容に基づき議論を進めている。

個々の品質不正問題について詳述する余裕はないが、共通的に以下のようなキーワードが挙げられ、問題の背景を伺い知ることができる。なお、2017 年末に発生した新幹線の重大インシデントも事例として取り上げている。

＜自動車＞

社内認定の資格、長年常態化、不正公表後も不正が継続、成長のひずみ、閉鎖的な組織、他部門への忖度、現場任せの教育、教育が不十分、要員不足、規範意識の鈍麻、検査軽視の風潮、現場管理の不在、不十分な設備、不合理な検査規格、経営・管理側と現場の乖離、自浄能力の欠如、内部管理体制の不備

＜素材メーカ＞

トクサイ、長年組織ぐるみ、現場の裁量、品質に対する過剰な自信、改ざんを行いやすい環境、納期優先、過度な製造現場依存、不十分な品質保証体制、品質に対する意識の希薄、検査部門に対するプレッシャー、部門間コミュニケーションの欠如、経営・管理側と現場の乖離、リスク管理不足、内部統制・ガバナンスの欠如、契約の軽視、人的投資や設備投資の抑制、現場の繁忙感、硬直的な人事制度

＜新幹線＞

乗務員らの気付き（異音、異臭など)、聞き逃し、思い込み、乗務側（運転、保守）と指令所側との意思疎通、過度な信頼、運行停止の判断の困難さ、会社間を跨る運行システム

2-2. 品質不正問題と関係する「行動の手引」の抽出

キーワードも踏まえ、品質不正問題と主に関係すると考えられる原子力学会倫理規程の「行動の手引」を表 2 に示す。この「行動の手引」を“守って”“行動”していれば、品質不正を防止できるのだろうか。

表 2　品質不正問題と関係すると考えられる日本原子力学会倫理規程「行動の手引」

1．（行動原理）
1－3（リーダーシップの発揮）会員は，一人ひとりが自身の責任や役割を明確にし，積極的な態度及び行動を示すことにより，それぞれの階層でリーダーシップを発揮する。
1－4（技術者の行動による信頼）会員は，技術の安全性を高めるだけでなく，技術を扱う者の行動によって社会から信頼が得られるように心掛ける。
2．（公衆優先原則・持続性原則）
2－6（経済性優先への戒め）会員は，原子力施設の設計・建設・運転・保守等の管理にあたり，経済性を安全性に優先させない。
2－7（効率優先への戒め）会員は，原子力施設において，安全性の十分な確認を行うことなく設備や作業の効率化を行わない。

３．（真実性原則）
３－３（自らの判断に基づく行動）会員は，与えられた情報を無批判に受け入れることなく，誤った集団思考に陥ることのないように，常に正確な情報の取得に務め，関連する専門能力により自ら判断し，行動する。

４．（誠実性原則・正直性原則）
４－１（誠実な行動）会員は，誠実に業務を実施する。また，他の団体または個人に不利益をもたらす恐れのある場合は，事前に雇用者あるいは依頼者に説明をおこなう。
４－３（ルール遵守と形骸化の防止）会員は法令・規則（以下ルール）を誠実に遵守する。その一方で，常にルールの妥当性確認や改定に努め，各種ルールの規定と実態との乖離によって起こるルールの形骸化を防止する。
４－４（社会との調和）会員は，常に社会からの声に幅広く耳を傾け，双方向のコミュニケーションを心がけて社会との調和に努める。
４－５（社会からの付託）会員は，原子力技術を扱う集団・技術者として，一般社会から一種の付託を受けており，特別の責任・倫理観が求められていることを常に念頭に行動する。
４－６（会員の安心への戒め）会員は，安全の状態を過信し，自らがそのことで安心してはならない。公衆の信頼は，原子力技術を扱う者がその危険性を十分に認識し，緊張感を保って行動すること，他の意見・批判をよく聴くこと等，不断の努力によって得られるものと認識する。
４－７（情報の公開）会員は，原子力の安全にかかる情報について、積極的な公開に努める。特に公衆の安全上必要不可欠な情報については，所属する組織にその情報を速やかに公開するように働きかけ,公衆の安全確保を優先させる。
４－８（隠蔽の戒めと非公開情報の取り扱い）会員は，情報の隠蔽は社会との良好な関係を破壊することを認識し，適切かつ積極的に公開するように努める。ただし，核不拡散や核物質防護等，公衆の安全・利益のために公開することが不適切と判断されるものについては，公開できない理由を説明できるようにする。
４－９（説明責任）会員は，専門活動の目的・方法・成果等について，常に相手の立場に立ち，専門家ではない者にも分かりやすく，かつタイムリーに説明する責任がある。

５．（専門性原則）
５－２（専門能力）会員は，求められる専門能力や倫理的行動に必要な能力が，社会とともに変化することを自覚し，常に社会の要請に応える能力を備えるよう努める。
５－３（新知識の取得）会員は，日々進歩する学術や技術のほか，関係する法令・規則を学び，専門能力を磨く。古い知識や慣習などをもって専門家として行動することは慎む。
５－４（正確な知識、安全知識・技術の習得と伝達）会員は，原子力専門分野に関わる活動においては，法令・規則の遵守はもちろん，安全の確保に必要な専門知識・技術の向上に努める。さらに，常に正確な知識の獲得と伝達に努める。
５－５（経験からの学習と共有・継承）会員は，経験から教訓を学び取る。特に事故や故障については，失敗事例のみならず良好事例にも着目・研究し，再発防止や類似事態の発生防止に努めるとともに，情報を共有・継承する。
５－６（関係者の専門能力向上と環境整備）会員は，自己研鑽のみならず，専門能力を有すべき周囲の者，特に監督下にある者に研鑽の機会を与えることで，能力向上のための環境整備に努める。

６．（有能性原則）
６－２（自己能力の把握）会員は，遂行しようとしている業務が自らの能力不足のために安全を損なう恐れがないか，常に謙虚に自問する。
６－３（俯瞰的な視点を有する人材の育成）会員は，所属する組織において，専門的知識だけでなく，俯瞰的な視点を有する人材を育成する観点からも環境を整備し，維持に努める。

７．（組織文化の醸成）
７－１（組織の中の個人のとるべき行動の基本原則）会員は，所属する組織において，倫理及び安全に関わる問題を自由に話し合い，行動できる組織文化の醸成に努める。不十分なときは組織・体制も含め組織文化（風土，雰囲気）を変革するよう努める。
７－２（組織内における課題解決）会員は，それぞれの責任と権限に応じてその役割の重さを自覚し，安全性向上に最大限の努力を払う。安全性の損なわれた状態を自らの権限で改善できない場合には，権限を有する者を含む利害関係者へ働きかけ，改善されるよう努める。
７－３（組織内における環境整備の重要性と継続的改善）組織運営に責任を有する会員は，本倫理規程の意義と重要性を認識し，組織に所属する個人（会員および非会員）が本倫理規程に基づいて行動することができるように伝え，その環境を整える。また，組織内の活動状況を絶えず注視するとともに，本倫理規程に基づく活動を阻害する要因を積極的に排除するなど，環境の継続的な改善・向上に努める。
７－４（組織内における申し出に対する適切な運用）組織の運営に責任を有する会員は，会員からの原子力安全等に関わる申し出に対し，組織として適切に対応するために，申し出をした者が不利益を被ることのないような配慮，申し出内容に対する迅速な調査，情報公開等の適切な手順を定めて，運用する。
７－５（労働環境等の確保）組織の運営に責任を有する会員は，安全確保のために活動の基盤となる労働環境等を含めた環境整備に努める。

2-3. 事例と「行動の手引」の考察

品質不正問題の具体的事例に照らして、現在の倫理規程「行動の手引」に見直す点はないか、考察を進めている。考察例を表 3 に示す。

表 3　品質不正問題と関係する「行動の手引」に対する考察例

D 社における問題の背景・原因	関係する「行動の手引」（例）	「行動の手引」に対する考察（案）
(1) 工程能力を超える仕様で受注・量産化していたこと (2) 顧客仕様を満たす製品を製造する工程能力が低下していたこと…負のスパイラル (3) 品質保証体制に不備があったこと (4) 検査人員･検査設備の不足 (5) 納期プレッシャーや他部門から検査部門に対するプレッシャー (6) 品質に対する意識の希薄化	１－３（リーダーシップの発揮） 会員は，一人ひとりが自身の責任や役割を明確にし，積極的な態度及び行動を示すことにより，それぞれの階層でリーダーシップを発揮する。	・「組織の運営に責任を有する会員」は特に本倫理規程を踏まえたリーダーシップの発揮の重要性を謳う必要はないか。
	３－３（自らの判断に基づく行動） 会員は，与えられた情報を無批判に受け入れることなく，誤った集団思考に陥ることのないように，常に正確な情報の取得に務め，関連する専門能力により自ら判断し，行動する。	・「情報」に「状況」や「環境」の意味合いがより明確に含まれるようにすべきではないか。
	４－１（誠実な行動） 会員は，誠実に業務を実施する。また，他の団体または個人に不利益をもたらす恐れのある場合は，事前に雇用者あるいは依頼者に説明をおこなう。	・相対方として、「顧客」や「ステークホルダー」などのより近親性のある表現も加える必要がないか。 ・安全や品質に係る問題では、「顧客」に対して対等に向き合う姿勢の重要性を謳ってはどうか。
	７－４（組織内における申し出に対する適切な運用） 組織の運営に責任を有する会員は，会員からの原子力安全等に関わる申し出に対し，組織として適切に対応するために，申し出をした者が不利益を被ることのないような配慮，申し出内容に対する迅速な調査，情報公開等の適切な手順を定めて，運用する。	・内部通報の仕組みを整えておくことの重要性も陽に謳った方がよいのではないか。
	７－５（労働環境等の確保） 組織の運営に責任を有する会員は，安全確保のために活動の基盤となる労働環境等を含めた環境整備に努める。	・安全や品質確保のための設備投資や人員配置の重要性を陽に謳う必要はないか。

2-4. 「組織文化」への着目

(1) 長年にわたって不正が継続、引き継がれてきた現場があったとの事例もある。社風、すなわち組織文化として固着していて、2-1 の「キーワード」で記載したような背景・原因がある。

そのような職場に新たに配属された技術者（新入社員と仮定してもよい）は、不正に気づいていたとしても、声を上げることはできなかったのだろう。そして、組織文化の一員となっていく。

組織文化を変える、良くするにはどうしたらよいのか。原子力学会倫理規程では、「憲章 7（組織文化の醸成）」として「会員は、所属する組織の個人が本倫理規程を尊重して行動できる組織文化の醸成に取り組む。」と掲げ、表 2 にある 7-1～7-5 の「行動の手引」としているが、品質不正問題を踏まえて、組織文化に関わる「行動の手引」として、より良くする点はどこか。

倫理委員会では、倫理研究会等の活動において安全文化や組織文化をテーマとして取り上げ、都度自分事として考えることも含めて、議論を継続している。

(2) 2017 年 12 月 11 日に発生した新幹線の重大インシデントは、設計・製造段階における問題による台車枠の亀裂発生という原因とともに、乗務員等が異常を感じたにもかかわらず、早い段階で運行を止めることができなかったのは何故なのか、という原因を究明することの重要性が指摘されている [3]。

この原因には、運行に関わった「関係者の思考や行動に様々なヒューマンファクターが介在」[3]しており、原子力施設の安全な運転を考える上でも示唆に富む内容を含んでいると考え、

- 安全文化醸成へのトップの積極的関与
- 現場実態に基づく安全マネジメントのレベルアップ
- 人間・組織の理解に基づく安全品質の追求

・事業者間での安全品質情報の共有
・反省・教訓の組織全体への浸透と定着
・継続的な組織改革と更なる安全性向上

等の観点から議論を進めている。

組織として“安全最優先”を掲げていることと、組織全体として“安全最優先”を実践・定着させているかは、当然異なることである。ここを一致させていく取組み、劣化しないように改善していく取組みの重要性は、共通のテーマである。

3. 継続的な議論・検討

不正問題に対しては、とかく“あれをしてはダメ”“こういうときはこうしなければならない”のような対策になるのが常套であり、それは極めて重要なことである。

しかし、もっと“元気”で“明るい”話にできないだろうか。

倫理委員会では、東日本大震災後に発刊したケースブック [4]のように、良好事例に学んでいくことの重要性にも訴求しながら活動を進めている。原子力に関わる技術者が、“元気になる”“ポジティブに仕事をする”ことによって、原子力利用の安全が確保され、向上し、社会に役立つ技術としてあり続けられるにはどうしたらよいか。

そのような観点で、倫理規程（前文・憲章・行動の手引）からどのようなメッセージを伝えることができるか。

今回の品質不正問題からの教訓も汲み取り、あらためて“倫理”や倫理規程について自分事として考え、悩み、議論し、意見を共有していくことは、原子力利用の安全性向上に繋がる活動であると考えている。企画セッション総合討論も踏まえて、次の倫理規程改定に向けて、引き続き検討を進めていく。

参考文献

[1] 日本原子力学会倫理委員会，倫理規程制定、改定の経緯，http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_21_/
[2] 日本原子力学会倫理規程，http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_02_/
[3] 新幹線重大インシデントに係る有識者会議，新幹線異常感知時の運転継続事象への再発防止対策に関する検討結果について～新幹線の更なる安全性向上に向けて～，
https://www.westjr.co.jp/press/article/items/180327_00_yuushikishakaigi_2.pdf
[4] 日本原子力学会倫理委員会編, 東日本大震災における原子力分野の事例に学ぶ技術者倫理, 2016 年 3 月,
http://www.aesj.net/publishi-1512

2019年春の年会

倫理委員会セッション

起き続ける品質不正問題と倫理
～原子力界として学ぶべき課題～
Continuing Quality Misconduct Problems and Ethics
～Issues to learn as Japanese nuclear industry～

（２）組織の文化とあるべき対応
～1F 事故を経て原子力界は進歩したのか～
(２)Culture and Ideal Response of Organizations
～Has the nuclear industry progressed through the Fukushima Daiichi Nuclear Accident ?～

*奥山 俊宏[1]
[1]朝日新聞社

1. はじめに

組織の奥底で見過ごされたり隠されたりしてきた問題について，組織としてそれを探知し，組織経営上の課題として見いだし，それに対して適時・適切に対策を施し，先手を打って是正していくことは，あらゆる組織にとって重要な課題である。メーカーにとっての品質不正だけでなく，金融機関や企業にとっての不正リスクについても，また，原子力事業者やその規制システムにとっての事故リスクについても，このような活動は必須であるべきだろう。東京電力社内や規制システム内部でこのような活動が十分に行われなかったことに，福島第一原子力発電所（1F）事故の原因の一端がある，ということもできる。

組織やシステムの内部でこのような活動が円滑に行われるように仕組みを設け，そうした仕組みを形骸化させることなく実質的に機能させ，また，このような活動を下支えする組織文化を培うことは，その組織が持続的に存在するために必要であるばかりでなく，その構成員にとってそれは社会から期待・要請される行動であり，倫理上の責務でもある。そのような，あるべき対応と文化を組織に根付かせるための手がかりになりそうだと筆者が考える事項を以下に列挙したい。

2. 組織内外のコミュニケーション不全と原子力安全

日本の原子力事業者の多くで，組織内外の情報伝達や情報共有に目詰まりが起きており，それが，不正やリスクなど問題を探知・評価するにあたって，大きな障壁となっている。これの是正が日本の原子力界にとって喫緊の課題となっている。

2-1. 内部告発，内部通報への対応

原子力業界は，他の業界に比べて内部告発が多い，といわれる。「原子力の業界では内部告発に立ち上がる人が跡を絶たない」。原子力発電所の運転の差し止めなどを求める訴訟を長年手がけてきた海渡雄一弁護士は2012 年 5 月 11 日に日本弁護士連合会が主催したシンポジウムでそう指摘した。「事故の前にもそういう人はいっぱいいた。それが政策決定に役立てられていれば, 福島の事故がこれだけひどくはならなかったのでは」

原子力業界内部から報道機関や市民団体など組織外部への内部告発が多いのは，業界内部で現場の問題意識を的確に生かすことができていない現状と裏腹の関係にある，と見ることができる。つまり，日本の原子力業界は内部通報を生かせておらず，その結果，外部に内部告発がなされている，といえる。

日本の原子力規制委員会，その前身の原子力安全・保安院は，原子力の法令上，安全上の問題について，

*Toshihiro Okuyama[1]
[1]The Asahi Shimbun Company.

現場の労働者から内部告発（申告）を受け付ける窓口を設け，2002 年以降，個別案件について，対応終了後にその概要を公表してきている。その件数は右表の通りであり，2018 年 11 月までの 16 年で 52 件しかない。特に，原子力規制委員会が 2012 年に発足して以降，この件数は激減し，規制委発足後の 6 年で 5 件を受理し，3 件を公表しただけである（1 件は取り下げられた）。米政府の原子力規制委員会（米 NRC）が運転員の飲酒や警備員の過労を含む多様な通報を年に数百件も受け付け，そのうちの相当数について是正措置をとっているのと比べると，日本の少なさは際立つ。日本の他の政府機関を見ても，たとえば金融庁が年に百数十件の通報を受け付けているのに比べると，原子力規制委員会への通報は大幅に少ない。このような状況は，日本の原子力業界に問題が少ないことの表れではなく，申告制度が機能していないことの表れであるととらえるのが妥当である。

筆者の経験によれば，内部告発など関係者からの情報提供を端緒とする報道機関の取材への原子力事業者の防御的・消極的な対応にも，できれば問題指摘を避けて遠ざけ，耳を塞いで聞かずに済ませたい，という態度がうかがえる。

このような態度や実情を併せ考えると，日本の原子力界は，原子力安全に内外の声を生かそうとする意識が希薄であり，組織内部あるいは規制システム内部の「問題を発見・是正する仕組み」が空洞化しているのではないか，と心配せざるを得ない。

申告案件公表件数（原子力安全・保安院、原子力規制委員会の合算）

年度	件数
2002	7
2003	8
2004	10
2005	5
2006	3
2007	2
2008	2
2009	3
2010	4
2011	4
2012	1
2013	1
2014	0
2015	1
2016	1
2017	0
2018	0

2-2. 現場の声の共有と活用

この懸念は，法令違反や不正の探知だけでなく，事故対応における状況認識，あるいは，事故予防におけるリスク認識についても，当てはまる。

1F 1 号機では 2011 年 3 月 11 日夕，津波が来襲して全電源を喪失して以降，非常用復水器を含む一切の冷却装置が作動を停止した。その中央制御室で主機操作員と当直副主任はそのとき，非常用復水器が作動していないと明瞭に認識した。しかし，同じ室内にいた当直長にその認識は伝わらなかった。

その夜，当直長は，確定的な認識ではなかったものの，非常用復水器の不作動を疑った。しかし，その疑念は免震重要棟の対策本部に伝わらなかった。その結果，1F 所長も，東京の本店も，政府も，非常用復水器が作動中であると誤認し，この誤認が事故対処の「遅延の連鎖」を招き，東電にウソつきの汚名を着せた [1]。

現場の認識が対応に生かされなかったことによる弊害は，事故前の津波対策についても指摘されている。

1F 事故の刑事責任を問う東京地裁の法廷における検察官役の指定弁護士の主張によれば，東京電力の原子力設備管理部の土木調査グループの社員らは 2008 年以降，津波対策の工事が不可避であると経営層に繰り返し報告した，という。しかし，その進言は受け入れられず，何らの措置も講じられなかった，とされる [2]。

2-3. 「原子力関連機関に継続して内在している本質的な課題」

日本の原子力界の組織内外のコミュニケーションに重大な欠陥があり，それが 1F 事故の背景にあるとの指摘は，私だけでなく，有識者によっても繰り返し提起されている。

1F 事故に関する国会事故調の英語版報告書（2012 年 7 月 5 日）で黒川清委員長は「残念ながらこれはいわば『日本製』の災害だったと認めざるを得ない。その根本の原因は日本文化の根深い因習にある」と指摘し，その内容として「私たちの条件反射的な従順さ」「権威を疑うことへのためらい」「あらかじめ決めたことへの信心ともいえるほどの固執」「私たちの集団主義」を挙げている。

政府の原子力委員会は，従来の原子力利用長期計画に代えて 2017 年 7 月 20 日にとりまとめた「原子力利用に関する基本的考え方」に「原子力関連機関に継続して内在している本質的な課題」と題する章を設け，その中で「我が国では，組織内で部分最適に陥り，情報共有の内容や範囲について全体での最適化が図られない結果として必要な情報が適切に共有されない状況」が生じていると指摘し，「組織内外を問わず，根拠に基づいて様々な意見を言い合える文化を創り出す必要」を唱えた。岡芳明委員長は「日本人は異論を述べるのが苦手である。異論を無視し，短期視野の見かけの効率重視では，中長期的には失敗する」「東電福島原発事故の痛烈な教訓として，異論を仕事として根拠に基づき述べあうことが特に必要である」と述べている。

3. どのような態度で取り組むべきか

組織の内部に潜在する不正や問題に的確に対処するには，目先のルールに器用に形式的に従ってよしとするのではなく，思慮を深くして，ルールの背景にある大原則に実質的に沿い，また，未知の不正や問題を特定・評価し，そのリスクに応じた対策を実施する必要がある。他業界での対応の例を 2 つ紹介したい。

3-1. プリンシプルベース・アプローチ（Principle-based Approach）

たとえば，上場企業は，東京証券取引所と金融庁の定める「コーポレートガバナンス・コード」で以下のような事項を含む 31 の原則（このほかに 5 つの基本原則，42 の補充原則）を推奨されている。

「従業員等が，不利益を被る危険を懸念することなく，違法または不適切な行為に関する情報や真摯な疑念を伝えることができるよう，また，伝えられた情報や疑念が客観的に検証され適切に活用されるよう，内部通報に係る適切な体制整備を行うべきである。取締役会はその運用状況を監督すべきである」

有価証券上場規程によれば，これの履行は義務ではない。その趣旨・精神が尊重され，かつ，対外的に理由の説明がなされるのならば，実施しなくても，それでかまわない。「従うか，さもなければ，説明するか（Comply or Explain)」を求める規制手法である。原理・原則に実質的に忠実であることが重視される。

「一見，抽象的で大掴みな原則（プリンシプル）について，関係者がその趣旨・精神を確認し，互いに共有した上で，各自，自らの活動が，形式的な文言・記載ではなく，その趣旨・精神に照らして真に適切か否かを判断する [5]」。このように「コンプライ・オア・エクスプレイン」の手法の意義は説明されている。

国際原子力機関（IAEA）の総合規制評価サービス（IRRS）が 2016 年に日本政府に対して「より規範的でない規制（less prescriptive regulation)」を勧告したのはまさに，日本の原子力安全への取り組みが過度の形式主義に陥っていて，実質重視の「プリンシプルベース・アプローチ」が希薄であることへの反応なのだろう。

3-2. リスクベース・アプローチ（Risk-based Approach）

たとえば，金融機関は 2016 年以降，テロリストや犯罪者によって金融システムが資金洗浄やテロ資金供与に悪用されることのないようにするため，自らの取引について調査・分析し，その危険性の程度を把握することを法令（犯罪による収益の移転防止に関する法律やその施行規則）で義務づけられている。具体的には，自らが直面するリスクを適時・適切に「特定」し（出発点)，それを「評価」し（土台)，リスクに見合った「低減措置」を図る（実効性）という 3 段階の手法（リスクベース・アプローチ）を用いて，メリハリの利いた機動的かつ実効的な対応をしなければならない [3]，とされている

金融庁のガイドラインによれば，その対応は「変化に応じ（中略）不断に高度化を図っていく必要がある」。また，組織内部の各部門の機能を①自律的なリスク管理にあたるべき第 1 線の営業部門，②それを独立した立場から牽制する第 2 の防衛線の管理部門，③第 1 線と第 2 線が適切に機能しているかを定期的に検証する第 3 の防衛線たる内部監査部門――というように「三つの防衛線（three lines of defense)」の概念の下で整理することが推奨されている [4]。原子力安全における深層防護と相似する枠組みであるが，リスク管理にあたる組織の構造のあり方にそれを採り入れているところは参考になるのではないかと思われる。

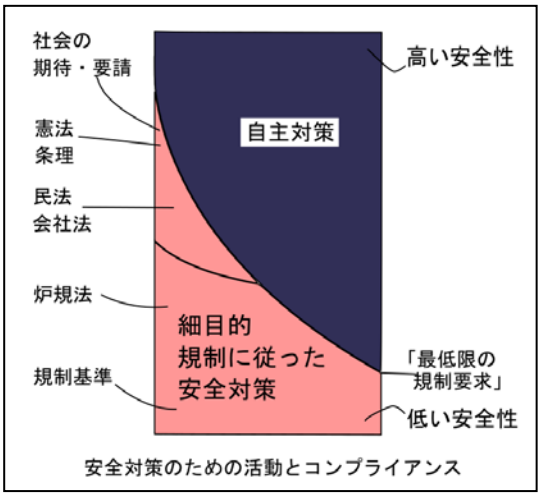
3-3. 規制か自主かを超えて

現在，日本の原子力安全の規制のあり方について「過酷事故対策をガチガチな規制で縛っていいのか。継続改善を阻害し，柔軟性を失わせることになるのではないか？」との疑問が提起されている。「事業者の自主対策をできるだけ尊重すべき」との意見である。

一方で，「規制や検査のない自主対策に本当に実効性があるのか」「自主対策に任されると，やはり，たるんでしまう」という疑問がある。現に，1F 事故前の過酷事故対策は事業者の自主的な保安措置に位置づけられ，規制当局の検査もなく，その結果，実効性を欠く結果となった。

規制は必要最小限を要求し，自主対策はそれに事業者が任意に上乗せするものであり，その境目を明確にするべきだという議論もある。そうでなければ，自主的な活動だったつもりの対策について，規制上の義務の履行とみなされ，当局検査で余計な注文をつけられる恐れをぬぐえず，やる気をそがれるのだという。

筆者は，規制は，合理的に実現可能な最良の対策（best practices）と最大の安全を事業者に要求するべきであり，規制要求と自主対策の境目に明瞭な線を引くことはできない，と考える。原子力発電所は，規制基準に基づく狭義の規制に従うだけでなく，たとえば，地元自治体と結んだ協定に基づく義務を負い，社会の期待・要請に由来するコンプライアンス上の牽制を受け，憲法や民法など一般法との適合性について裁判所による司法審査にも服している。これらはまとめて広義の「規制」ととらえられる。これらのうち規範的な規制（より細目主義的な規制）が「最低限の規制要求」だとみなされるが，それだけでは足りず，それを超えて，より高い安全性を求める領域でも，事業者は，一般法やコンプライアンス上の規制に服し，当局検査でもそこに目配りがなされるべきだと筆者は考える。ただし，そこでは，より規範的ではないプリンシプルベースの規制であるべきなのだろう。つまり，安全性の程度がより高くなるにつれ，その規制は，より規範的ではなく，実質が重視されるようになり，その結果，事業者の自主性がより重んじられ，安全対策の柔軟性がより拡がっていくことになるのだろう。



安全対策のための活動とコンプライアンス

たとえば，2001 年 9 月 11 日の同時多発テロを受けて米 NRC が事業者に義務づけた安全対策 B5b や，福島原発事故を受けて米 NRC が事業者に義務づけて米原子力業界がとりまとめた安全対策 FLEX は，こうした「より規範的ではない規制」の要求に基づく安全対策だといえる。NRC は大筋の規制要求を示し，これを受けて原子力業界が創意工夫で手法を考案し，NRC の承認を得る，という手順で規範が形成された。各事業者はそれに従って対策を実施し，その状況について NRC の検査を受けており，そこには一定の緊張感がある。

B5b が日本の原子力発電所で実施されなかったことは，1F 事故拡大の原因の一つだが，日本の原子力界はその教訓からさらにもっと多くを学び，FLEX も採り入れる必要があると筆者は主張したい。

4. おわりに

日本の原子力関係者は，他の業界におけるリスク管理を参照し，見習う姿勢がもっとあってもよいのではないか。たとえば，金融システム維持，資金洗浄・テロ対策，企業統治規制，医療機器，医薬品の安全規制などで，国際的な潮流の荒波のなか，参考になるような仕組みが整備されつつある。

不正やリスク，それへの対処は，そのときどきの時代によって変化し続けている。原子力関係者は，最良の安全を目指して不断の努力を重ねていくことを社会から期待され，要請されている。内部告発をより良く生かし，感度よく，不正やリスクを探知することも求められている。原子力業界におけるそうした取り組みは，他の業界の専門家から模範として参照されるような最先端のそれであるべきだ。ある時代に原子力分野が最先端にあったとしても，それは一時のことに過ぎないと考えるべきで，現状に安住することなく最良を希求し続けることが原子力に携わる人たちの倫理の実践でもあるのだろう。

参考文献

[1] 奥山俊宏，福島第一原発 1 号機冷却停止，現場は最初から把握，伝わらず，法と経済のジャーナル，2016 年 3 月 11 日，https://judiciary.asahi.com/articles/2016030600003.html
[2] 石田省三郎ら，論告，2018 年 12 月 26 日，https://shien-dan.org/20181226-overview/
[3] 五十嵐チカ，金融機関の資金洗浄・テロ対策の FATF 審査がいよいよこの春から日本に，法と経済のジャーナル，2019 年 1 月 30 日，https://judiciary.asahi.com/outlook/2019011700001.html
[4] 金融庁，マネー・ローンダリング及びテロ資金供与対策に関するガイドライン，2018 年 2 月 6 日，https://www.fsa.go.jp/common/law/amlcft/amlcft_guidelines.pdf
[5] 金融庁，コーポレートガバナンス・コード原案 ～会社の持続的な成長と中長期的な企業価値の向上のために～，2015 年 3 月 5 日，https://www.fsa.go.jp/news/26/sonota/20150305-1/04.pdf#page=7

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

[3B01-04] Vitrification2

Chair:Ippei Amamoto(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 9:45 AM - 10:55 AM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B01] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

*Jun Onoe[1], Shinta Watanabe[1], Yusuke Inaba[2], Miki Harigai[2], Kenji Takeshita[2] (1. Nagoya University, 2. Tokyo Institute of Technology)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B02] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

*Yusuke Inaba[1], Ria Mishima[1], Keita Saito[1], Sotaro Tachioka[1], Miki Harigai[1], Kenji Takeshita[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2] (1. Tokyo Tech, 2. Nagoya Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B03] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

*Shinta Watanabe[1], Toshiki Takeuchi[1], Yusuke Inaba[2], Ria Mishima[2], Miki Harigai[2], Masato Nakaya[1], kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1. Nagoya University, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[3B04] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

*Kenji Takeshita[1], Tomohiro Okamura[1], Miki Harigai[1], Yusuke Inaba[1], Masahiko Nakase[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Nagoya University)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高レベル放射性廃液ガラス固化体の高品質・減容化のための白金族元素高収着能を有するシアノ基架橋型配位高分子材料の開発
（1）プロジェクト概要

Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

(1) Introductory talk

*尾上　順[1]，渡邊　真太[1]，稲葉　優介[2]，針貝　美樹[2]，竹下　健二[2]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

本講演では，ナノ空間を有するシアノ基架橋型配位高分子ナノ粒子を用いて，高レベル放射性廃液（HLLW）のガラス固化プロセスにおいて問題となっている白金族元素およびモリブデン元素を HLLW から一括回収する研究プロジェクトの概要を紹介する。

キーワード：シアノ基架橋型配位高分子，白金族元素，収着，ガラス固化体，高レベル放射性廃液

1. 研究背景

高レベル放射性廃液（HLLW）のガラス固化プロセスにおいて，モリブデン（Mo）酸塩によるイエローフェーズ形成とメルター側壁への白金族元素（ルテニウム Ru，ロジウム Rh，パラジウム Pd）の沈積により，通電によるジュール加熱の不調やガラス流下性低下・不調・閉塞などの事象が発生する問題が生じている。

これまで，我々は文科省原子力システム研究開発事業（H26～H28 年度）の助成を受けて，プルシアンブルー（PB）に代表されるジャングルジム型構造を有する種々のシアノ（CN）基架橋型配位高分子材料を合成し，模擬廃液および実高レベル廃液を用いて，白金族元素および Mo に対する収着性能を調べた結果，3 価のアルミニウム（Al）イオンと 2 価の鉄（Fe）イオンを CN 基で架橋した配位高分子材料（Al–CN–Fe）が高い収着能を示すことを見出すとともに，PB（Fe–CN–Fe）や Al–CN–Fe に対して白金族元素や Mo がジャングルジム型構造内のナノ空間を拡散しながら Al や Fe イオンと置換することを明らかにした [1]。また，これらの元素の HLLW 中での化学形態の錯構造や安定性が，PB や Al–CN–Fe に対する収着率の差に影響を与えていることもわかってきた [2]。

2. 研究概要

本講演では，① Al–CN–Fe 配位高分子の合成技術をさらに深化させ，模擬廃液に対する収着性能を評価した上で，②PB や Al–CN–Fe および他の配位高分子材料で得られた収着試験結果から，収着性能を支配する物理因子を抽出し，③種々の 3 価金属イオン M と 2 価の Fe の配位高分子 M–CN–Fe の物理因子を第一原理計算により算出し，収着性能−物理因子相関マップを作成することで，④Al–CN–Fe を超える新規配位高分子材料を設計・創製し，⑤模擬 HLLW を用いて，白金族元素や Mo に対する収着性能を検証し，⑥ガラス固化実プロセス適用への工学的評価を行うことを目的として，H29 年 10 月から文部科学省・戦略的原子力共同研究プログラム（H29-H31 年度）がスタートしたので，その概要を紹介する。

参考文献

[1] 竹下，尾上ら：文部科学省原子力システム研究開発事業 H28 年度成果報告書 (2017).

[2] S. Watanabe *et al*., *AIP Adv.* **8**, 045221 (2018).

---

*Jun Onoe[1], Shinta Watanabe[1], Yusuke Inaba[2], Miki Harigai[2], Kenji Takeshita[2]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Inst. Technol.

高レベル放射性廃液ガラス固化体の高品質・減容化のための白金族元素高収着能を有するシアノ基架橋型配位高分子材料の開発
（２）フェロシアン化アルミニウムの合成と収着性能評価

Development of Cyano-group Bridge-type Coordination Polymer with A High Sorption Characteristic of Platinum-group Elements for High Quality and Volume Reduction of Vitrified Objects Containing High-level Radioactive Nuclear Wastes

(2) Synthesis and Adsorption Studies of Aluminum Ferrocyanide

*稲葉 優介[1]，三島 理愛[1]，斉藤 慧太[1]，立岡 壮太郎[1]，針貝 美樹[1]，竹下 健二[1]，
渡邊 真太[2]，尾上 順[2]
[1]東京工業大学，[2]名古屋大学

白金族元素及び Mo に対する収着性能に優れるフェロシアン化アルミニウム（AlHCF）の模擬高レベル放射性廃液（sHLLW）に対する吸着試験時の温度及び放射線照射の影響と、AlHCF の合成条件（温度、時間等）を検討した結果について報告する。

キーワード：ガラス固化体，白金族元素，モリブデン，イエローフェーズ，フェロシアン化アルミニウム

1. 緒言　HLLW 中の白金族元素のガラスメルターへの沈積や Mo 酸塩によるイエローフェーズの形成は、ガラス固化体の発生量増大を招いている。我々の研究グループは、これまでに、多種のフェロシアン化金属を用いた sHLLW からの収着試験を行い、AlHCF が白金族元素（Ru, Rh, Pd）と Mo に対して高い収着性能を有することを明らかとし､HLLW から白金族元素と Mo を分離することによるガラス固化体の高品質、高減容化を目指している。本発表では、六ヶ所再処理工場における溶液条件（温度、放射線等）を考慮した収着試験の結果と、AlHCF の合成条件（温度、時間等）を検討した結果について報告する。

2. 結果と考察　六ヶ所再処理工場における実際の HLLW の温度は高温であるため、本研究では 50℃で収着試験を行い、室温下（25℃）での試験結果と比較した。21 元素のイオン（Cr, Mn, Fe, Ni, Sr, Y, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Gd）を含む sHLLW（硝酸濃度 3 M）を作製後、この溶液 5 mL に AlHCF を 200 mg 加え、室温及び 50℃で 24 時間振盪した。振盪後、溶液を遠心分離し、上澄み液をシリンジフィルターで濾過後、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）を用いて金属イオン濃度を分析し、収着率を算出した。室温中に比べ、50℃において Ru（室温：48%、50℃：84%）と Rh（室温：35%、50℃：80%）の収着率の上昇が見られた。Mo に関しては、若干の吸着率の低下が見られた（室温：29%、50℃：23%)。これらの結果より、50℃において、AlHCF の Ru と Rh に対する収着性能が向上することが明らかとなった。さらに、γ線を照射した（0.15, 0.5, 1.0MGy）sHLLW を用いて同様の収着試験を行ったところ、γ線非照射の時と比べて、AlHCF の収着性能に大きな変化は見られなかった。

また、AlHCF の合成条件の再検討を行った。反応時の温度を 0、25、50℃の 3 条件、反応後の乾燥温度を凍結乾燥、25、75℃の 3 条件とし、計 9 通りの条件で AlHCF を合成後、7 成分模擬廃液（Fe, Mo, Ru, Rh, Pd, Cs, Gd）を用いて収着試験を行った。反応時の温度の違いによる収着性能の大きな差は見られなかったが、乾燥温度の違いによる差が見られ、凍結乾燥を行った AlHCF は、Mo、Ru、Rh に対する収着性能が、他の乾燥方法と比べて約 5～10%向上した。

【謝辞】本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の助成により行われた。

---

*Yusuke Inaba[1], Ria Mishima[1], Keita Saito[1], Sotaro Tachioka[1], Miki Harigai[1], Kenji Takeshita[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2]
[1]Tokyo Tech, [2]Nagoya Univ.

高レベル放射性廃液ガラス固化体の高品質・減容化のための白金族元素高収着能を有するシアノ基架橋型配位高分子材料の開発
(3)フェロシアン化物収着剤への白金族元素およびモリブデンの収着機構評価

Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes
(3) Sorption properties of hexacyanoferrate for Platinum-group metals and Molybdenum

*渡邊 真太[1]，竹内 俊喜[1]，稲葉 優介[2]，三島 理愛[2]，
針貝 美樹[2]，中谷 真人[1]，竹下 健二[2]，尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

我々は，フェロシアン化物を収着剤として用いて，ガラス固化前段階での白金族・Mo の一括回収プロセスを開発している。本研究では，より高い収着能を有する収着剤開発を目指して，第一原理計算と分光学的実験によりフェロシアン化物への白金族・Mo の収着機構およびそれを支配する物理因子を解析した。

キーワード：フェロシアン化物，白金族元素，モリブデン，収着機構

1. 緒言：高レベル放射性廃液（HLLW）のガラス固化プロセスにおいて，白金族（Rh，Rh，Pd）がガラスメルター側壁に沈降・析出することや，モリブデン（Mo）がイエローフェーズとしてガラス固化体中で相分離することが問題となっている。これらの問題を解決するために，我々は，白金族および Mo を HLLW から一括回収するためのフェロシアン化物（HCF）収着剤の開発を行っている。より効率的に白金族および Mo を回収するためには，それらの元素の HCF ナノ粒子への収着機構を解明し，高い収着能を有する材料を設計・開発する必要がある。本研究では，第一原理計算と分光実験により，白金族および Mo の HCF への収着機構を解析するとともに，収着を支配する物理因子の評価を行った。

2. 実験・計算：赤外分光および粉末 X 線回折による単一金属イオンを収着した HCF ナノ粒子の構造解析および吸収分光による Fe 内遷移および電荷移動型遷移スペクトルの電子状態解析から，収着機構を評価した。さらに，白金族および Mo の HCF への収着機構に関与するエネルギー物理量の理論計算を行い，収着率との相関関係を調べた。

3. 結論：我々のこれまでの研究から，白金族および Mo は，HCF 表面へ吸着後，ナノ空間内部を拡散し，(200)面内でトラップされ，HCF 骨格の Fe イオンと置換反応により収着することが分かっている。これら 3 過程におけるエネルギー障壁を第一原理計算により算出し，横軸に 3 つの複合過程をエネルギー物理量の指数関数和として収着率との相関をプロットした結果を図 1 に示す。収着率と指数関数和との間に良い相関関係があることを見出した。

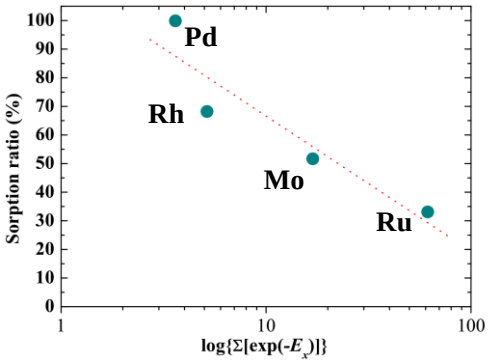


図 1 表面吸着・内部拡散・置換エネルギーの指数関数和と収着率との相関関係

謝辞：本研究は，文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の助成により行われた。また，CASTEP による理論計算は，名古屋大学 VBL「ナノ構造設計システム」を利用して行われた。

---

*Shinta Watanabe[1],Toshiki Takeuchi[1], Yusuke Inaba[2], Ria Mishima[2], Miki Harigai[2], Masato Nakaya[1], Kenji Takeshita[2] and Jun Onoe[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Inst. Technol.

高レベル放射性廃液ガラス固化体の高品質・減容化のための白金族元素高収着能を有するシアノ基架橋型配位高分子材料の開発
(4) プロセス評価

Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes
(4) Process Evaluation

*竹下健二[1]，岡村 知拓[1]，針貝美樹[1]，稲葉優介[1]，中瀬正彦[1]，渡邊真太[2]，尾上順[2]
1 東京工業大学，2 名古屋大学

模擬 HLLW からの白金族元素・Mo 吸着試験の結果に基づいて、白金族元素・Mo 同時回収システム導入によるガラス固化体の HLLW 高充填化の可能性について検討した。
キーワード：フェロシアン化物、白金族元素、高レベル放射性廃液、ガラス固化、最終処分

１．はじめに　図１には本研究で提案されている HLLW からの白金族元素（Pd，Ru，Rh）、Mo の同時回収システムの構成を示す。この分離システムはシアノ基架橋型配位高分子材料の一つである「フェロシアン化アルミニウム」を用いて HLLW からの Mo と白金族元素を一括回収し、回収された白金族元素と Mo を溶媒抽出プロセスで個別分離して Ru や Rh などの有価金属は将来の再利用を念頭に貯蔵する。白金族元素と Mo が取り除かれた HLLW に対してはガラス固化体への HLLW の高充填化を達成し、ガラス固化体の発生本数を減少させる。本研究では、フェロシアン化アルミニウムによる模擬 HLLW からの白金族元素と Mo の同時回収試験のこれまでの成果を利用して、本分離システム導入によるガラス固化体への HLLW の高充填化の可能性について検討する。

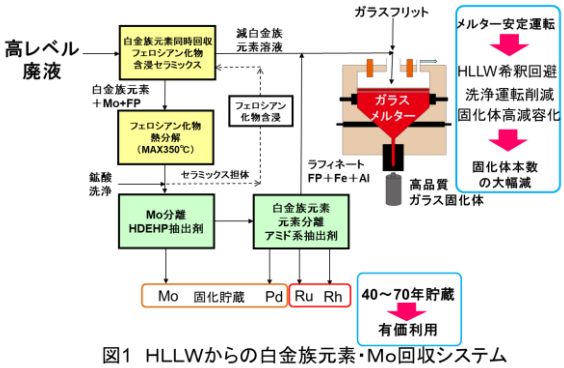


図1 HLLWからの白金族元素･Mo回収システム

２．フェロシアン化アルミニウムによる Mo、白金族元素一括回収　本同時回収プロセスの性能を評価するために、21 成分（Cr, Mn, Fe, Ni, Sr, Y, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Gd）の硝酸塩（Ru に対しては $Ru(NO)(NO_3)_3$）からなる模擬 HLLW を用いて、固液比 0.04 g/mL、温度 50℃、振盪時間 24 h の条件でフェロシアン化アルミニウムの吸着試験を実施した。その結果、Pd、Ru、Rh、Mo の吸着率 100%、84%、80%、28%が得られたが、希土類元素は吸着されなかった。

３．白金族元素・Mo 同時回収システム導入によるガラス固化体の HLLW 高充填化　図 1 にあるように、使用済み UO_2 燃料の再処理工程で発生する高レベル廃液を白金族元素･Mo 同時回収プロセスを通した後、ガラス固化する。使用済み UO_2 燃料には燃焼度 45GWd/THM を想定し、ORIGEN-ARP を用いて PWR 対象に核分裂計算を行った。再処理工程での U、Pu の回収率はそれぞれ 99.6%、99.5%とし、ヨウ素、希ガスは全て除去されると仮定した。ガラス固化体作製条件として発熱量は 2.3kW /本以下、Mo と白金族元素の含有量はそれぞれ 1.5wt%/本とした。**表１**には使用済み燃料の冷却期間とガラス固化体への廃棄物充填率の関係を示す。白金族元素・Mo 同時回収プロセスを導入しない場合にはガラス固化体への廃棄物充填率は燃料の冷却期間にあまり影響されずに 21～22wt%程度（廃棄物中には Na が 10wt%含まれるので HLLW は 11～12wt%）であった。それに対して白金族元素・Mo 同時回収プロセスを導入すると Mo と白金族元素の分離を行うことでガラス固化体への廃棄物充填率は増加した。例えば HLLW からの Mo、白金族元素の分離率をそれぞれ 58%、48%とすると廃棄物充填率 35wt%（HLLW 充填率 25wt%）が可能になる。こうした Mo、白金族元素の分離率は 1m³ の HLLW に 80kg のフェロシアン化アルミニウムを投入すれば、不溶解残渣への Mo と白金族元素の残留を考慮しても十分に達成可能である。本分離システムの導入はガラス固化体への HLLW 高充填化に大変有効である。

表1 使用済みUO2燃料に対するガラス固化体の廃棄物充填率

	Mo,PGM分離なし		分離率[%]		Mo,PGM分離後	
冷却期間 [yr]	廃棄物充填率 [wt%]	制限因子	Mo	PGM	廃棄物充填率 [wt%]	廃棄物充填率の増加倍数 [-]
4	21.0	発熱	-	-	-	-
10	22.0	Mo含有量	46.1	32.0	30.0	1.67
20	22.1		58.8	48.1	35.4	2.10
30	22.1		66.2	57.4	40.4	2.51

【謝辞】本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の助成により行われた。

*Kenji Takeshita[1], Tomohiro Okamura[1], Miki Harigai[1], Yusuke Inaba[1], Masahiko Nakase[1], Shinta Watanabe[2] and Jun Onoe[2]
[1]Tokyo Tech., [2]Nagoya Univ..

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

[3B05-08] Vitrification3

Chair:Jun Onoe(Nagoya Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 10:55 AM - 12:00 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B05] Local Structural Analysis and Additive Effect of Ti, Zn and Zr in Low Level Radioactive Glass for Highly Concentrated Sodium Nitrate Solution

*Yuri Tajimi[1], Kei Shiina[1], Takeshi Mimura[2], Yasutomo Tajiri[2], Sohei Sukenaga[3], Hiroyuki Shibata[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. IHI Corp, 3. Tohoku University)

10:55 AM - 11:10 AM

[3B06] Evaluation of vitirification and dissolution of simulated high-level radioactive wastes in borosilicate glasses with high-loading capacity

*Tetsuji Yano[1], Takuhiro Miyawaki[1], Shintaro Matsumoto[1], Nobuhiro Matsushita[1], Tetsuo Kishi[1], Yoshiyuki Miura[2], Norio Kanehira[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

11:10 AM - 11:25 AM

[3B07] Thermodynamic optimization of MoO_3 solubility in SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-ZnO-CaO-Na_2O-Li_2O glass melts

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Yoshiyuki Miura[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limitted)

11:25 AM - 11:40 AM

[3B08] Thermal-Assisted Solvent Extraction of Inert Platinum Group Metals from HNO_3(aq) to Ordinary Organic Solvent

*Zhiwei Zheng[1], Tsuyoshi Arai[2], Koichiro Takao[1] (1. LANE. Tokyo Tech, 2. SIT)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高硝酸ナトリウム含有廃液用低レベル放射性ガラス中の Ti，Zn，Zr の局所構造解析とその添加効果

Local Structural Analysis and Additive Effect of Ti, Zn and Zr in Low Level Radioactive Glass for Highly Concentrated Sodium Nitrate Solution

*田治見 祐里[1]，椎名 慶[1]，味村 武史[2]，田尻 康智[2]，助永 壮平[3]，柴田 浩幸[3]，松浦 治明[1]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI，[3]東北大学

再処理により発生する高濃度の硝酸ナトリウムを含む放射性廃液はソーダボロシリケートガラスをベースに TiO_2、ZnO、ZrO_2 を添加することで化学的安定性の向上が見込めることが明らかとなっており，それらのうちどの成分が化学的安定性の向上に大きく寄与しているのか EXAFS を用いて評価した．

キーワード： 低レベルガラス，EXAFS，チタン，亜鉛，ジルコニウム

1. 緒言

国内の再処理施設で発生する低レベル放射性廃棄物は焼却，圧縮，セメント固化が一般的な処分方法であり，ガラス固化はこれまで導入されていない．比較的放射能レベルの高い低レベル放射性廃棄物に対して減容性が高く，より安定した廃棄体とするためのガラス固化技術の基盤を確立しておくことは重要である［1］．再処理施設から出る高硝酸ナトリウム含有廃液を対象としたガラスの候補としてソーダボロシリケートを検討し，TiO_2，ZnO，ZrO_2 を添加成分として加える化学的安定性評価(PCT)試験によると、TiO_2 を添加すると溶出速度が下がり，化学的安定性が大きく向上しているのに対し，ZrO_2 を添加するとガラスの溶出量が増え，安定性を失う効果のあることが分かった．

本研究では，TiO_2，ZnO，ZrO_2 がそれぞれどのように化学的安定性の相違に寄与しているのかその機構を明らかにする目的で，EXAFS を用いて Ti，Zn，Zr 原子周りの局所構造解析を行った．

2. 実験

Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3-CaO-SiO_2 をベースに TiO_2，ZnO，ZrO_2 を決められた割合で添加し，1100℃，1h 溶融を 2 回繰り返しガラス試料を得た．これらの試料を粉砕し，PCT 試験を実施した前後の試料を高エネルギー加速器研究機構 PF の BL-27B とあいちシンクロトロン光センターの BL-5S1 で，透過法による Zr-K，Zn-K 吸収端，蛍光法による Ti-K 吸収端の測定を行った．cubic spline 法を用いて得られた EXAFS 振動をフーリエ変換することで構造関数を得，さらに EXAFS の式に基づき fitting により構造パラメータを導いた．

3. 結果・考察

図 1 に示したように Zn を 2.4 mol%に保ち Ti の添加量を増加させた場合，Ti 添加量に関わらず浸漬後は Ti 周りの構造が平準化するが，浸漬前は濃度によって構造に違いがあったため，浸漬により Ti 周りの構造に変質が起きていることがわかる．次に同じガラスの Zn 周囲の構造に着目すると，Ti を 4.8 mol%添加したガラスのみ浸漬前後の Zn-O 距離に変化が見られ，PCT 試験結果からもこれが Al 以外の成分に関し一番浸出率の低いガラスであった．以上のことから浸漬後 Zn 周りの構造も変化することにより浸出量が抑制されたと考える．Zn が共存しないガラスで Ti の添加量のみを増加させた場合は，Ti を 4.8 mol%添加したガラスの浸漬後の構造にもより低い濃度の場合と比較して変化が現れ，Zn 添加が Ti 周りの構造変化を抑制する効果のあることが分かった．

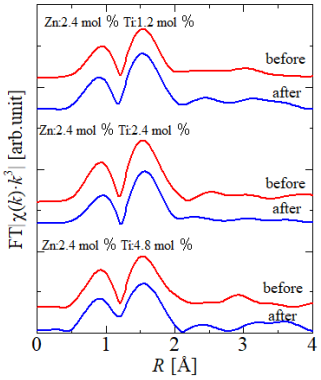


図 1　浸漬前後の Ti-O の EXAFS 構造関数

参考文献
[1] 鬼木俊郎，鍋本豊伸，福井寿樹， IHI 技報 Vol.56 No.4 (2016) p.66

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．

*Yuri Tajimi[1], Kei Shiina[1], Takeshi Mimura[2], Yasutomo Tajiri[2], Souhei Sukenaga[3], Hiroyuki Shibata[3] and Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City Univ., [2]IHI Corp, [3]Tohoku Univ.

ボロシリケートガラスへの高レベル模擬放射性廃棄物の高充填溶解挙動の評価

Evaluation of vitirification and dissolution of simulated high−level radioactive wastes in borosilicate glasses with high−loading capacity

*矢野 哲司[1]、宮脇 拓洋[1]、松本 慎太郎[1]、松下 伸広[1]、岸 哲生[1]、三浦 吉幸[2]、兼平 憲男[2]（[1]東京工業大学、[2]日本原燃）

使用済み核燃料の再処理から生じる高レベル放射性廃棄物を高充填に固定化するボロシリケートガラスの開発に向けたガラス化および放射性廃棄物溶解挙動について報告する。ガラス化過程の評価及び冷却後のガラス状態に関する種々の評価結果およびコンビナトリアル手法によるガラス組成探索について得られた研究成果を総括的に述べる。

キーワード：放射性廃棄物固化体、ボロシリケートガラス、ガラス化、廃棄物充填、コンビナトリアル手法

1. 緒言

原子力発電所使用済み核燃料の再処理より生じる高レベル放射性廃棄物の固定化にガラス材料が用いられている。放射性廃棄物を内包したガラス固化体は、冷却期間を経て地層処分される予定であるが、長期安定性（閉じ込め）とともに、処分場の確保のため、廃棄物量に関する充填性能についても優れたガラスを開発する必要がある。この研究は、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」によって行われた研究の一部であり、本講演では、ガラスへの高レベル放射性廃棄物元素の溶解挙動に関する調査研究および新規ガラス組成の高速探索のために開発したスラリー技術をベースとしたコンビナトリアル手法に関する研究成果を示す。

2. 実験

2-1. 溶解挙動のその場観察

模擬高レベル放射性廃液と組成の異なるボロシリケートガラスとを混合乾燥させて溶解挙動の観察のための原料とし、円筒状透明シリカガラス容器に中に充填し、高温加熱炉を備えた X 線 CT 装置で加熱過程の内部構造を 2 分毎に撮影した。昇温速度は 10K/min である。同時に途中急冷試料も作製し、内部構造の組成分布を μ-XRF により評価した。

2-2. コンビナトリアル手法による組成探索

コンビナトリアル手法では、組成の異なるガラス粉をスラリー化し、ディスペンサを利用して異なるガラス組成のスラリーを系統的にその比率を変えて混合し、最後に模擬放射性廃棄物を加え乾燥させた。ガラス化は 1200℃ 2h とし、-1K/min で定速冷却し試料を得た。

3. 結果

X 線 CT 測定より、ガラス化過程で形成される仮焼層中で生じる気相生成とその閉じ込めに至る過程は、ガラス組成のわずかな違いによって挙動が異なることが明らかとなった。急冷試料の観察評価から、ガラスの溶融過程と模擬放射性廃棄物成分の取り込みに成分毎に違いがあり、特に Mo 成分とガラス融液の分布の乖離が生じている領域があることが分かった。Mo 取込みとイエローフェーズ生成との関係からは、仮焼層で Mo 成分をガラス内に取り込むプロセスと取り込まれない成分の輸送過程が重要であることが分かった。

コンビナトリアル手法によるガラス固化体の評価では、系統的な組成変化に対し熱力学計算により想定された充填予測範囲も含め対象とした組成範囲のガラスは YP を生成することなくほぼ全ての成分を取り込み、ガラス化することが分かった。これらを総合すると、YP 生成には仮焼層の制御が最も重要な要素のひとつであり、仮焼層内および仮焼層下部の気泡輸送・排出プロセスが重要と考えられる。講演ではこれらの詳細データを示す。

---

* Tetsuji Yano[1], Takuhiro Miyawaki[1], Shintaro Matsumoto[1], Nobuhiro Matsushita[1], Tetsuo Kishi[1], Yoshiyuki Miura[2], Norio Kanehira[2] ([1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Nuclear Fuel Limited)

SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-ZnO-CaO-Na_2O-Li_2O 系のガラス融液に対する MoO_3 の溶解度の熱力学的最適化

Thermodynamic optimization of MoO_3 solubility in SiO_2-B_2O_3- Al_2O_3-ZnO-CaO-Na_2O-Li_2O glass melts

*菅原　透[1]，大平俊明[1]，三浦吉幸[2]，兼平憲男[2]
[1]秋田大学，[2]日本原燃(株)

MoO_3 を含むホウケイ酸塩融体の熱力学的性質を CALPHAD 法で最適化し，熱力学データベースを構築した．このデータベースを用いて模擬ガラスへの MoO_3 の分相，溶解挙動を熱力学的に予測できるようになった．

キーワード：ホウケイ酸塩ガラス，モリブデン，イエローフェーズ，相平衡，熱力学，CALPHAD 法

1. 緒言　高い廃棄物充填率と良好な化学的耐久性を兼ね備えたガラス固化体を得るためには，イエローフェーズ（YP）として析出しやすいモリブデンのガラス融液に対する分相，溶解挙動をよく理解することが不可欠である．本研究では，Mo を含む模擬ガラスの熱力学的性質を CALPHAD 法で最適化した．また，構築した熱力学データベースに基づいて MoO_3 溶解度の温度・組成依存性を明らかにした．

２．熱力学的定式化の方法　SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-ZnO-CaO-Na_2O-Li_2O (SBAZCNL)系の融体と固相の熱力学データおよび熱力学計算には GTT Technologies 社によるデータベースと FACTSage を使用した．Mo 化合物の熱力学量については文献調査と独自に行った熱量測定実験に基づいて定式化した． 単純系の相平衡関係については，MoO_3 に関係する既報の 17 の相平衡図を参照した．さらに，我々がこれまでに行ってきたホウケイ酸塩系に MoO_3 を添加した相平衡実験データ（1200-1000℃, n=109)を参照した． MoO_3 がホウケイ酸塩融体の混合ギブスエネルギーに与える影響を Associate solution model に従って定式化し，34 個の相互作用パラメータを相平衡データによる 743 の制約条件に基づいて最適化した．

3. 結果と考察　Table 1 に分相しているケイ酸塩メルト（SL）とモリブデン酸塩メルト（ML）の組成関係についての実験値と計算値の比較の一例を示す．SL と ML の間の 8 成分の元素分配挙動を微量溶解成分も含めて再現することができた．

Table 1. Element partitioning between silicate liquid and molybdate liquid for simulated HLW glass at 1000°C (wt%).

	Sample compsition	Silicate liquid		Molybdate liquid	
		Experiment	**FactSage**	Experiment	**FactSage**
SiO_2	39.82	38.34	**38.65**	0.64	**0.33**
B_2O_3	9.48	10.75	**10.39**	0.13	**0.50**
Al_2O_3	4.10	4.06	**4.06**	0.01	**0.01**
ZnO	2.45	2.44	**2.36**	0.12	**0.20**
CaO	4.37	3.25	**2.51**	1.03	**1.77**
Na_2O	13.98	8.85	**10.21**	4.95	**3.59**
Li_2O	3.19	2.28	**2.02**	0.91	**1.17**
MoO_3	22.62	4.77	**4.27**	17.45	**17.95**
Total	100.00	74.75	**74.48**	25.25	**25.51**

熱力学計算により，現行組成の模擬ガラスに対する MoO_3 の飽和溶解度は 1200℃において約 10wt% (4.6mol%)であり，MoO_3=2mol%のときのリキダス温度は 920℃(SiO_2 相)であることがわかった．また，MoO_3 溶解度の組成依存性の計算から次のことが判明した． (1) 溶解度は Al_2O_3 が 4mol%以下では Al 量と B_2O_3/SiO_2 比が低いほど高くなるが，Al_2O_3 が 4mol%以上では Al 量と B_2O_3/SiO_2 比にほとんど依存しなくなる．(2) Al 量と B_2O_3/SiO_2 比が一定であるとき，溶解度は網目修飾酸化物(Na_2O+Li_2O+CaO+ZnO)と Li_2O/(Na_2O+Li_2O)比が高いほど増加する． 本研究で構築した熱力学データベースは高い廃棄物充填率と化学的耐久性を両立するガラス組成を探索する上で活用できると考えられる．

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事業」の成果の一部である．

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Yoshiyuki Miura[2] and Norio Kanehira[2]
[1]Akita Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

Thermal-Assisted Solvent Extraction of Inert Platinum Group Metals from HNO_3(aq) to Ordinary Organic Solvent

*Zhiwei Zheng[1], Tsuyoshi Arai[2], and Koichiro Takao[1]
[1]LANE Tokyo Tech, [2]Shibaura Institute of Technology.

Abstract

Separation of platinum group metals (PGMs) is relevant to treatment in high level wastes. However, some PGMs are so inert that their extraction is not always efficient. In this study, we investigated how to accelerate solvent extraction of inert PGMs under temperature controlled condition. Herein, we employed a pyridine diamide as an extractant.

Keywords: Solvent Extraction, Platinum Group Metals, Thermal-Assisted, Ordinary Organic Solvent

1. Introduction

High level waste (HLW) always contain some platinum group metals (PGMs) like Pd, Rh, and Ru. These PGMs would make serious problems in vitrification of HLW. Therefore, it is important to separate PGMs from HLW in advance, while it is sometimes disturbed by chemical inertness of Ru(III) and Rh(III). Heating is effective and popular to enhance a reaction rate. Indeed, we have succeeded in rapid and efficient extraction of Ru(III) and Rh(III) in HNO_3(aq)/[Hbet][Tf_2N] systems under microwave or convection heating [1][2]. However, this extraction system is rather exotic, and not very familiar with industrial applications because of ionic liquid. In this study, we tried to expand this technique to more practical extraction systems of ordinary organic solvents like 1-octanol. Here, a pyridinediamide, TBPDA, shown in Fig. 1 was employed as an extractant for Ru(III).

2. Experimental

The pre-equilibrated HNO_3(aq) with Ru(III) was loaded into a screw cap vial, and mixed with pre-equilibrated 1-octanol dissolving TBPDA (30mM) in 1:1(v/v) ratio. This mixture was agitated on a thermostat stirrer. The Ru(III) concentration in aqueous layer was determined by ICP-AES.

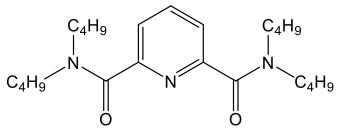


Fig. 1. Schematic structure of TBPDA.

3. Results and Discussion

Fig. 2(a) shows Ru(III) extraction behavior at 298 K and 356 K in 0.5 M HNO_3(aq)/1-octanol biphasic system. As a result, extraction kinetics has been accelerated with elevating temperature. However, extractability has reached 29% even at 356 K, which is still not high enough. To improve this situation, we tested effect of Tf_2N^- as an additional hydrophobic anion to promote formation of extractable ion pair of $[Ru(NO)(TBPDA)]^{3+}$. With increasing [Tf_2N^-], extractability of Ru(III) at 356 K actually increased as expected (Fig. 2(b)). In this study, we found Ru(III) can be extracted to 1-octanol rapidly with elevating temperature and efficiently under assistance of additional Tf_2N^-.

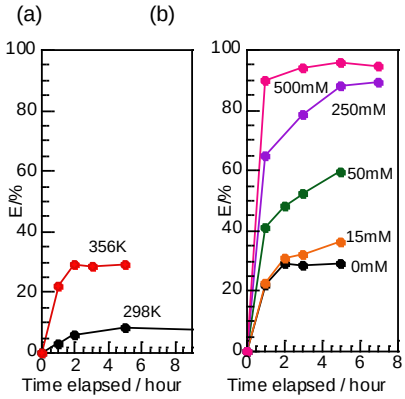


Fig. 2. Progress of Ru(III) extraction at different temperatures (a) and concentrations of additional Tf_2N^- at 356 K (b).

References.

[1] Ikeda, S.; Mori, T.; Ikeda, Y.; Takao, K. *ACS Sustainable Chem. Eng.* **2016**, *4*, 2459-2463.

[2] Kono, S.; Kazama, H.; Mori, T.; Arai, T.; Takao, K. *ACS Sustainable Chem. Eng.* **2018**, *6*, 1555-1559.

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

[3B09-13] Vitrification 4

Chair:Kenji Takeshita(Tokyo Tech)

Fri. Mar 22, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Yasutomo Tajiri[1], Toshiro Oniki[1] (1. IHI Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[3B10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Kouichi Ikeda[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1] (1. criepi)

3:00 PM - 3:15 PM

[3B11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Ippei AMAMOTO[1], Koichi Ohyama[1], Hideki Kitajima[2], Saichi Nagao[2], Yuichi Nagano[2], Mitsuyoshi Sakai[3], Tsutomu Maruyama[3], Naoki Taneda[3], Nobutaka Nishikawa[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Research Center of Computational Mechanics, Inc., 3. New Glass Forum, 4. Mizuho Information and Research Institute, Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3B12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Yoshiyuki Miura[1], Hiroto Mitsuhashi[1], Taku Hashimoto[1], Takahiro Ishio[1], Norio Kanehira[1] (1. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:30 PM - 3:45 PM

[3B13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Taku Hashimoto[1], yoshiyuki miura[1], hiroto mitsuhashi[1], takahiro ishio[1], norio kanehira[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

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
（63）低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術の開発

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reducation

(63) Development of vitrification technology for low level radioactive waste

*田尻 康智[1]，鬼木 俊郎[1]，味村 武史[1]，鍋本 豊伸[1]

[1]株式会社 IHI

原子力発電所や再処理施設から発生する低レベル放射性廃棄物（以降、低レベル廃棄物）を安定性、減容性に優れた廃棄体とすることを目的に、ガラス固化技術の基盤研究を行った。本研究では、イオン交換樹脂、高硝酸ナトリウム廃液及び焼却灰を対象として、ガラス組成を開発した。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、ガラス固化、イオン交換樹脂、高硝酸ナトリウム廃液、焼却灰

1. 緒言

国内における低レベル廃棄物処理は、焼却、圧縮、セメント固化が一般的であるが、低レベル廃棄物には、放射能の高い廃棄物が存在しており、処分の観点から、安定性、減容性に優れたガラス固化処理の技術が求められる可能性がある。本研究の目的は、低レベル廃棄物のガラス固化技術の基盤を確立すると共に、イオン交換樹脂、高硝酸ナトリウム廃液及び焼却灰を対象としたガラス組成を開発することである。

2. ガラス組成開発

ガラス組成開発は、ガラス組成の設定、ガラス作製、ガラス化の可否の評価、ガラス物性及びガラス特性の評価の順で行った。

イオン交換樹脂(無機化後は主に B,Fe,Li)、高硝酸ナトリウム廃液(主に Na)及び焼却灰(主に Al,Ca,Fe,Si)それぞれに対し、ガラスデータベース等を基に SiO_2 や B_2O_3 をベースとしたガラス組成を数種類設定し、ガラス組成に応じた試薬を、100mL 規模のるつぼに入れ、電気炉で 1100℃に加熱・溶融し、急冷することでガラスを作製した（図 1)。作製したガラスは、外観観察、X 線回折分析及び SEM 観察によりガラス化の可否を評価し、ガラス組成の絞り込みを行った。その後、溶融炉の運転性に係るガラス物性として粘度及び導電率を取得すると共に、化学的安定性に係るガラス特性として PCT-A 試験の規格化浸出量を取得し、それぞれに定めた基準値と比較評価することで、更にガラス組成の絞り込みを行い、ガラス組成を選定した。



図 1 ガラス作製の様子(焼却灰)



図 2 模擬焼却灰を連続的に供給し加熱・溶融する様子

選定したガラス組成は、次に数十 kg 規模の試験装置を用いて、廃棄物の物理形態を模擬した模擬廃棄物とガラス化に必要な添加物を連続的に供給し、1100℃で加熱・溶融した場合（図 2）に、ガラス化の可否を評価した。

3. 結論

イオン交換樹脂、高硝酸ナトリウム廃液及び焼却灰に対し、ガラス組成の設定、ガラス化の可否の評価、ガラス物性及びガラス特性の評価を行い、ガラス組成を開発した。更に開発したガラス組成は、模擬廃棄物を連続的に供給した場合もガラス化が可能であることを確認した。

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。

---

*Yasutomo Tajiri[1], Toshiro Oniki[1], Takeshi Mimura[1], Toyonobu Nabemoto[1]

[1] IHI Corporation

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
(64) 軽水炉由来の模擬焼却灰溶融時の核種挙動

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(64) Migration behavior of surrogate nuclides to the treated incineration ash near the properties derived from a light water reactor

*池田 弘一[1]，宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]，宇佐見 剛[1]，古川 静枝[1]
[1](一財)電力中央研究所

軽水炉由来の性状に近い焼却灰をバインダーで固形化した模擬試料を対象として、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。溶融固化体の性状は、加熱雰囲気（酸化性または還元性の違い）や不純物の鉄系金属の有無に大きく依存することを確認した。

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　軽水炉から発生する可燃性運転廃棄物を焼却した灰の溶融ガラス化を試みるため、軽水炉由来の性状に近い模擬焼却灰を対象として、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[1]。本報告は、核種挙動および浸出率の観点から、加熱雰囲気（酸化性または還元性の違い）や不純物の鉄系金属が廃棄体の品質に与える影響を検討した。

２．実験方法　石炭灰（JIS Ⅱ種灰）と 0.8～20 μm 径の酸化物試薬で成分組成を調整した模擬焼却灰に飛散防止用の水を加えたものを、空気雰囲気で以下の 2 種類の方法でプラズマ溶融した後で鋳型に出湯し、自然冷却させて固化した。試験番号（Ⅱ）[1]は、加熱雰囲気を還元性にするために黒鉛坩堝を使用した。試験番号（Ⅲ）は、加熱雰囲気を酸化性にするためにアルミナ坩堝を使用し、試験番号（Ⅱ）の模擬焼却灰重量の 1 割を不純物の炭素鋼に置き換えた。

３．実験結果　模擬焼却灰重量の 0.8wt%相当を添加したコールドトレーサーの移行率（模擬焼却灰中の核種重量に対する、溶融固化体に含まれる核種重量の割合）を図 1 に示す。溶融試料に炭素鋼が含まれていない試験番号（Ⅱ）の溶融固化体に少量のメタルが析出し、そのメタルに大部分の Co および Ni が移行していた。酸化雰囲気の試験番号（Ⅲ）の溶融固化体にもメタルが存在するが、7 割以上の Co および Ni がスラグに移行していた。酸化物の標準生成自由エネルギーが最も小さい Sr は酸化物としてスラグに残りやすい一方、相対的にエネルギーが大きい Co および Ni は加熱雰囲気によって大きく変動することが確認された。

浸出試験の結果から算出した浸出率（溶融固化体の元素重量に対する、所定の浸出期間が終了した浸出液に含まれる元素重量の割合）は、外観や XRD スペクトルからガラスと判定した試験番号（Ⅱ）に比べて、結晶と判定した試験番号（Ⅲ）の方が大きかった（図 2）。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 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。

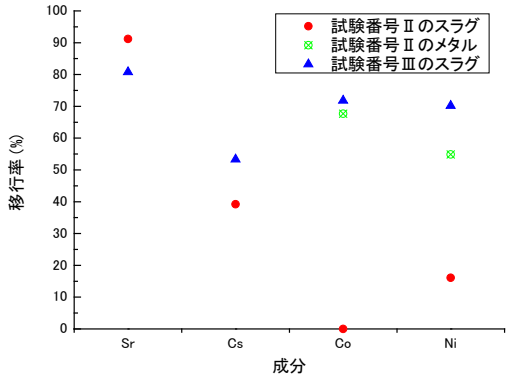


図 1　コールドトレーサーの移行率

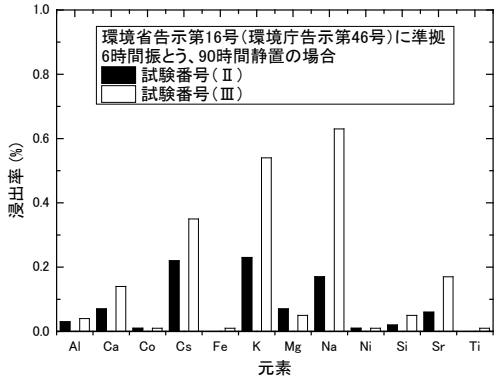


図 2　スラグの浸出率

参考文献
[1]池田他, 2018 年秋の大会 2G15

* Kouichi Ikeda[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1] and Shizue Furukawa[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
(65) マトリックスデータベースの構築

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(65) Construction of MATRIX Database

*天本 一平[1]，大山 孝一[1]，長野 祐一[2]，長尾 佐市[2]，北嶋 秀樹[2]
種田 直樹[3]，丸山 勉[3]，坂井 光美[3]，西川 宜孝[4]
[1]原子力機構,[2]計算力学研究センター,[3]ニューガラスフォーラム,[4]みずほ情報総研

既存のガラスデータを目的に応じて容易に活用できるように新たなデータベース (DB) の構築を図った。同 DB には文献検索や実験状態図の取得機能があり，FactSage と連携することで，計算状態図の作成も可能である。

キーワード：マトリックスデータベース,実験状態図,計算状態図,CALPHAD 法，ニューラルネットワーク

1.緒言 ガラス固化体の研究において，解析に用いられる測定値を数多く取得するには多大な人手と時間を要する。よって，事前に既存データを活用し，また，理論計算等によってガラス固化体の状態を予想できる環境を整備する必要がある。このような観点から図 1 に示す DB（マトリックス DB）を新たに構築する。

2.マトリックス DB の構築

(1) マトリックス DB の概要: マトリックス DB には，JAEA が取得した各種ガラス固化体の物性値に係る DB (WAGLAD) のほか，文献調査や基盤研究において取得したデータも収納した。併せて学習方法に誤差逆伝播法を用いて認識率を高めたニューラルネットワークを構築し固化体の粘性，密度，電気抵抗の推算を可能とした。また，マトリックス DB を通して，ガラスにかかる文献検索や実験状態図を取得することを目的として WAGLAD とニューガラスフォーラム(NGF)が保有する国際ガラス DB（INTERGLAD）との連携を図った。さらにガラス固化体の計算状態図の作図が可能なように FactSage とマトリックス DB との連携もできるようにした。

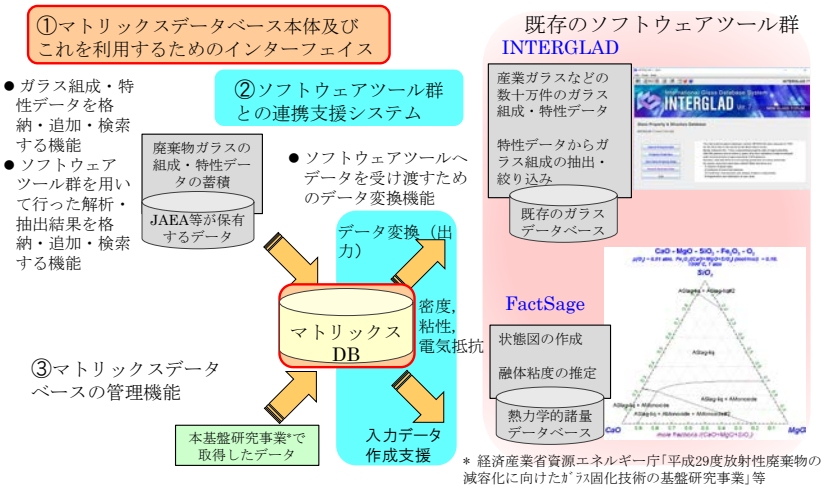


図 1 マトリックス DB 概念図

(2) INTERGLAD との連携：INTERGLAD は 世界初のガラス組成・特性のファクト DB である。1991 年に NGF からリリースされ，以後，データの補充， システムの改良が継続的に進められ，30 万余件を超えるガラスの特性データを収納する巨大な DB となっている。さらにガラス構造データベースも組み込んでおり，収納データをもとに組成からの特性予測，また新種ガラスの組成設計を試みることも可能である。ここでは，既存のガラス固化体の情報探索や新たなガラス固化体の開発への適用性を期待してマトリックス DB と INTERGLAD との連携を行った。

(3) FactSage との連携：FactSage は多成分系の熱力学的平衡状態を予測するソフトウェアである。密閉系に置かれた物質をある温度・圧力にすると化学反応や相変化が起きる。FactSage は，系内が平衡状態に達したときの物質の状態，化学式，及び存在量を予測できることから，マトリックス DB と FactSage を連携することでガラス状態図の推算，溶融スラグ・ガラスの粘度の予測が可能となる。なお，文献調査において Gibbs 関数が見当たらなかった物質については，CALPHAD 法を用いて推算を行い，データの充実を図っている。算出にあたっては，融体中の Gibbs 関数を表現した修正会合溶体モデルである $G = \Sigma_i G^0_i x_i + RT\Sigma_i x_i \ln x_i + {}^{ex}G$ を使用しており，作成した状態図が実際の現象を表現していることを確認している〔1〕

3.結論：基盤研究の成果として，ガラス固化体に関する情報を取りまとめたマトリックス DB を構築した。マトリックス DB には，ガラスの粘性，密度，電気抵抗の推算機能があり，さらに INTERGLAD や FactSage とも連携しているため，今後，幅広い用途が期待できる。

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 度放射性廃棄物の減容化に向けたｶﾞﾗｽ固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献 [1] 天本，大山，深山，長野，T. Jantzen, K. Hack， 日本原子力学会2018年秋の大会2O17

*Ippei Amamoto[1], Koichi Ohyama[1] Yuichi Nagano[2], Saichi Nagao[2], Hideki Kitajima[2], Naoki Taneda[3], Tsutomu Maruyama[3], Mitsuyoshi Sakai[3], Nobutaka Nishikawa[4],
[1]JAEA., [2]RCCM, [3]NGF, [4]MIZUHO Research Institute

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
(66)高充填ガラスの開発

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(66)Development of high waste loading glasses

*三浦　吉幸[1]，三橋　大登[1]，橋本　拓[1]，石尾　貴宏[1]，兼平　憲男[1]
[1]日本原燃

本研究では、より多くの高レベル廃液をより安定的に取り込むことの出来る高充填ガラスの開発を行っている．本報では，高充填ガラスの開発成果について報告する．

キーワード：ガラス固化，イエローフェーズ，高充填ガラス，ホウケイ酸ガラス

1. 緒言

より多くの廃棄物を安定的に取り込むことの出来る高充填ガラスの開発においては，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および希土類元素等を主成分とする結晶性物質が析出する懸念があるほか，ガラスの浸出特性が劣化する懸念がある．このため，高充填ガラスの開発にあたっては，廃棄物充填率および浸出特性の双方に着目することが重要である．

これまでに，MoO_3 の溶解度，耐水性および粘度の観点から改良ガラスの検討・評価を行ってきたが，今回，物性・特性についての更なる評価を進め，改良ガラスの候補組成を選定した．

2. 実験方法

模擬ガラスは，現行ガラスと比較して SiO_2/B_2O_3 比および Al_2O_3 濃度を見直した改良ガラスをベースに，廃棄物充填率を 12，26wt%（Na_2O 除く）に設定して， 1,200℃で 2h 加熱することにより作製し，-1℃/min で徐冷時の均質性，溶融炉材料への侵食性，中長期化学的安定性および電気伝導度の観点で評価した．

3. 実験結果

まず，模擬ガラスの徐冷時の均質性について評価した結果，充填率 26wt%の条件ではガラスの表面に白金族とは異なる析出物がわずかに確認された（図 1）．XRD 解析の結果から，析出物は $CaMoO_4$ である可能性が示唆された．また，溶融炉の接液レンガ，電極材への侵食性について評価した結果，改良ガラスの溶融炉材料への侵食性は現行ガラスと同等であることが確認された．講演では，その他の中長期化学的安定性，電気伝導度の評価結果も含めた改良ガラスの開発成果について議論する．

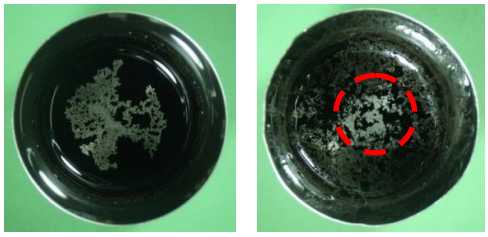


図 1　徐冷時均質性評価結果
(左：現行ガラス，右：改良ガラス)

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．

---

*Yoshiyuki Miura[1], Hiroto Mitsuhashi[1], Taku Hashimoto[1], Takahiro Ishio[1] and Norio Kanehira[1]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited

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
(67) 改良ホウケイ酸ガラスの白金族元素の堆積および運転への影響

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(67) Effect of improved borosilicate glass on melter operation and behavior of platinum group metals

*橋本　拓[1]，三浦　吉幸[1]，三橋　大登[1]，石尾　貴宏[1]，兼平　憲男[1]，

[1]日本原燃

イエローフェーズ（YP）成分である Mo の溶解量増加を目指して開発した改良組成ガラスについて、小型ガラス溶融炉を用いた試験を実施し、白金族元素の沈降を含む溶融炉運転への影響を確認した。試験の結果、白金族元素の沈降傾向はみられず、現行組成と同様に運転しつつ YP 抑制可能な見通しを得た。

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，イエローフェーズ，白金族元素，ガラス溶融炉

1. 緒言

高レベル廃液ガラス固化の高充填化に係る課題の一つである YP 発生への対策として、YP の主成分である Mo のガラスへの溶解量を増加させるため、ホウケイ酸ガラス原料の組成改良を検討してきた。これまで、改良組成のガラス原料の候補（SiO_2/B_2O_3 比減、Al_2O_3 濃度増、Na、Li 濃度調整）について、白金族元素を含まない条件で、小型ガラス溶融炉を用いて試験を実施しており、YP 抑制可能な見通しを得ている。本稿では、白金族元素の沈降を含む溶融炉運転への影響を確認した。

2. 試験方法

試験ではガラス原料ビーズおよび白金族元素を含む模擬廃液を連続供給し、仮焼層を形成させつつガラス温度を 1200℃になるように運転した。試験はバッチ方式で実施し、各バッチ終了時に表面の仮焼層や炉底のガラス、流下ガラスのサンプリング等を実施した。各サンプルの目視観察や組成分析、仮焼層サンプルの断面観察などを行い、運転トレンドなどと合わせて溶融炉運転への影響を検討した。

3. 試験結果

試験中の仮焼層状態の比較を表 1 に示す。改良組成ガラスの 1 つについては、白金族を含む模擬廃液を使用した場合でも、現行組成よりやや小さい仮焼層を形成しつつ運転を継続することができた。温度トレンド等から白金族元素の沈降挙動は現行組成と同程度と推測され、顕著な沈降はみられなかった。また、流下ガラスの観察・分析から、白金族元素を含む廃液条件でも YP 発生を抑制することを確認した。2 つ目の改良組成では抵抗値が低い値を示し、電極間通電の電流値が装置の制限を受けて投入電力が過小となり、仮焼層は増大傾向となった。

表 1　仮焼層の比較

現行組成	改良組成②	改良組成②
		

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。

参考文献

[1]橋本,2018 年春の学会[2O09]

*Taku Hashimoto[1], Yoshiyuki Miura[1], Hiroto Mitsuhashi[1], Takahiro Ishio[1] and Norio Kanehira[1]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited

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

[3C01-02] Dismantling and Decontamination Technology

Chair:Masashi Tezuka(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 9:30 AM - 10:05 AM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[3C01] Development on Sound Velocity Measurement Technique from Outer Surface of Pipe Aim to Estimate Hydrogen Concentration in Gas inside Pipe

*Yuji Matsui[1], Katsuhiko hirano[2], Ryosuke kobayashi[2] (1. Hitachi, R&D group, Nuclear System Research Department, 2. Hitachi GE Nuclear Energy)

9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Feasibility Study on the Range Extender and Functionality Expansion of the Fully-automated Laser Decontamination Device

*Eisuke John Minehara[1] (1. LDD Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

配管内気体の水素濃度評価のための配管外側からの気体音速計測技術の開発

Development on Sound Velocity Measurement Technique from Outer Surface of Pipe
Aim to Estimate Hydrogen Concentration in Gas inside Pipe

*松井 祐二[1]，平野 克彦[2]，小林 亮介[2]
[1]日立・研開，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー

空気音速(340m/s 程度)と水素音速(1290m/s 程度)の差を利用し、配管外側から気体音速を計測して配管内側の水素濃度を評価する技術を開発している。今回は、配管内空気に水素を模擬したヘリウムを添加して音速を変化させたときに、配管外側から超音波を送受信して音速変化を計測できる見通しを得た。
キーワード：超音波計測，気体音速，配管，ガイド波，水素濃度計測

1. 緒言

配管内に超音波センサを挿入できる場合には、超音波で直接気体の音速を計測することで水素濃度を評価できる[1]。しかし、配管外側から気体音速を計測する場合には、配管鋼材経由で超音波を気体に伝播させることになるため、超音波受信感度が低下する。さらに、正しい伝播経路を同定しないと音速精度を保証できない。そこで、ヘリウムを使って配管外側から気体音速を計測し、結果の妥当性について検証した。

2. 超音波による配管内気体の音速計測試験

配管外側に入射角 60deg で超音波センサを設置し、配管内気体を伝播した超音波を受信できた(条件を Table 1 に示す)。送信センサから受信センサに超音波が直進する経路(Fig.1(a))と、ガイド波の漏えいによる経路(Fig.1(b))を仮定した。なお、ガイド波の漏えいでは、以下の経路を想定している。配管外側の送信センサから超音波を入射すると、配管鋼材中を長手方向に伝播するガイド波が発生する。ガイド波の一部が配管内側に漏えいして気体中を伝播する。漏えい波が配管対向面に到達すると、対向面でガイド波が発生し、このガイド波を配管外側の受信センサで受信する。

配管内空気に水素を模擬したヘリウムを添加して音速を変化させ、伝播時間の計測値と、上記仮定に基づく経路から音速を算出した。直進経路を仮定した計測音速と理論音速[2]には 15%以上の誤差があったが、ガイド波の漏えいを仮定した計測音速と理論音速は 4%以内の誤差で一致した(Fig.2)。

Table1 Outline specification of experiment

Ultra sonic freq.	500 kHz
Incident angle	60 deg
Material of pipe	Carbon steel
Outer diameter of pipe	Φ457 mm
Inner diameter of pipe	Φ433 mm
Thickness of pipe	12mm
Temperature	15℃

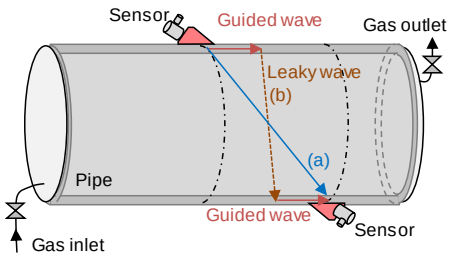


Fig.1 Schematic of ultrasonic meas. experiment for pipe

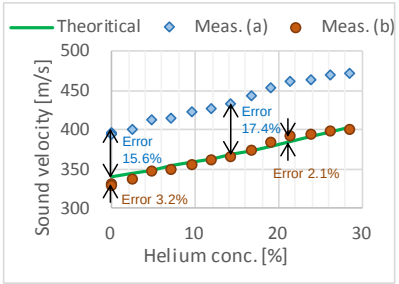


Fig.2 Meas. results of sound velocity for He conc.

3. 結論

ヘリウム添加に伴う配管内気体の音速変化を検出できること、計測音速と理論音速がよく一致したことから、配管外側から超音波送受信する場合でも音速による水素濃度計測が可能となる見通しを得た。

参考文献

[1] 福岡浩彰ほか：超音波によるガス濃度測定法，電子情報通信学会技術報告　信学技報，112(387)，7-12，(2013)
[2] 実吉純一ほか：超音波技術便覧：Ⅳ．資料　1．気体中の音速度：pp1165　(1978)

*Yuji Matsui[1], Katsuhiko Hirano[2] and Ryosuke Kobayashi[2]
[1]Hitachi, Ltd. R&D group, [2]Hitachi GE Nuclear Eenergy, Ltd.

全自動レーザー除染機の範囲拡張の検証試験装置

Feasibility Study on the Range Extender and Functionality Expansion of the Fully-automated Laser Decontamination Device

*峰原英介
ＬＤＤ（株）

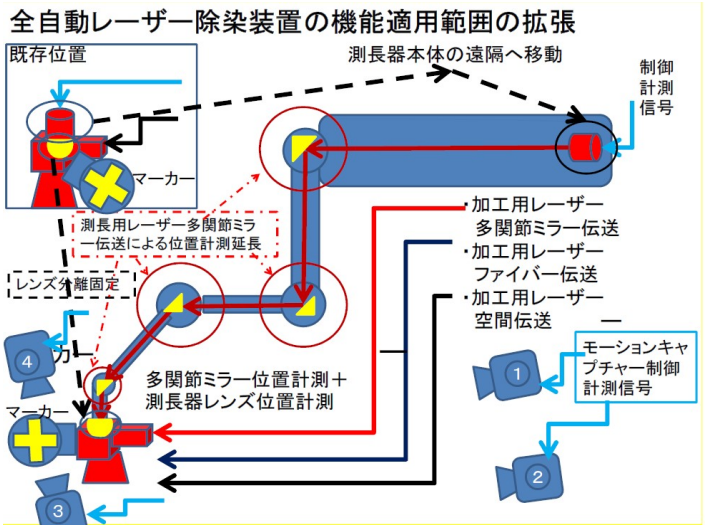
抄録　コンクリート、金属などの除染を行う全自動レーザー除染装置は、レーザー照射方向に垂直平面で10ｃｍ四角でレーザー照射方向に20ｃｍの計測範囲を持つことができる。この計測調整範囲を１ｍから20ｍ以上に拡張する方法と具体化を検証するシステムを製作し、実現可能性を確認する。

キーワード：実現可能性試験、全自動レーザー除染機、計測範囲の拡張、

1. 緒言

全自動レーザー除染装置［1,2］の機能適用範囲の拡張を行うために、比較的粗い計測制御の移動手段のアームやクローラーなどのビークルの要素をレーザー除染機の計測制御精度で統合し、制御する設計と検討を行い、報告してきた。今回は、この範囲拡張の検証試験装置を製作して計測したので報告する。

図 1、範囲拡張の検証試験装置の説明。



2. 伝送計測距離の延張

図１は、移動装置や駆動装置先端への３次元位置計測方法と計測と加工のレーザー伝送手段の範囲拡張の検証試験装置の説明である。ここではファイバー、空間伝送、多関節ミラーで、近赤外除染レーザー光伝送と多関節ミラーで可視光距離計測レーザー光伝送を検討する。ファイバーと空間伝送で高出力赤外レーザー光を 100m以上、多関節ミラーと空間伝送で可視計測レーザー光を 20m以上伝送できる。具体的な精度は、計測手段で変わるが 30μｍから 100μｍ程度で 200μｍ程度のレーザーの焦点深度より小さくできる。

3. まとめ

現在の全自動レーザー除染機［1, 2］の最大 10ｃｍ程度の計測調整範囲を数ｍから 20m程度に延長する機能拡張の検証装置を設計製作した。この装置により、幾何学的な大きさで具体的な機能や対象物に大きな制限があった全自動レーザー除染機の機能拡張が可能であることが明確になった。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Laser Review, March, 2012, Vol.40, No.3, pp.165-170、E. J. Minehara and K. Tamura, Journal of the RANDEC, No.48, Mar. 2013, pp.47-55.

[2] E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, Japanese Patent No.5610356, Oct. 2014、E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, US Patent No. US9174304B2, Nov. 3, 2015. E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, EU Patent No.2772922, Oct. 11, 2017.

*Eisuke J. Minehara、LDD Corporation

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

[3C03-05] Method of Decommissioning Accident Reactor

Chair:Koichi Kitamura(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 10:05 AM - 10:55 AM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[3C03] Study on Potential Ways of Performing the Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*DAIICHIRO OGURI[1], KAZUSHI NATSUI[1], MITSUHIRO SATO[1] （1. Association for Nuclear Decommissioning Study Study group on scenario of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant decommissioning）

10:05 AM - 10:20 AM

[3C04] Study on Potential Ways of Performing the Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*Takayuki Aoki Aoki[1] （1. Tohoku University）

10:20 AM - 10:35 AM

[3C05] Study on Potential Ways of Performing the Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*shunichi suzuki[1] （1. The University of Tokyo）

10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

事故炉廃止措置の実施方法に関する検討
(1) 福島第一原子力発電所　廃止措置のケーススタディのための予備検討

Study on Potential Ways of Performing the Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants
(1)　Preliminary case study on decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*小栗第一郎[1]、夏井和司[1]、佐藤光浩[1]
[1]原子力デコミッショニング研究会（福島第一原子力発電所廃止措置シナリオ研究会）

福島第一原子力発電所の廃止措置について、技術的観点および経済的観点から海外事例も参考にして現実的・合理的な選択肢を選び、予備的な検討を試みた。

キーワード：事故炉廃止措置、シナリオ、ケーススタディ、福島第一、燃料デブリ、放射性物質拡散リスク

1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下、１Ｆという。）の廃止措置は、放射性物質によるリスクから人と環境を守るために実施されている。本検討ではこれを踏まえて、技術的および経済的観点から、廃止措置期間を含めた現実的な廃止措置実施方法の選択肢を見出すために、海外事例も参考にしながら廃止措置の各ステップについて、放射性物質の拡散リスク管理、被ばく、作業性、適用可能技術などの観点からメリット/デメリットを検討するとともに、課題を抽出した。なお、本検討は、「原子力デコミッショニング研究会」内に「１Ｆ廃止措置シナリオ研究会」を設け、原子力関係企業、大学・学術機関に所属する会員メンバーにより行われている。

2. 海外の事故炉における事例

原子炉の廃止措置方式は即時解体（DECON)、遅延解体（SAFSTOR)、埋設（ENTOMB）があり、IAEA レポート[1]によれば、チェルノブイリ 4、スリーマイルアイランド 2、ウインズケールパイル 1 の海外事故炉は､いずれも放射性物質拡散のリスクを管理しながら長期間の Safe Enclosure 状態にあるとされている。

3. 選択肢の抽出

選択肢の抽出にあたっては、戦略的なリスク管理の必要性、燃料デブリの安定化や解体撤去時の放射性物質の飛散防止方法、長期間を意識した被ばく管理のあり方、廃止措置の最終形態の考え方などを中心に議論し、特に優先的に検討していく必要があるものとして、燃料デブリ、解体撤去、放射性廃棄物保管・処理・処分、中間形態を以下のように仮定した。

「燃料デブリ」は、全取出し、部分取出し、遅延取出し、の３ケース、「解体・撤去」は、全施設撤去、部分撤去、現状保管、の３ケース、「放射性廃棄物保管・処理・処分」は、敷地外処分、敷地内貯蔵・保管、一部(低レベル)は敷地内処分、全量敷地内処分、の４ケース、「中間形態」は、ブラウンフィールド（貯蔵場あり)、(処分場あり)、(安定的閉じ込め)、の３ケースを抽出した。

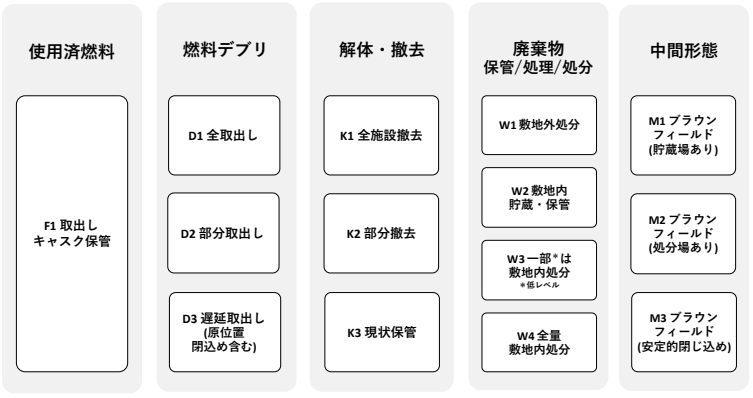


図　福島第一　廃止措置ステップとケース

4. 結言

今後、リスク、被ばく、作業性、適用可能技術などの多様な観点からメリット/デメリットや課題の抽出を行い、各ケースあるいはその組合せによって最適な選択肢が得られるよう検討していく予定である。

参考文献

[1] Experiences and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents IAEA 2014
[2] 東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2018,（原子力損害賠償・廃炉等支援機構）

*Daiichiro Oguri[1], Kazushi Natsui[1] , Mitsuhiro Sato[1] ,
[1] Study group on scenario of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant decommissioning, Association for Nuclear Decommissioning Study (ANDES)

事故炉廃止措置の実施方法に関する検討
（2）事故炉廃止措置時におけるリスク管理の考え方について

Study on Potential Ways of Performing the Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants
(2) Conceptual Idea of Risk Management for Accident-damaged Nuclear Power Plants

*青木 孝行[1]
[1]東北大学 大学院工学研究科(兼)原子炉廃止措置基盤研究センター

事故炉廃止措置は高放射線量率等に起因する困難や不明な点等を数多く抱えながら有限なリソースの下で活動を安全かつ着実に進めていく必要がある。そのためには、事故炉廃止措置時における安全リスクだけでなく、同時に経済リスクも適切に管理する必要がある。ここではその管理の考え方について検討する。

キーワード：事故炉, 燃料デブリ, 廃止措置, 安全機能, 安全リスク, 設備保全, 経済リスク

1. 緒言

事故炉廃止措置は、高放射線量率のため原子炉建屋内へ容易に立ち入ることができない等の理由から、不明な点や問題等を数多く抱えながら前へ進めて行かざるを得ない。このため、そのような困難を乗り越えて安全かつ確実に廃止措置を前へ進めるには、主要設備が担う基本安全機能の低下あるいは劣化等によって放射性物質が外部へ追加放出される可能性（安全リスク）と、投入できるリソースは有限であり経済的な破綻で廃止措置活動が実施できなくなる可能性（経済リスク）を同時に、しかも同じ土俵の上で評価・管理していくことが重要である。

2. 検討

ここでは、安全リスクと経済リスクを如何に管理していくべきか、その考え方について検討する。

2-1. 安全リスク

事故炉廃止措置は、安全リスクを現状の比較的高い状態から安全に管理できる状態、さらには管理しなくてもよい状態へ低減する事業であり、その安全リスク管理の基本原則は、下記のようなものであるべき。

(1) 安全リスクの時間総和の最小化
- 安全リスクを合理的に実施可能な限り早期かつ大幅に低減することを追求する。そのため、低減効果の大きい対策を優先実施する戦略を基本とするが、それを待たずに準備できた対策を順次実施。
- 事故炉廃止措置は不明な点等を残したまま step by step で進めざるを得ず、想定外の現実に遭遇する可能性があるので、現場作業工程の遅延による安全リスクの時間総和が増大することのないよう複数選択肢の準備とやり直しのきく方法の採用等に配慮する。
- 同様にライセンシングや社会への説明等の遅れで現場作業工程の遅延が生じることによって安全リスクの時間総和が増大することのないように周到な準備を実施する。
- 基本安全機能を有する主要設備の経年劣化は安全リスクの有意な上昇をもたらす可能性があり、その保全活動は不明な点等を残したまま実施せざるを得ない場合が想定されるので、戦略的で効率的・効果的な方法を導入する必要がある[1]。

(2) 安全リスクの一時的な上昇の許容とその最小化（上限値設定と上昇量抑制）
- 燃料デブリ取出し作業等の廃止措置を進めていく上で不可欠な人為的擾乱による安全リスクの一時的上昇は、上昇量と継続時間を合理的に実施可能な限り低減することを前提に許容する。

2-2. 経済リスク

多大なリソースを要することが想定されるので、投入できるリソースは有限であるとの認識に立ち、経済的な観点からの経済リスク管理を実施すべきである。その基本原則は下記のようなものとすべきである。

(1) 廃止措置期間中の経済リスク総和の最小化（総コストの抑制）
- シーリング管理、優先度評価（緊急度/重要度）に基づき実施事項を絞込み、優先度の高い事項を実施する。
- 現場作業工程の遅延は安全リスクだけでなく、経済リスク（コスト）も上昇させるので、合理的に実施可能な限り低減できる手法を採用する。
- 時間の経過とともに経済リスクの有意な上昇をもたらす可能性のある原子炉冷却水等の汚染の処理、すなわち二次廃棄物の発生等は合理的に実施可能な限り低減できる方法を早期に採用する。

(2) 実施が必要不可欠な緊急工事による経済リスク上昇の許容とその最小化（上限値設定とコスト抑制）

2-3. 安全リスクと経済リスクの関係

有限なリソースの下では、経済性の低下・破綻（予算削減等）は安全リスク低減対策のタイムリーな実施を阻害し安全リスクを増大させかねない。すなわち、安全リスクと経済リスクの間には強い関係があり、適切に管理する必要がある。

3. 結論

事故炉の廃止措置は、生産活動ではないが、投入できるリソースは有限であるので、生産活動を行う事業と同様、安全リスクのみでなく、経済リスクの管理も適切に実施する必要がある。

参考文献

[1] 青木孝行、“事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討（1）事故炉廃止措置のために今後検討すべきこと、実施すべきこと”、日本原子力学会 2017 年秋の大会 材料部会企画セッション 2I_PL01

*Takayuki Aoki[1]
[1]Tohoku Univ.

事故炉廃止措置の実施方法に関する検討
（3） 燃料デブリ取り出しに関する代替工法の提案

Study on Potential Ways of Performing the Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants
(3) Proposal of the alternative method for the fuel debris retrieval of the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant

*鈴木俊一[1]
[1]東京大学大学院工学系研究科

燃料デブリ取り出すためには、長期に亘って安全にかつ合理的に実施する必要がある。本発表では、大規模燃料デブリ取り出す工法について検討を行った。

キーワード：廃止措置、福島第一、燃料デブリ取り出し、ジオポリマー

1. はじめに

現在燃料デブリ取り出しは、PCV や RPV の内部調査、燃料デブリサンプリング及び小規模燃料デブリ取り出しが計画されており、着実・安全に廃炉を進める方針である。一方、一昨年、福島第一原子力発電所 2 号機及び 3 号機において原子炉格納容器の内部調査が行われ、燃料ハンドルや制御棒が PCV 底部において観察された。この結果は事故時に原子炉圧力容器底部に制御棒の RPV 貫通孔よりも大きな開口部が生じたことを示しており、燃料デブリ取り出し時には RPV 底部を構造的により安定な状況にして放射性微粒子の飛散を防止しながら作業を行う必要性を示唆している。本検討では、この状況を踏まえ、技術的視点から新たな燃料デブリ取り出し工法を検討した。

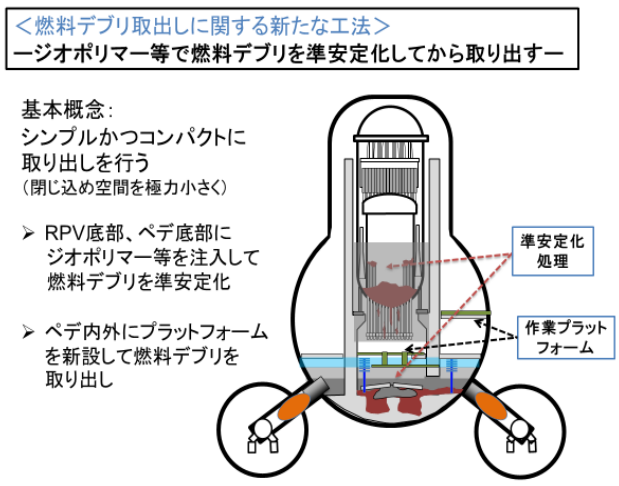
2. 代替工法の提案

2.1 ジオポリマーの利用

ジオポリマーはアルカリシリカ溶液とアルミナシリカ粉末の脱水縮合反応によって形成される非晶質ポリマーの総称であり、耐放射線性・耐熱性・含有水の少なさ等の特徴を有しているため福島第一原発の廃止措置にも廃棄物固化などの分野への適用が検討されている。課題であった施工性についても流し込み・固化が可能なことがわかった［1］。

2.2 燃料デブリ取り出し工法の提案

燃料デブリ取り出しに際して何らかの手法で燃料デブリや構造物を一旦移動しないように安定化してから取り出すことが、燃料デブリの安定性維持、放射性物質の飛散防止及び構造物の補強の観点から最も重要な概念である。この場合、安定化被覆材としては、RPV 底部やペデスタルを補強可能で、高温の燃料デブリに耐性があり、また将来の廃棄物として長期保管可能であることが条件であり、上記理由からジオポリマーにより安定化してから取り出しする方法が安全であると評価された。



3. 結言

長期に亘って安全にかつ合理的に大規模燃料デブリ取り出す工法を検討した結果、ジオポリマー等を利用して燃料デブリなど放射性物質を一旦安定化した後、放射性物質を閉じ込めながら取り出す工法が有望と判断される。

参考文献

［1］酒井泰地, 鈴木俊一, 岡本孝司, “燃料デブリ取り出しに向けた ジオポリマーの適用可能性に関する研究”, 日本保全学会, 保全学 Vol.１７, No.2, pp.87-94（2018）

*Shunichi Suzuki[1]
[1] School of Engineering, The University of Tokyo

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

[3C06-09] Various Decommissioning Technology

Chair:Takayuki Aoki(Tohoku Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 10:55 AM - 12:00 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[3C06] Reactor dismantled responding method using existing technology

*Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[2], Makito Watakabe[1], Yasufumi Kitamura[1], Haruki Morishige[1] (1. Fukushima nuclear accident contermeasure review group, 2. Kyoto Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM

[3C07] Proposal of decommissioning method proposal - Integral processing of building, equipment, piping and cable in block unit

*Makito Watakabe[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[2], Yasufumi Kitamura[1], Haruki Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

11:10 AM - 11:25 AM

[3C08] Proposed final disposal site in deep sea (part 2)

*Yasufumi Kitamura[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[2], Makito Watakabe[1], Haruki Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3C09] Review fuel debris collection method from technical requirements defined by NDF

*Yosuke Yamashiki[1], haruo Morishige[2], Makito Watakabe[2], Yasufumi Kitamura[2], Haruki Morishige[2] (1. Kyoto University, 2. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

既存技術を用いた原子炉解体工法の提案

樹脂材を用いた解体工法

Reactor dismantled responding method using existing technology

森重晴雄[1]*,山敷庸亮[2],渡壁牧人[1],北村康文[1],森重晴貴[1]
[1]福島事故対策検討会,[2]京都大学

長期運転を経た原子炉は放射化しており解体を困難にしている。本稿では原子炉内に樹脂材を注入する原子炉解体法を提案する。原子炉内全体に樹脂材を注入するとかなり放射線の減衰効果が生まれることが分かった。これにより原子炉を収納する保管容器の板厚も半減でき、廃炉が合理的に行える。

キーワード： 原子炉解体工法,樹脂，形状記憶ポリマー

1. 充填樹脂材による遮蔽効果

原子炉胴部の各点 P から点 A に至るまでの平均距離を求む。(図-1) P 点から A 点までの距離とその位置の微小長さ 2ｒｄθを乗じ積算する。半円分を求む(eq.1)

$$\int_0^{\frac{\pi}{2}} 2r\cos\theta \cdot 2r\, d\theta = 4r^2 \quad \cdots \text{eq.1}$$

これを半円長さπｒで割ると平均距離 4r/πが求まる。
原子炉の半径を 2mとすると平均距離は 2.54mとなる。
発砲ウレタンの比重は水に近く、1/10 価層も水と同等で 0.6 mとすると、この平均距離は 1/10 価層の４倍以上の距離を持つことになる。ガンマ線は１万分の１以下に減衰させることができる。これは鉄 16ｃｍに相当する。しかし半円面から点 A は直接放射を受け減衰できない。そこで、原子炉を半円に切断し予め保管容器に発砲ウレタンを充填し図-3 に示すように収納できるようにする。

図-1 原子炉断面 樹脂材の遮蔽厚さ

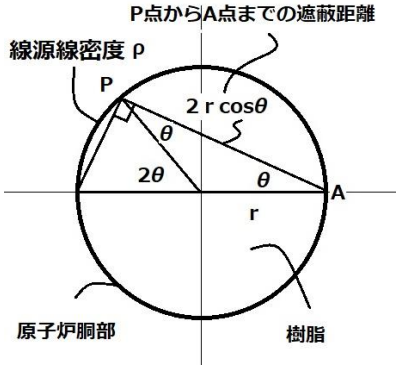


図-2 原子炉の解体工法

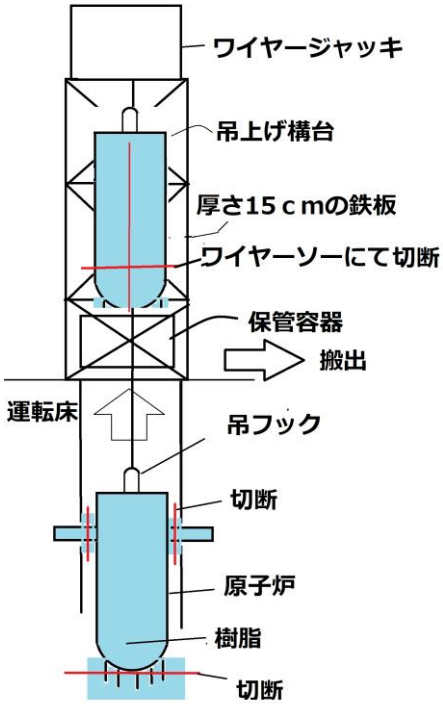
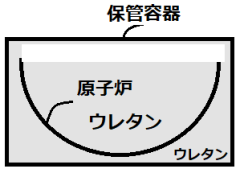


図 3 保管状況



2. 工法と経済性

樹脂を充填した原子炉をワイヤージャッキで運転床まで上げ、ワイヤーソーを使い、まず鉛直に切断し底部から順次、輪切りし保管容器に切り落とし搬出する。（図-2）全工程は約半年程度と見込む。この工法は既存技術を応用しており現地の作業工数も低減できることからコストは従来案に比較し大幅に低減されると見込む。

3.結論

原子炉を収納する鉄製の保管容器はこの減衰効果により板厚が従来の想定厚さ 30ｃｍから半減し、数 100ｔ軽減できる。本工法はモックアップ試験を行えば実現は可能である。

Haruo Morishige[1]*, Yosuke Ymashiki[2], Makito Watakabe[1], Yasufumi Kitamura[1] and Haruki Morishige[1]
Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group[1] ,Kyoto Univ[2]

廃炉工法提案ー建屋と機器・配管・ケーブルをブロック単位の一体処理

短工程・合理化を目指す

PROPOSAL of decommissioning method proposal - Integral processing of building, equipment, piping and cable in block unit

[1]*渡壁牧人, [1]森重晴雄,[2]山敷庸亮,[1]北村康文,[1]森重晴貴
[1]福島事故対策検討会,[2]京都大学

長期運転を経た原子炉建屋とその建屋内の配管や電気計装品は放射性物質を取り込んでいる。この放射性物質が建屋解体を困難にしている。しかしこの放射性物質とこれから発生する放射性ダストの問題が解決されれば、原子炉の建屋解体は容易となる。樹脂を建屋内に充填すると放射性物質とダストを機器・配管・ダクトを一括に閉じ込めることができる。建屋をサイコロ状に切断すると、ブロック単位建屋ごとに大型クレーンで搬出できる。このブロックを大型車両で隣接する解体工場に輸送する。

その後、ブロック内の機器・配管・計装品・建屋躯体をロボットが順次解体すれば一括で短時間に解体できる、本稿では原子炉内に樹脂を注入する原子炉建屋解体案を提案する。

キーワード： 原子炉建屋ブロック解体工法,樹脂，形状記憶ポリマー、建屋

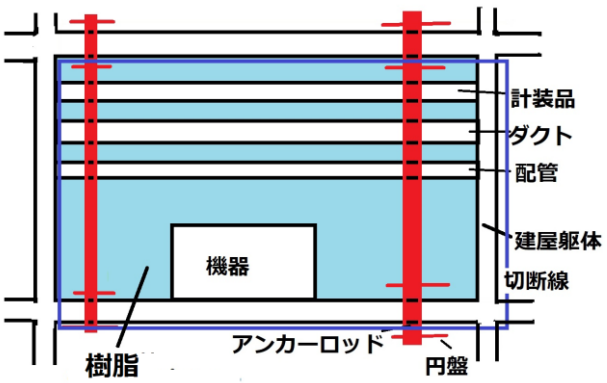
1. 研究の目的

既存技術の延長上でも原子炉建屋が安全に合理的に行えることを明らかにする。

2. 樹脂注入の効果

(1) 建屋と機器とが一括同時解体できる。
(2) 配管、ダクト、機器を固定できる。
(3) 放射能ダストを完全に密閉できる。
(4) 人手が大幅に省力できる。
(5) 被ばく線量が極めて少なくなる。
(6) 廃棄物の分別処理が一元管理される。

図-1 原子炉建屋の解体工法



3. 工法の概要

Step1 建屋にアンカーボルトを打ち込む、
Step2 樹脂を充填する。
Step3 建屋を 5m角単位で切り出し大型クレーン で吊り上げ輸送台車に搭載する。
Step4 解体工場に移動
Step5 そのブロックを解体工場でロボットでコンクリート、鉄材と汚染レベルに応じて解体する。

3. 工程と経済性

全工程は約 2 年程度と見込む。この工法は既存技術を応用しておりほぼ新規開発はなく現地の作業工数も低減できることからコストは従来案に比較し大幅に低減されると見込む。

4.結論

樹脂は本工法では遮蔽、密閉の機能を持っているだけでなく、切断した配管・ダクトなどの固定する役割も果たす。その役割を終えると加熱すれば液化し回収できる。本工法は実機適用に先立ちモックアップ試験を行う必要はあるが,既存技術の応用であり実現は可能である。建屋と原子炉（本大会投稿）に本工法を適用すればさらにその相乗効果は高い。

.

[1]*Makito Watakabe, [1]Haruo Morishige, [2],Yosuke Ymashiki Yasufumi Kitamuraand [1]Haruki Morishige
Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group[1] ,Kyoto Univ[2]

深海での最終処分地提案その 2

製作法と課題を整理

Proposed final disposal site in deep sea (part 2)

[1]*北村康文,[2] 山敷庸亮, [1] 森重晴雄,[1],渡壁牧人 [1] 森重晴貴
[1] 福島事故対策検討会,[2] 京都大学

深海を最終処分地とする案を 2018 原子力学会の秋の大会で発表した。今回はさらに貯蔵する能力や製作方法概略を述べ、課題について整理した。

キーワード： 深海,最終処分地

1. 研究の目的
廃炉した廃棄物を最終処分する深海地とする可能性を研究する。

2. 想定規模
森重が行った研究[2]を元にタンクを表-1 に想定した。

表-1 超大型海底タンクの概要				
長さ	内径	外径	肉厚	深度
400m	47m	62m	7.5m	800m
構造：炭素繊維シート補強				

3.目標貯蔵能力
原子力発電所が運転以来発生する廃棄物が収納できる容量を目標貯蔵と表-2 に示した。

表-2 廃棄物の容量	
機器	原子炉、炉心、補器など 3000 t
配管	2000 t
燃料	3000 体分
ドラム管	10,000 本

4 保管形態
図 1 に保管時のタンク断面を示す。高い放射線を持つ廃棄物は下の階に配置した

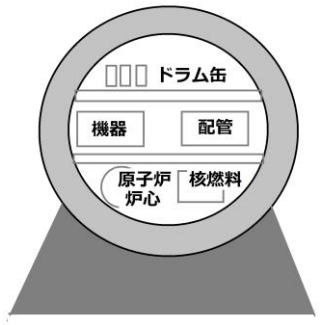


図-1 保管時のタンク断面

5. 課題
(1) コンクリートの耐久性
塩害が進むと鉄筋が腐食し膨張しコンクリートを破壊することが判った。しかし当方は鉄筋を使用せず炭素繊維シートを使う。塩害が炭素繊維シートに及ぼす影響を調査する必要がある。
(2) 地震対策
大陸プレートの境界部分は地震が多いが、その他は地震や変動が少ない。しかし地盤が安定していても、津波の影響を受ける。その評価と対策が必要
(4)国際法
現状、放射性廃棄物の海洋投棄は禁じられている。国際法について議論する必要がある。

6. 結論
深海に設置する可能性がある。国内外において最終処分地を選定する際に数万年と生活圏が及ばない安定した地層が求められている。国が最終処分地を決定するまで深海に最終処分地が妥当どうか求める研究は意義がある。

7. 参考文献
[1] 原子力学会 2018 春の大会, 深海に設置した超大型のコンクリート製タンクを最終処分地とする構想 森重茂美
森重晴雄, 山敷庸亮, 森重はるみ
[2] 三菱重工技報 Vol34 No.5（1994-9）, 深海電力貯蔵プラント 森重晴雄、小室隆信

[1]*Yasufumi Kitamura, [1]Haruo Morishige, [2]Yosuke Ymashiki, [1]Makito Watakabe and [1]Haruki Morishige
Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group[1] ,Kyoto Univ[2]

燃料デブリ回収工法案をNDFが定めた技術要件について検証
実現可能性について検討
Review fuel debris collection method from twelve technical requirements defined by NDF

[1]*山敷庸亮, [2]森重晴雄, [2]渡壁牧人, [2]北村康文, [2]森重晴貴
[1]京都大学、[2]福島事故対策検討会

原子炉損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)は 2015 年から毎年「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」[1]と題して燃料デブリ取り出しを中心にその検討状況を報告している。燃料デブリ回収工法を選定する為に定めた技術要件 9 項目及び燃料デブリの安全・安定保管に係る 3 つの技術要件が定められている。本投稿では、気中工法と当方が提案しているアイス工法それぞれの技術要件 12 項目について検討した。

キーワード： 福島事故対策,燃料デブリ回収，技術的要件，臨界,閉じ込め,保管容器

1. 研究の目的
燃料デブリ取り出し工法を NDF が定めた技術要件からその実現性を評価する。

2. 技術項目評価
NDF が定めた工法選定要件 9 項目と保管要件 3 項目に対して気中工法とアイス工法を表-1 にそれぞれ評価を行った。

表-1 技術項目評価

	No	技術要件	気中	アイス
工法選定の技術要件	①	閉じ込め機能	△	○
	②	冷却機能	△	○
	③	臨界管理	△	○
	④	構造健全性	×	○
	⑤	被ばく低減	×	○
	⑥	労働安全	×	○
	⑦	アクセスルート	△	○
	⑧	機器・装置開発	△	○
	⑨	系統設備・エリア構築	△	○
保管要件	①	収納・移送・保管	×	○
	②	廃棄物の取扱い	×	○
	③	保障措置	×	○
保管容器数			約 1 万	30
経済性評価			×	○

3. 気中工法の問題点
(1)保管容器数が膨大
約 1 万個[2]。状況によっては 3 万個に拡大。
(2)閉じ込め機能が不十分
負圧管理しても Pr 粒子は重いために流入する空気を遡上し外界に出る。負圧装置のフィルターに膨大な放射性物物質が残る。
(3)臨界対策が不十分
1 回の取出し量が最少臨界量を超えている。
(4)構造健全性
ペデスタル基礎の鉄筋は事故時に熔融した高温の燃料デブリが損傷させたが､補強策がない。
(5)アクセスが複雑になる。
負圧管理の為にエアロックが必要となりアクセスが複雑になる。
(6)保障措置が困難
保管容器が約 1 万個と膨大で、巨大な収納庫が必要なため、定期的なシール交換や計量管理が困難。

4. アイス工法のメリット
(1)ダイヤモンドより硬い窒化ホウ素のブラストを高温水蒸気とともに燃料デブリに噴射し、粉体状に削り、建屋外の保管容器まで管内輸送する。(2)保管容器内で粉体を極低温真空蒸着し完全回収するのでフィルターを必要としない。(3)ペデスタルの周囲をアイスが補強し転倒対策を行ない、構造健全性を得ている(4)デブリと RPV と PCV の境界に氷を張り防護区画を 3 重とし閉じ込め機能を高めた。(5)燃料デブリ周りを凍結することにより汚染水源の源を断つことが出来る。(6)保管容器はホウ素フィンを着けた臨界対策を行ったので容量が臨界質量を大幅に超え 100 t と大容量となった。その結果、総数が 30 個と少なく計量管理が容易である。粉体輸送のために蓋やシールがなく弁がゲートとなっておりメンテナンスが容易である。

5. 結論
気中工法の現状案では保管容器が約 1 万個と多く経済的にも厳しい。一方アイス工法は要件をすべて満たしている。アイス工法は保管容器を格納容器外に設置する為に制約が少なく 1 個あたりの保管容量が大容量となった。気中工法が未だすべての技術課題を満たしておらず、臨界や倒壊や公衆汚染の危機にあり実現は極めて厳しいとの結論を得ざるを得ない。

参考文献
[1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構　東京電力㈱福島第一発電所の廃炉のための技術戦略プラン2015～2018
[2] 日本原子力研究開発機構平 成 27 年 度 燃料デブリの処理・処分に関する予察的調査 報 告 書
[3] 日本原子力学会　2016年春の大会 福島事故対策・燃料デブリアイス回収工法　森重晴雄、山敷庸介
[4] ASME　PVP2017　ICE FUEL DEBIRIS COLLECTION METHOD AT FUKUSHIMA NUCLEAR POWER STATION (PRESENTAION ONLY) 2017 年 7 月 18 日　Haruo Morishige,Yousuke Yamashiki.

[1]*Yosuke Ymashiki, [2]Haruo Morishige, [2]Makito Watakabe, [2]Yasufumi Kitamura and [2]Haruki Morishige
[1] Kyoto Univ ,[2]Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3D01-05] Actnides Separation

Chair:Tatsuya Suzuki(Nagaoka Univ. of Tech.)

Fri. Mar 22, 2019 9:45 AM - 11:05 AM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D01] Adsorption separation of uranium and thorium by ligand-immobilized hydrogel from nitric acid solution

*Masahiko Nakase[1], Tomoo Yamamura[2], Kenji Shirasaki[3], Mitsuie Nagai[3], Tohru Kobayashi[4], Daiju Matsumura[4], Kenji Takeshita[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Laboratory of Alpha-Ray Emitters, Institute for Material Research, Tohoku University, 4. Material Sciences Research Center, Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3D02] Examination of new extractants for minor actinides separation

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tomohiro Kawasaki [1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D03] Optimization in flow-sheet of extraction chromatography with CMPO and HDEHP impregnated adsorbents

*Sou Watanabe[1], Tatsuya Senzaki[1], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1], Kiyoharu Nakatani[2], Tsuyoshi Arai[3], Haruaki Matsuura[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tsukuba University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. Tokyo City University)

10:15 AM - 10:30 AM

[3D04] Study on mass transfer coefficients in solvent extraction systems using new extractants for MA recovery

*Atsushi Sakamoto[1], Kazunori Kawanobe[2], Yuichi Sano[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. JAEA, 2. Ascend Co.,Ltd.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3D05] Study on mass transfer coefficients in solvent extraction systems using new extractants for MA recovery

Shusaku Asano[2], Taisuke Maki[2], Kazuhiro Mae[2], *Yuichi Sano[1], Kazunori Kawanobe[3], Atsushi Sakamoto[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto University, 3. Ascend Co., Ltd.)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

配位子搭載型ハイドロゲルによる硝酸溶液からのウラン，トリウムの吸着分離

Adsorption separation of uranium and thorium by ligand-immobilized hydrogel from nitric acid solution

*中瀬 正彦[1]，山村朝雄[2]，白崎謙次[3]，永井満家[3]，小林徹[4]，松村大樹[4]，竹下健二[1]

[1]東工大先導原研，[2]京大複合原科研，[3]東北大学金研，[4]原子力機構

重合性官能基を有する *N,O*-ハイブリッドドナー配位子，感温性モノマーの *N*-イソプロピルアクリルアミド(NIPA)，架橋剤の *N,N'*-メチレンビスアクリルアミド(BIS)をラジカル重合により感温性ハイドロゲル吸着剤を合成し，硝酸溶液からの UO_2^{2+}, Th^{4+}の吸着分離挙動を調査した．吸着に及ぼす振とう時間，酸濃度，温度依存性を取得したところ，溶媒抽出と吸着分離挙動に差異が見られた．高レベル廃液程度の数 M の酸濃度での U/Th 分離の可能性と，複雑な吸着メカニズムが示唆された．

キーワード：ウラン，トリウム，再処理，ゲル液抽出，溶媒抽出，分離科学

1. 緒言　Th サイクルが再注目されているが，バックエンド技術が未成熟で成立性は不透明であるため検討が必要である．Th 燃料再処理では既往のリン酸トリブチルやモノアミドが利用可能だが分離係数が十分高くはなく，強烈な放射線環境による配位子の分解抑制も課題となる．そこで配位子を化学結合によってポリマーに取り込ませたゲル吸着剤を開発している (Fig.1) [1, 2]．ポリマー中の水環境変化，ゲルの化工物性も吸着分離挙動に影響すると考えられ，まずは系統的な吸着実験によって吸着挙動との相関を調べた．

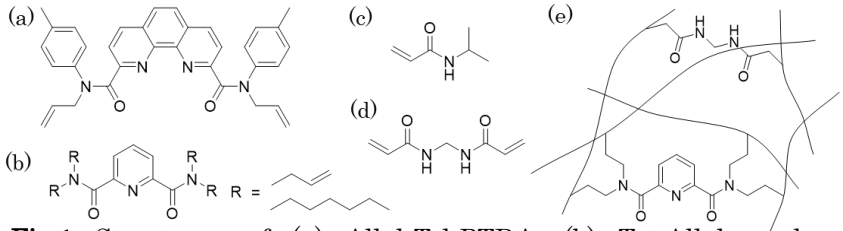


Fig.1 Structures of (a) Allyl-Tol-PTDA, (b) Tet-Allyl- and Tet-Hex-PDA, (c) NIPA, (d) BIS, and (e) ligand-immobilized gel.

2. 実験方法　合成後に乾燥，粉砕したゲル 3mg と UO_2^{2+}乃至は Th^{4+}を含む 1 mL の水相を 5mL 容器に加えて 5, 25, 40℃で規定時間振とうした．その後シリンジフィルタで溶液を分取して 0.5 mL を蒸発乾固後に内標準のイットリウムと硝酸を加えて ICP-AES で分析した．

3. 結果と議論　**Fig.2** に硝酸濃度と温度が PTDA-gel による UO_2^{2+}, Th^{4+}吸着に及ぼす影響を示した．UO_2^{2+}吸着には大きな酸濃度と温度依存性は見られなかったのに対し，Th^{4+}は酸濃度について吸着量に明確な極大値が見られると共に温度も複雑な傾向を示した．UO_2^{2+}と Th^{4+}はともに配位子以外の高分子骨格，おそらく NIPA のカルボキシル基との相互作用，ゲル中の金属イオンの水和や溶媒和挙動の差異による配位子場効果，複雑な酸濃度依存性，温度依存性を示しものと考えられる．講演では溶媒抽出結果との比較や吸着等温線も示し，考え得る吸着メカニズムと本吸着材の改良・設計方針についても論ずる．

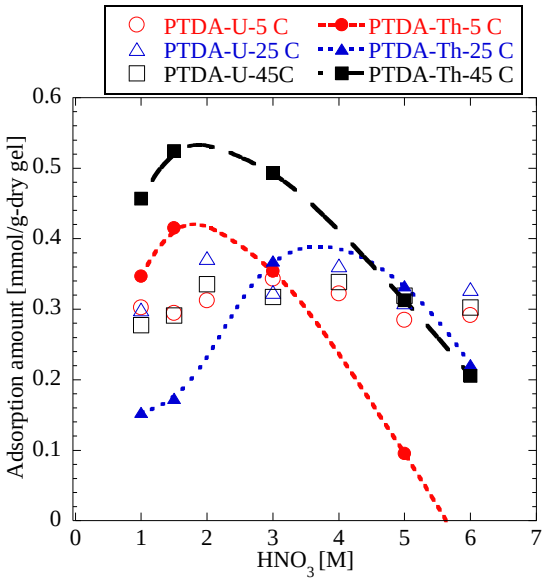


Fig.2 Effect of acidity and temperature on UO_2^{2+} and Th^{4+} adsorption by PTDA-gel

4. 謝辞　本研究は日本学術研究会科研費挑戦的研究(萌芽)(18K19043). 東北大学金研 α 放射体実験室利用共同研究, 17K0086, 18K0108 によって推進されている．

*Masahiko Nakase[1],Tomoo Yamamura[2],Kenji Shirasaki[2],Mitsuie Nagai[3],Tohru Kobayashi,Daiju Matsumura and Kenji Takeshita[3]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Kyoto University, [3]Tohoku University, [4]Japan Atomic Energy Agency.

マイナーアクチノイド分離のための新抽出剤の検討

Examination of new extractants for MA separation

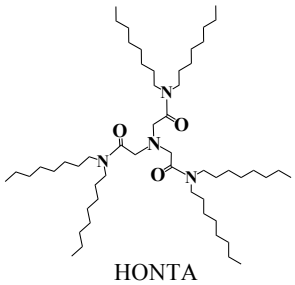
*鈴木 英哉，津幡 靖宏，黒澤 達也，
柴田 光敦，川崎 倫弘，松村 達郎
日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構では、分離変換技術の確立を目指して、使用済燃料溶解液中からマイナーアクチノイド(MA)を回収するための分離技術の研究開発を行っている。MA に対し優れた選択性と高い実用性を持つ窒素ドナー抽出剤を用い、MA/RE 分離、及び Am/Cm 分離について検討し、良好な分離結果を得た。

キーワード：分離変換、MA 分離、溶媒抽出、抽出剤、HONTA、ADAAM

1. 緒言

使用済燃料溶解液中に含まれるアメリシウム(Am)等の長半減期の MA を核変換によって、短半減期化あるいは安定核種化するためには、使用済核燃料溶解液中から MA を分離･回収する必要がある。さらに、核変換燃料製造の妨げとなる発熱性キュリウム(Cm)を除去することが望ましい。しかしながら、3 価の MA と 3 価の希土類元素(RE)は性質が似ているため、分離は極めて難しく、Am と Cm との相互分離はさらに困難である。図 1 に示した N ドナーと O ドナーを持つ多座配位抽出剤：ヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA) [1]、及びアルキルジアミドアミン(ADAAM)を用い、溶媒抽出法による抽出分離試験、及び抽出剤の性能を評価し、2 種の抽出剤を用いた新しい分離法について検討した。



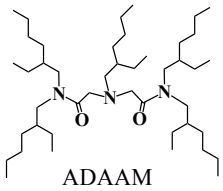


図 1　抽出剤の構造

2. 実験

トレーサー量の ^{241}Am、^{244}Cm、及び RE を含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤を溶解したドデカン溶液(有機相)の等容量を振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相、及び有機相のα線をそれぞれ計測し、^{241}Am、^{244}Cm を定量した。その他の金属イオンは ICP-MS、または ICP-AES を用いて濃度を測定し、分配比を求めた。

3. 結果・考察

0.05 M HONTA と 0.2 M ADAAM を混合した有機相を用いた抽出試験の結果を図 2 に示す。2 M 硝酸における Am と Cm の分離係数($SF_{Am/Cm}$)は 4.8、0.06 M 硝酸での $SF_{Am/Nd}$ = 6.5 となり、多段抽出によりそれぞれの相互分離が可能であることがわかった。最初に 2 M 硝酸で Am と軽希土類(La～Nd)を抽出した後、有機相を 0.06 M 硝酸と接触させ、Am のみを有機相中に残し La～Nd を逆抽出することができる。また、Am は 0.2 M あるいは 4 M 硝酸によって逆抽出できる。本研究結果から、硝酸の濃度調整のみで、Am 分離が可能であることが示唆された。

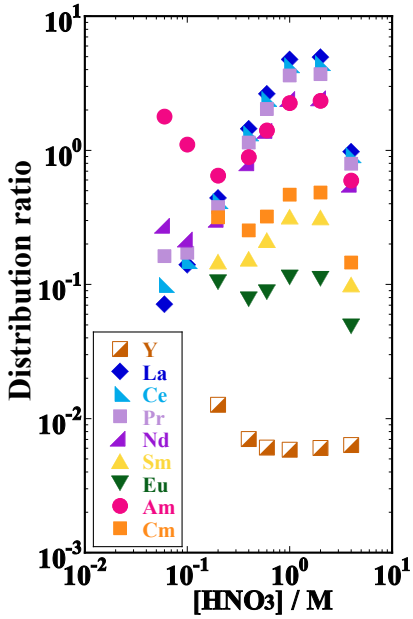


図 2 分配比と硝酸濃度の関係
有機相：[HONTA] = 0.05 M,
[ADAAM] = 0.2 M / ドデカン
水　相：[HNO_3] = 0.06～4 M

参考文献

[1] Y. Sasaki, et al., *Chem. Lett.*, **2013**, *42*, 91-92.

*Hideya Suzuki , Yasuhiro Tsubata, Tatsuya Kurosawa, Tomohiro Kawasaki, Mitsunobu Shibata and Tatsuro Matsumura.
Japan Atomic Energy Agency

CMPO, HDEHP を用いた抽出クロマトプロセスの最適化

Optimization in flow-sheet of extraction chromatography with CMPO and HDEHP impregnated adsorbents

*渡部　創[1]，先崎　達也[1]，柴田　淳広[1]，野村　和則[1]，中谷　清治[2]
堀内　勇輔[3]，新井　剛[3]，松浦　治明[4]
[1]原子力機構，[2]筑波大学，[3]芝浦工業大学，[4]東京都市大学

CMPO, HDEHP 吸着材を用いた 2 段階フローシートの最適化として提案したフローシートの性能実証のため、Am, Cm を含む溶液を用いたカラム分離試験を実施した。

キーワード：抽出クロマトグラフィ，MA 回収，CMPO，HDEHP

1. 緒言

これまでに抽出クロマトグラフィを用いた MA 回収工程として、CMPO/SiO_2-P 及び HDEHP/SiO_2-P を用いた 2 段階のフローシートを開発してきた。SETFICS 及び TALSPEAK を基にしたフローシートを用いることで、DTPA 等の錯形成剤を含まない MA 製品溶液が得られることを示したが、MA 回収率の向上が課題として挙げられた[1]。前回の報告にて、溶離液の酸濃度を微調整することで希土類元素の溶離挙動が大きく変化することを示した[2]。本件では、溶離液組成を最適化した改良フローシートの性能を実証するため、MA を含む溶液を対象としたカラム分離試験を実施した。

2. 試験

Am, Cm 及び代表的な FP 元素を含む 5 M 硝酸溶液をフィード液としてカラム分離試験を実施した。カラムサイズは 1cm ϕ ×32cmH で、通液速度は 2 cm/min、操作温度は CMPO/SiO_2-P カラムで 50℃、HDEHP/SiO_2-P カラムで 25℃とした。カラム溶出液を一定分画毎に採取して、含まれる元素濃度を分析し、クロマト溶離曲線を得た。

3. 結果及び考察

CMPO/SiO_2-P カラム分離曲線を Fig. 1 に示す。MA と Nd の分離は良好であり、Nd の除染係数(DF_{Nd})を 10^2 とした場合、MA 回収率は 94 %以上であった。改良前(DF_{Nd} = 2, MA 回収率 = 94 %)と比較して、性能が向上していると言える。HDEHP/SiO_2-P カラムでは MA からの Eu の分離効率が大幅に向上し、$DF_{Eu} > 10^3$、MA 回収率 > 98 %と、今回の改良によって MA 回収率が約 20 %向上した。2 サイクル合わせての性能としては、MA 回収率は Am で 93 %、Cm で 97 %、$DF_{Nd} > 10^2$, $DF_{Eu} > 10^3$ であり、今後本フローシートをリファレンスとして、新抽出剤を用いたプロセス等、より高性能かつ 2 次廃棄物発生量の少ないプロセスの構築を目指す。

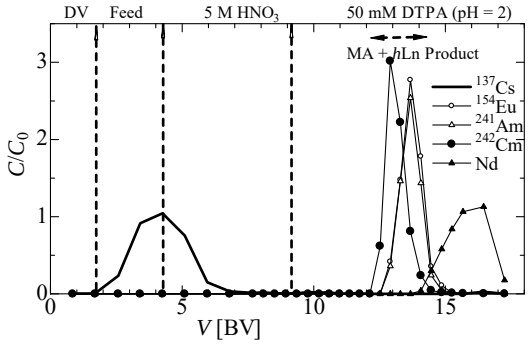


Fig. 1 CMPO カラム分離曲線

参考文献

[1] S. Watanabe, et al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 316, 1113-1117 (2018).
[2] 堀内　他、2018 年原子力学会秋の大会、2J-10

*Sou Watanabe[1], Tatsuya Senzaki[1], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1], Kiyoharu Nakatani[2], Yusuke Horiuchi[3], Tsuyoshi Arai[3], Haruaki Matsuura[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]University of Tsukuba, [3]Shibaura Institute of Technology, [4]Tokyo City University

新抽出剤による MA 回収溶媒抽出プロセスにおける物質移動係数の評価 （1）単一液滴法及び平面接触攪拌法による評価

Study on mass transfer coefficients in solvent extraction systems using new extractants for MA recovery
(1) Analysis by the single drop method and the Nitsch cell

*坂本 淳志[1]，川野邊 一則[2]，佐野 雄一[1]，岡村 信生[1]，渡部 雅之[1]，鈴木 英哉[1]，松村 達郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]（株）アセンド

MA 回収用に開発された新抽出剤を対象に、抽出・逆抽出速度を議論する上で必須となる水相／有機相間の物質移動係数を単一液滴法及び平面接触攪拌法を用いて取得した。得られた値から向流抽出時の抽出挙動を推定するとともに既報の実験結果とおおむね一致することを確認した。

キーワード：物質移動係数，単一液滴法，平面接触攪拌法，マイナーアクチニド

1. 緒言

原子力機構では、高レベル放射性廃液中に含まれるマイナーアクチニド（MA）の分離・回収に向けて、TDdDGA や HONTA 等の抽出剤を開発している[1]。これらの抽出剤を使用した溶媒抽出系における各イオンの水相／有機相間の物質移動係数は、MA 分離・回収プロセスの構築・最適化を進める上で重要なデータとなる。本研究では、単一液滴法及び平面接触攪拌法を用いてこれら抽出剤の物質移動係数を取得するとともに、得られた値から向流抽出時の抽出挙動を推定し、実験結果との比較・評価を行った。

2. 実験及び解析

単一液滴法（図 1（左））では、水相で満たされた円筒槽の底部から有機相を供給し油滴を発生させた。有機相の供給位置を変更することで、円筒槽内の油滴通過時間（滞留時間）を変更させ、油滴形状から求めた有機相／水相界面積から物質移動係数を算出した。平面接触攪拌法（図 1（右））では、円筒槽内で二相を接触させた状態で有機相／水相界面が乱れないよう攪拌を行い、攪拌時間の違いから物質移動係数を算出した。有機相には TDdDGA、HONTA を含むドデカン溶媒、水相には金属元素（Nd、La）を含む硝酸溶液を使用し、各相中の金属濃度の変化を ICP-AES により測定した。

3. 結果及び考察

0.1M TDdDGA－ドデカン／1mM Nd－3M 硝酸条件及び 0.1M TDdDGA－20 vol% 2-ethyl-1-hexanol－ドデカン／1mM Nd－2M 硝酸条件における Nd 抽出時の物質移動係数として、それぞれ 6.0×10^{-5} m/s 及び 8.1×10^{-6} m/s が得られた。これらの物質移動係数を用いて Nd を対象とした向流抽出時の Nd 濃度変化を算出した結果、既報の実験結果[2]と概ね一致することを確認した（図 2）。0.05M HONTA－ドデカン／2 mM Nd－0.07M 硝酸条件において得られた Nd 抽出時の物質移動係数は 4.8×10^{-7}m/s であり、溶媒に TDdDGA を含む上記の系で得られた値に比べて小さく、溶媒抽出操作において、より長い混合時間や大きな接触面積が必要となることが示された。

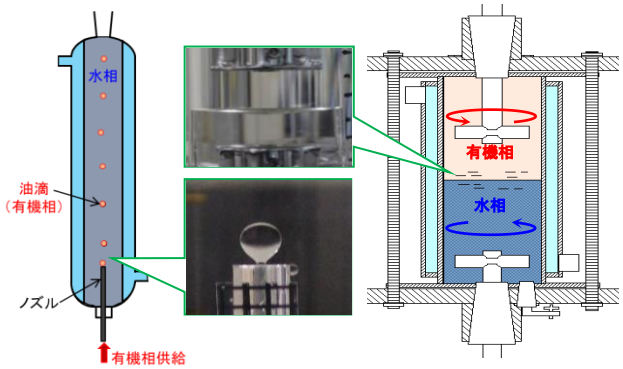


図 1　試験装置概略（左：単一液滴法、右：平面接触攪拌法）

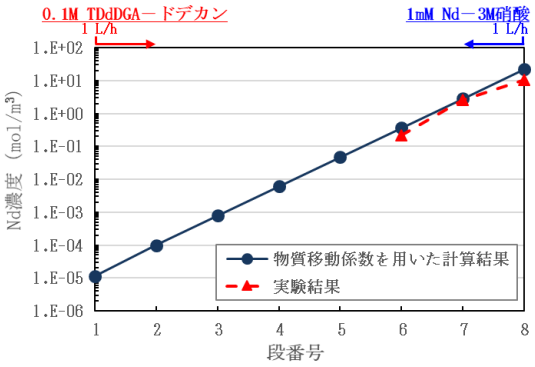


図 2　Nd 向流抽出時における有機相中 Nd 濃度変化
（物質移動係数を用いた計算結果と実験結果との比較）

参考文献　[1] 松村 他、日本原子力学会 2018 年秋の年会 2J14、[2] 木部 他、日本原子力学会 2016 年秋の大会 1H13

* Atsushi Sakamoto[1], Kazunori Kawanobe[2], Yuichi Sano[1], Nobuo Okammura[1], Masayuki Watanabe[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ascend Co., Ltd.

新抽出剤による MA 回収溶媒抽出プロセスにおける物質移動係数の評価 （2）マイクロデバイスによる評価

Study on mass transfer coefficients in solvent extraction systems using new extractants for MA recovery
(2) Analysis by microdevice

浅野 周作[1]，牧 泰輔[1]，前 一廣[1]，
*佐野 雄一[2]，川野邊 一則[3]，坂本 淳志[2]，岡村 信生[2]，渡部 雅之[2]，鈴木 英哉[2]，松村 達郎[2]
[1]京都大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]（株）アセンド

MA 回収用に開発された新抽出剤を用いた溶媒抽出プロセスにおける物質移動係数について，マイクロデバイスを用いた評価を行った。Nitsch セル等を用いた既存の評価手法に対して，使用する溶液量を大幅に低減させた条件下で物質移動係数の取得が可能であることを確認した。

キーワード：物質移動係数，マイクロデバイス，マイナーアクチニド

1. 緒言

原子力機構では，高レベル放射性廃液中に含まれるマイナーアクチニド（MA）の分離・回収に向けて，TDdDGA や HONTA 等の抽出剤を開発している。これらの抽出剤を使用した溶媒抽出系における各イオンの水相／有機相間の物質移動係数は、MA 分離・回収プロセスの構築・最適化を進める上で重要なデータとなる。本研究では，Nitch セル等を用いた既存の物質移動係数評価手法[1]に対して，装置の小型化や使用する溶液量の低減化が期待されるマイクロデバイスを用いた評価手法について調査を行い，適用性を検討した。

2. 実験及び解析

本研究で使用した実験装置の概略図を図 1 に示す。有機相に TDdDGA もしくは HONTA を含むドデカン溶媒，水相に Nd を含む硝酸溶液を用いて，各相を内径 1mm の PTFE 管内に供給することにより，有機相を連続相，水相を分散相としたスラグ流を発生させた。所定の長さに調整した管内を通過した後の水相中の Nd 濃度の変化を ICP により測定し，管内の通過時間（滞留時間）及び有機相／水相界面積との関係から各系における Nd 抽出時の物質移動係数を算出した。算出に際し，スラグと管壁面に形成される液膜の影響について，スラグ長さを変化させることにより予め評価を行った。

3. 結果及び考察

水相中の Nd 濃度の変化に及ぼすスラグ長さの影響は認められず，有機相／水相界面としてスラグ両端面とともに液膜面を考慮する必要があることが示唆された。スラグ両端面及び液膜面を界面として評価・算出した 0.1M TDdDGA－ドデカン／1mM Nd－3M 硝酸及び 0.05M HONTA－ドデカン／2mM Nd－0.07M 硝酸における Nd 抽出時の物質移動係数の値を表 1 に示す。得られた値は既存の物質移動係数評価手法[1]により算出した値と概ね一致した。本評価で使用した溶液量は数 mL／1 条件であり，廃液発生量の低減が要求される放射性物質を対象とした測定環境等において有効な手法であると考えられる。

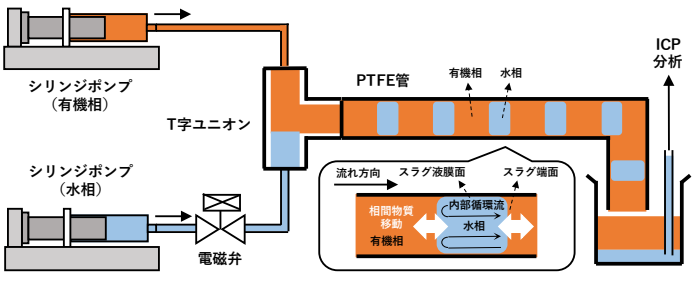


図 1　実験装置概略図

表 1　Nd 抽出時の物質移動係数

水相／有機相	物質移動係数 (m/s)
1mM Nd－3M 硝酸／ 0.1M TDdDGA－ドデカン	6.5×10^{-5}
2mM Nd－ 0.07M 硝酸／ 0.05M HONTA－ドデカン	5.2×10^{-7}

参考文献　[1] 坂本　他、日本原子力学会 2019 年春の年会

Shusaku Asano[1], Taisuke Maki[1], Kazuhiro Mae[1], *Yuichi Sano[2], Kazunori Kawanobe[3], Atsushi Sakamoto[2], Nobuo Okamura[2], Masayuki Watanabe[2], Hideya Suzuki[2], Tatsuro Matsumura[2]
[1]Kyoto University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Ascend Co., Ltd.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3D06-06] Separation Behavior of FPs

Chair:Masatoshi Iizuka(CRIEPI)

Fri. Mar 22, 2019 11:05 AM - 11:20 AM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D06] Study on fluorination behavior of molybdenum compounds for fluoride volatility method

*Daisuke Watanabe[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1] （1. Tohoku University）

11:05 AM - 11:20 AM

©Atomic Energy Society of Japan

フッ化物揮発法におけるモリブデンのフッ化挙動に関する検討

Study on fluorination behavior of molybdenum compounds for fluoride volatility method

*渡邉 大輔[1]、秋山 大輔[1]、佐藤 修彰[1]

[1]東北大学

フッ化物揮発再処理法におけるモリブデンのフッ化挙動を理解するため、熱重量・示差熱分析法および X 線回折法によりモリブデン化合物のフッ化反応を調べた。フッ素雰囲気において金属 Mo、MoO_2、MoO_3 を加熱すると、それぞれ 160 ºC、160 ºC、240 ºC 以上で発熱反応により揮発することが分かった。

キーワード：再処理、フッ化物揮発法、核分裂生成物、モリブデン

1. 緒言

フッ化物揮発法では使用済燃料をフッ化剤と反応させ、生成したフッ化物の蒸気圧の差を利用して核燃料物質を選択的に揮発分離して回収する。モリブデンは使用済燃料に含まれる核分裂生成物元素の一つであり、六フッ化物が比較的高い蒸気圧を持ち、フッ化物揮発法では UF_6 とともに揮発すると考えられているため、フッ化挙動を理解するべき重要な元素である。モリブデンのフッ化挙動については、反応生成物として MoF_6 等が報告されているが[1]、反応経路や反応温度は詳しく検討されていない。本研究では、モリブデン化合物のフッ化挙動について、反応経路および反応温度を熱重量・示差熱分析法（TG-DTA）および X 線回折法（XRD）により明らかにすることを目的とした。

2. 実験

アルゴン雰囲気のグローブボックス内に設置された示差熱天秤（Rigaku Themoplus 2）を用い、フッ素雰囲気でモリブデン化合物の TG-DTA 曲線を取得した。反応経路を検討するため、フッ化処理後の残留物を XRD により同定した。モリブデン化合物には、金属 Mo、MoO_2、MoO_3 を用いた。各実験におけるサンプル重量は 10 mg 程度とした。キャリアガスの Ar の流量は 40 ml/min、10%F_2-N_2 の流量は 20ml/min とした。昇温速度 10 ºC/min とし、常温から 500 ºC まで昇温し、その際のサンプルの重量変化および熱量変化を測定した。

3. 結果および結論

フッ素雰囲気における金属 Mo の TG-DTA 曲線を図 1 に示す。サンプルの重量変化（ΔM）は 160 ºC から減少を開始し、発熱反応を伴い、最終的に-100 %となった。このことから、金属 Mo はフッ素と発熱反応し、完全に揮発することが分かった。発熱ピークは 1 つであり、重量が単調に減少したため、一段階の反応でフッ化反応が進んだと考えられる。フッ化処理を途中（380 ºC の時点）で停止し、残留物を回収して X 線回折パターンを評価したところ、金属 Mo と同定された。熱力学的検討の結果を合わせると、金属 Mo はフッ素と反応して直接 MoF_6 を生成して揮発したと考えられる。

一方、MoO_2 および MoO_3 については、ΔM はそれぞれ 160 ºC および 240 ºC から減少を開始し、発熱反応を伴い、最終的に-100 %となった。フッ化処理途中の残留物は MoO_2 および MoO_3 と同定された。すなわち、金属 Mo の場合と同様に、MoO_2 および MoO_3 も直接フッ化揮発することが示された。揮発物は、熱力学的検討の結果から、MoF_6 と考えられる。

本研究により明らかにしたモリブデン化合物のフッ化挙動により、フッ化物揮発法におけるモリブ電のフッ化挙動を予測可能と考える。

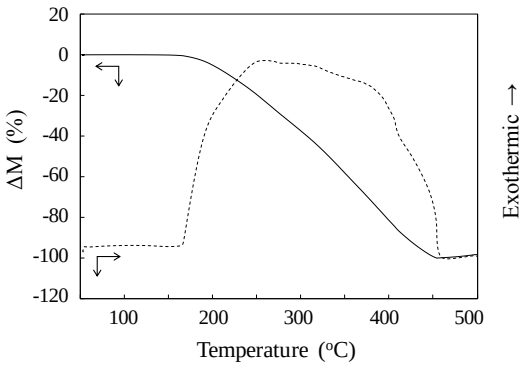


図 1 フッ素雰囲気における金属MoのTG-DTA曲線
（昇温速度：10℃/min、10%F_2+N_2：20ml/min、Ar：40ml/min）

参考文献

[1] G.H. Cady et al., Journal of the Chemical Society (1961) 1568-1574.

*Daisuke Watanabe[1], Daisuke Akiyama[1] and Nobuaki Sato[1]

[1]Tohoku Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3D07-08] Improvement of Safety at Reprocessing Plant

Chair:Masatoshi Iizuka(CRIEPI)

Fri. Mar 22, 2019 11:20 AM - 11:55 AM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D07] Study on the boiling and drying accident of HLLW

*Takashi Kodama[1], Hiroshi Kinuhata[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. UI Sciences Inc.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3D08] Study on the boiling and drying accident of HLLW

*Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. UI Sciences Inc.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究
（1）模擬廃液を用いた NO_2，NO および O_2 生成挙動の検討

Study on the boiling and drying accident of HLLW (1)NO_2, NO and O_2 generation from simulated HLLW

*小玉 貴司[1]，衣旗 広志[1]，熊谷 幹郎[2]，鈴木 和則[2]，林 慎一郎[2]，松岡 伸吾[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]株式会社 UI 技研

再処理工場における高レベル濃縮廃液（HLLW）の沸騰乾固事故時に NO_2 および NO が生成し，揮発性 Ru の環境放出に影響を与える。このため，28 種類の化合物を含む六ヶ所再処理工場の HLLW を模擬した廃液を用いて，これらガスの生成速度を測定するとともに，昇温速度によらない数個のアレニウス型の式を用いて近似した。NOx に付随する O_2 生成速度についても予測可能とした。

キーワード：ルテニウム，窒素酸化物，酸素，高レベル廃液，再処理

1. 緒言

揮発性 Ru の環境放出に至る LPF 評価では，水，硝酸，亜硝酸，NO_2，NO および O_2 により直接的または間接的影響を受ける可能性があるため，これらの物質との共存状態を知る必要がある。NO_2 と NO では揮発性 Ru への影響が異なるが，既往の研究[1)]では分離測定せず NOx として扱われていた。本報告では，模擬廃液から生成する NO_2 および NO の挙動を熱分析装置およびガス分析装置により分離測定し，生成速度を数個のアレニウス型の式を用いて近似するとともに，随伴する O_2 生成速度についても予測可能とした。

2. 実験

熱分析装置を用いて一定速度で 600℃まで昇温し，生成する NO_2 および NO 濃度を測定した。昇温速度は実機の崩壊熱密度を踏まえ 0.2，1 ℃/min とし，他研究との比較および加速のために 5 ℃/min のデータも取得した。

3. 結果および考察

3-1. NO_2 および NO 生成挙動の検討

NO_2，NO 濃度の測定結果を図 1 に示す。各生成パターンを便宜的に数個の群によるアレニウス型の式を用いて表示することを試みた。NO_2 の 400℃以下の生成を 5 群で近似し，NO については，350 および 500 ℃付近に観察されるピークを 2 群で近似した。昇温開始からの時刻 t min における NOx 生成の起源となる廃液中の第 i 群物質量をその含有窒素のモル数 $M^i(t)$ mol/m^3 で表すと(1)式となる。

$$\frac{dM^i(t)}{dt} = -A_i \exp\left[-\frac{E_i}{R[\theta(t)+273.15]}\right] M^i(t) \qquad (1)$$

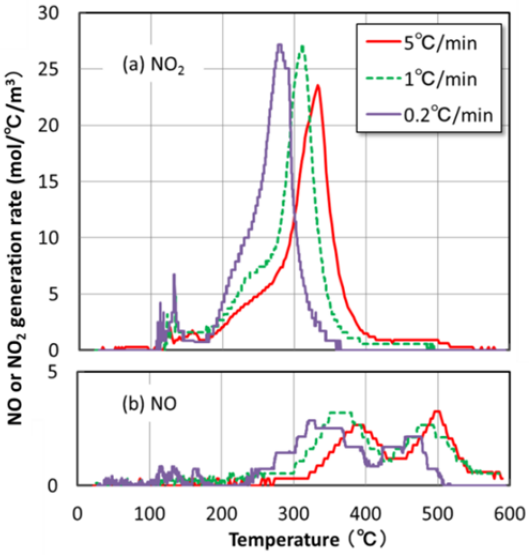


図 1　NO_2，NO 濃度の測定結果

(1)式の A_i および E_i は頻度因子および活性化エネルギー，θ は時刻 t min における温度 ℃であり，$\theta(t)=rt+\theta(t)$，r は一定の昇温速度，である。(1)式の解 $M^i(t)$ の時間微分が第 i 群からの NOx（NO または NO_2）生成速度に等しいため，全体の NOx 生成速度 $R_T(t)$ は(2)式で与えられる。

$$R_T(t) = -\sum_i \frac{dM^i(t)}{dt} = -\sum_i M^i(0) \frac{d}{dt} \exp\left\{-A_i \int_0^t \exp\left[-\frac{E_i}{R[\theta(t')+273.15]}\right] dt'\right\} \qquad (2)$$

3-2. O_2 生成挙動の検討

硝酸塩の分解に伴って NOx だけではなく O_2 も生成する。Nd 硝酸塩を例に挙げると，分解して NO_2 または NO を生成する反応は，(3)式および(4)式となる。

$$Nd(NO_3)_3 \rightarrow 2Nd_2O_3 + 12NO_2 + 3O_2 \qquad (3)$$

$$4Nd(NO_3)_3 \rightarrow 2Nd_2O_3 + 12NO + 9O_2 \qquad (4)$$

O_2 の生成モル数は NO_2 生成モル数の 1/4，NO 生成モル数の 3/4 である。これはⅢ価金属の例であるが，NOx と O_2 の生成割合は，価数変化がある Ru を除き，金属の価数に依存しない。また，硝酸の熱分解にもこの関係を適用できる。したがって，NO_2 および NO 生成速度から O_2 生成速度を予測可能とした。

参考文献

[1]天野，渡邊，田代他，日本原子力学会和文論文誌，**14**，p86，2015.

*Takashi Kodama[1], Hiroshi Kinuhata[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]UI Sciences Inc.

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究 （2）模擬廃液から生成する NO_2 および NO の生成源

Study on the boiling and drying accident of HLLW

(2)Sources of NO_2 and NO generated from heated simulated HLLW

*衣旗 広志[1]，小玉 貴司[1]，熊谷 幹郎[2]，鈴木 和則[2]，林 慎一郎[2]，松岡 伸吾[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]株式会社 UI 技研

再処理工場における高レベル濃縮廃液（HLLW）の沸騰乾固事故時に NO_2 および NO が生成し，揮発性 Ru の環境放出に影響を与えるため、硝酸塩の分解と NOx 生成の関係を定量的に検討した。

キーワード：ルテニウム，熱分解，触媒分解，高レベル廃液，再処理

1. 緒言

HLLW の温度上昇に伴い NOx が連続的に放出され，硝酸塩は酸化物となる。11 種類の主要な化合物（Fe, Ni, Sr, Zr, Mo, Ru, Pd, Cs, Ce, Nd, Gd 硝酸塩）を含む模擬廃液（SHLLW）を加熱して乾固させ，乾固物の純水への溶解性（溶解する場合，硝酸塩が残存）を利用し，硝酸塩の分解と NOx 生成の関係を定量的に検討した。

2. 実験

SHLLW 120 mL を加熱し，180℃および 300℃までの昇温で得られた乾固物を試料とした。昇温速度は沸騰開始から 180℃までは 0.14～0.17 ˚C/min，180～300 ℃は 0.9 ℃/min とした。微粉砕した試料を 10～20 mg 採取し，室温の純水に混合して 10 min 間超音波処理した。この液を公称孔径 0.45 μm のミリポアフィルタでろ過し，ろ液中の金属を ICP-AES または ICP-MS で定量した。

3. 結果および考察

結果を図 1 に示す。180 ℃までの昇温の結果，Zr，Ru および Pd 硝酸塩は水溶解性がなく殆どが酸化物になっており，この過程で硝酸根が何らかの形で放出されたことを意味している。その全量が NOx に転換したと仮定すると，680 mol/m^3 となる。前発表(1)の結果によれば，180 ℃までの実測の NOx 生成量は 140 mol/m^3 であった。上記の期待される NOx 生成量よりも 540 mol/m^3 少なく，NOx 以外の含窒素気体あるいは硝酸として放出されたと考えられる。含窒素気体の候補は N_2O および N_2 であるが，水の蒸発・濃縮によって，液相の硝酸濃度は高く，温度は 180 ℃に近いため，廃液中は強酸化性雰囲気であり，NO よりも還元の進んだ N_2O および N_2 が生成する可能性は小さい。したがって，540 mol/m^3 は硝酸として放出されたと考えられる。

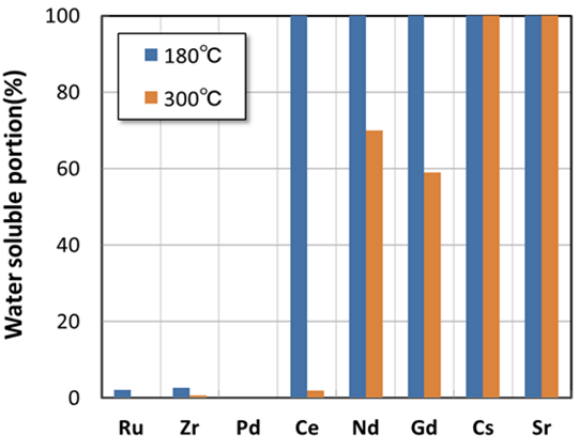


図 1　各硝酸塩の 180 および 300℃での水溶解性

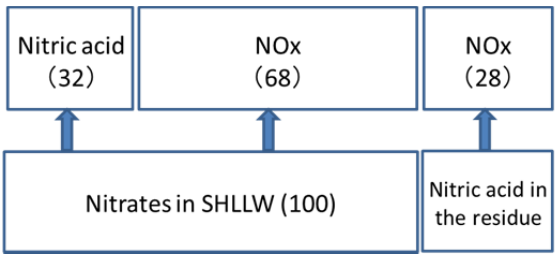


図 2　硝酸塩の変換経路および NOx 生成経路（硝酸塩中の窒素量を 100 とする）

次に 180 ℃以上の NOx 生成を検討した。180 ℃までに Zr, Ru および Pd 硝酸塩の分解は殆ど完了している。180 ℃以上で期待できる NOx 生成源は，これら以外の硝酸塩と考えると，窒素の合計量は SHLLW の組成から 1,540 mol/m^3 となる。この窒素が全て NOx に変化すると仮定しても，その量は 1,540 mol/m^3 である。一方，180～600℃で実測された NOx 生成量は，2,340－140＝2,200 mol/m^3 であり，窒素の合計量よりも 660 mol/m^3 多い。この差は硝酸塩以外の窒素源から生成していることになる。窒素源としては硝酸しかないため，硝酸の分解反応が起こっていると推測される。結果的に NOx 生成量は各硝酸塩中の窒素のモル数から算出される値に近づくことがわかった。この推定を確認するために，単一硝酸塩（Zr，Pd, Ce）の硝酸溶液および硝酸の共存しない粉末試料を調製し，5 ℃/min で 600℃まで昇温した時の NOx 生成量を測定した。各溶液からの NOx 生成量は硝酸塩中の窒素が全て NOx に転換した場合の量の各々1.2, 4.1 および 1.6 倍であった。一方，粉末では各々0.62，0.28 および 1.0 倍であった。これらの結果は溶液中で硝酸分解が起こっていることを明示している。SHLLW 中の硝酸塩の変換経路および NOx 生成経路を図 2 に示す。

*Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]UI Sciences Inc.

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

[3E01-04] Nuclear Chart, Nuclear Data Evaluation, Nuclear Data Validation

Chair:Masayuki Aikawa(Hokkaido Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 9:30 AM - 10:30 AM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E01] Construction of CHART of THE NUCLIDES 2018

*Hiroyuki Koura[1], Jun-ichi Katakura[2], Takahiro Tachibana[3], Futoshi Minato[4] (1. ASRC of JAEA, 2. Nagaoka INstitute of Techinology, 3. RISE of Waseda Univeirsity, 4. NSEC of JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3E02] Evaluations of neutron induced reaction cross sections for ^{35,36,37}Cl

*Jeongyeon Lee[1], Shin Okumura[2], Kohsuke Tsubakihara[1], Satoshi Chiba[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Nuclear Data Section, International Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3E03] Evaluation on propagation of uncertainties of 28Si cross section to neutron dose in deep concrete penetration

*Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM

[3E04] Probability table problem of heating number in FENDL-3.1d ACE file

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2] (1. JAEA, 2. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核図表 2018 の作成

Construction of CHART OF THE NUCLIDES 2018

*小浦 寛之[1]，片倉 純一[2]，橘 孝博[3]，湊 太志[4]

[1]原子力機構先端基礎，[2]長岡技術科学大学，[3]早稲田大学理工研，[4]原子力機構基礎工

原子力機構で 4 年毎に発行している核図表の 2018 年度版を 2014 年度に続き公開した。2018 年 6 月までに実験的に同定された 3,299 核種を掲載し、半減期未測定核種に対して５つの崩壊様式を考慮した理論半減期予測を載せた。また、2016 年に正式に採択されたニホニウム（Nh）などの新元素記号についても掲載した。

キーワード：核データ、核図表，周期表，原子核崩壊，熱中性子断面積，核分裂質量分布

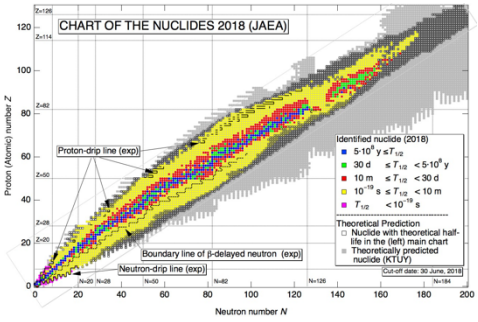
1. 緒言

原子力機構では旧原研の 1976 年（発行は 1977 年）以来、旧シグマ委員会協力の下、4 年に一度核図表を発行し、関連分野に原子核崩壊の簡易なデータベースを供してきた。前回の 2014 年度版ではそれまでの核図表から大きな改定を行い、（１）軽い核種領域の陽子放出核、中性子放出核の共鳴幅測定核種をあらたに追加、（２）理論崩壊部分半減期としてα、β、自発核分裂に加えて、１陽子放出および２陽子放出の部分半減期を掲載、（３）陽子ドリップ線、中性子ドリップ線、β崩壊遅発中性子放出可能境界線を掲載、を行った。2014 年版では同定された核種数は 3,150 核種、そのうち半減期測定核種は 2,916 核種であった。元素の周期表も前回の 2014 年度版ではそれまで掲載していなかった不安定元素テクネチウム（Tc），アスタチン（At）、プロトアクチニウム（Ac）のイオン化ポテンシャルの掲載を行った [1,2]。４年後となる今回の核図表 2018 では、新たなデータが原子核、元素両方に加わり、改定を行った。

2. 方針・方法

今回採用した崩壊データは 2018 年 6 月までとした。ENSDF2018 年 3 月版および Nuclear Data Sheets の最新版をベースにし、さらに最近の学術誌掲載論文を参照した。必要な場合は著者らにより独自の評価を行った。また、周期表に関しても新たにイオン化ポテンシャルなどの最新結果を調査した。

3. 結論



主要部である核図表に関しては新たに確認された核種は約 150 核種、また半減期が改定された核種（追加含む）は約 480 核種となった。最終的に実験的に同定された核種は約 3, 300 核種（そのうち約 3, 000 核種強が半減期測定あり）となった（図）。主に中性子過剰核側の進展が顕著であり、理研 RIBF の成果によるところが大きい。また周期表に関しては新たにローレンシウム（Lr）のイオン化ポテンシャルが追加された。元素の記号と名称としては 113 番元素ニホニウム（Nh）から 118 番元素オガネソン（0g）などの４核種が新たに追加された。その他いくつかの改訂を行った。

参考文献

[1] H. Koura *et al,. Compilation for Chart of the Nuclides 2014: A comprehensive decay data,* JAEA-Conf2015-003, 147-152 (2015)

[2] 小浦寛之、*原子力機構核図表 2014, 核データニュース* **112**, 54-61 (2015)

*Hiroyuki Koura[1], Jun-ichi Katakura[2] , Takahiro Tachibana[3] and Futoshi Minato[4]

[1]ASRC, JAEA , [2]Nagaoka University of Technology , [3]RISE, Waseda Univ., [4] NSEC, JAEA

Evaluations of neutron induced reaction cross sections for ^{35,36,37}Cl

*Jeong-Yeon Lee[1], Shin Okumura[2], Kohsuke Tsubakihara[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]International Atomic Energy Agency

We have performed evaluations of cross sections for neutron induced reactions, (n,tot), (n,γ), (n,p), (n,α), (n,el), (n,2n), etc. on ^{35,36,37}Cl for molten salt reactors, where chloride U, Pu and/or Th are used as nuclear fuel. We have included covariances in our evaluations. Random files for our Total Monte Carlo analyses of integral quantities also will be provided.

Keywords: chlorine, neutron induced reaction, cross section, evaluation, molten salt reactor.

1. Introduction

There is a project on design of molten salt reactors (MSR), where chloride U, Pu and/or Th are used as nuclear fuel. An MSR is a type of nuclear reactor that uses liquid fuel instead of solid fuel rods used in conventional nuclear reactors. Using liquid fuel provides many advantages in safety and simplicity of design. This work aims at evaluations of cross sections for neutron induced reactions on ^{36}Cl as well as the stable isotopes ^{35}Cl and ^{37}Cl for molten salt reactors.

2. Evaluations of neutron induced reaction cross sections for ^{35,36,37}Cl

There are two stable isotopes of chlorine: ^{35}Cl(75.76%) and ^{37}Cl(24.24%). However, by neutron capture, ^{36}Cl will be populated and its half life is 30 k years. The produced ^{36}Cl will affect reactor performance and also will be problematic radioactive nuclear waste. Therefore, we have evaluated the cross sections for neutron induced reactions on ^{35,36,37}Cl for molten salt reactors.

There are several nuclear data evaluations on ^{35,36,37}Cl but they do not include covariance data. First, we have surveyed the status of experimental and evaluated nuclear data available for neutron induced reactions, (n,tot), (n,γ), (n,p), (n,α), (n,el), (n,2n), etc. on ^{35,36,37}Cl and have compared the data. And we have performed evaluations of the cross sections for neutron induced reactions on ^{35,36,37}Cl with covariances using the T6 code package including the TALYS [1]. Random files for Total Monte Carlo analyses of integral quantities also will be provided [2].

3. Conclusion

We have performed evaluations of neutron induced reaction cross sections , (n,tot), (n,γ), (n,p), (n,α), (n,el), (n,2n), etc. for ^{35,36,37}Cl with covariances for molten salt reactors. And we have obtained random files for Total Monte Carlo analyses of integral quantities.

References

[1] A.J. Koning and D. Rochman, '*Modern nuclear data evaluation with the TALYS code system*', Nuclear Data Sheets 113, 2841 (2012).

[2] A.J. Koning, '*Bayesian Monte Carlo method for nuclear data evaluation*', European Physical Journal A, 51 (2015).

コンクリート深層透過問題に対する ^{28}Si 断面積の不確かさの影響評価

Evaluation on propagation of uncertainties of ^{28}Si cross section to neutron dose in deep concrete penetration

*稲倉 恒法[1]，山野 直樹[1]，千葉 敏[1]
[1]東京工業大学先導原子力研究所

巨視的な物理量に対する核データの不確かさの影響を評価する手法の確立を目指して、断面積計算コード TALYS を内包する T6 コードで ^{28}Si の核データの断面積の不確かさを評価し、トータルモンテカルロ計算と一般化摂動法を用いてコンクリート深層透過問題に対して適用した。

キーワード：不確かさ評価, T6, コンクリート深層透過, トータルモンテカルロ, 一般化摂動法

1. 緒言

核データの不確かさに起因する工学的諸量の影響を定量的に評価する手法の確立が必要とされている。我々は T6 を用いたモンテカルロ計算[1]と一般化摂動法を採用して、コンクリート深層透過問題に適用し、中性子線量への影響を計算することで、これらの不確かさ評価手法の有用性を示す。

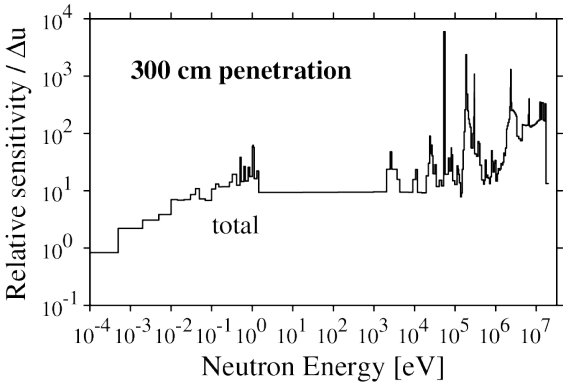
2. 手法

今回の計算では、断面積の不確かさがコンクリート深層透過の中性子線量に与える影響を評価した。始めに T6 を用いて JENDL-4.0 ライブラリの ^{28}Si の断面積を再現した後に、各種のモデルパラメータをランダムに振って 1000 個の核データランダムファイルを生成した。これらより NJOY2016 コードで VITAMIN-B6 199 群の中性子群定数を作成し、厚さ 300cm の輝緑岩コンクリート透過の中性子線量を ANISN コードで計算した。全てのランダムファイルを用いてコンクリート深層透過の中性子線量を計算し、^{28}Si の断面積不確かさに起因する中性子線量の不確かさをトータルモンテカルロ計算で評価した。また、T6 で作成した断面積の共分散ファイルを用いて、中性子線量の断面積に対する感度を一般化摂動法である SUSD3D コードで計算し、T6 と ANISN のトータルモンテカルロ計算から得られた感度と比較した。

3. 結論

トータルモンテカルロ計算と一般化摂動法をコンクリート深層透過問題に適用した結果の詳細を図 1 に示す。これらの計算を通して、核データライブラリの断面積の不確かさの影響を評価する手法を構築した。

謝辞: 本研究は原子力システム研究開発事業による平成 30 年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システムの開発研究」及びエネルギー総合工学研究所から東工大への委託事業「中性子のコンクリート深層透過における断面積データの不確かさの伝播に係る研究」の成果である。



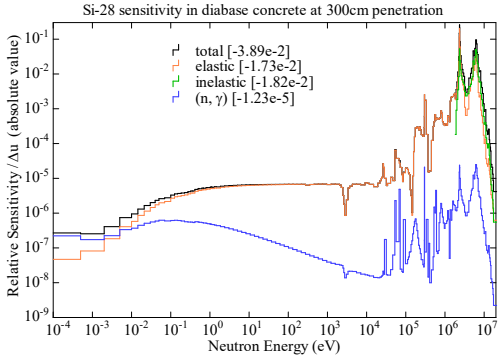


図 1　(a) トータルモンテカルロ　(b) 一般化摂動法

参考文献

[1] A.J. Koning, D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35 (2008) 2024-2030.

*Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamamo[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

FENDL-3.1d ACE ファイルの発熱数の確率テーブルの問題

P-table problem of heating number in FENDL-3.1d ACE file

*今野　力[1]、権　セロム[2]

[1] 日本原子力研究開発機構、[2] 量子科学技術研究開発機構

FENDL-3.1d の非分離共鳴データのある 33 核種で、ACE ファイルに入っている発熱数の確率テーブルに負の値があることを見つけた。今回、その原因を明らかにするとともにその対処方法を提案する。

キーワード： FENDL-3.1d, ACE ファイル, 非分離共鳴, 確率テーブル, 発熱数, NJOY

1. 緒言

核融合炉用核データライブラリ FENDL-3.1d には 180 核種のデータがあり、そのうち 90 核種に非分離共鳴データが入っていて、FENDL-3.1d の ACE ファイルには非分離共鳴データの自己遮蔽補正をするための確率テーブル（p-table）がついている。p-table は非分離共鳴領域で全断面積、弾性散乱断面積、核分裂反応断面積、捕獲反応断面積、発熱数（核発熱係数を全断面積で割ったもの）について平均からのズレの割合（あるいは、断面積または発熱数）が起こる確率で、平均からのズレの割合（あるいは、断面積または発熱数）が負の値になることはない。FENDL-3.1d の ACE ファイルを調べたところ、発熱数の p-table に入っている平均からのズレの割合（あるいは、発熱数）に負の値が入っている核種が多数（33 核種）見つかった（図 1 参照）。今回、この原因を詳細に検討したので報告する。

2. 原因と対処方法

ACE ファイルを作成する NJOY コードと発熱数の p-table データに負の値が入っていた 33 核種を詳細に調べた結果、問題の 33 核種の捕獲反応の部分核発熱係数（エネルギーバランス法で計算される）が異常に大きいことが判明した。これは、問題の 33 核種には捕獲反応の 2 次γ線データがないか、捕獲反応の 2 次γ線データが mt=102 ではなく mt=3 に入っていたため、2 次γ線のエネルギーが捕獲反応の部分核発熱係数に入ってしまったことによると考えられる。NJOY コードでは、全反応の核発熱係数から弾性散乱、核分裂反応、捕獲反応の部分核発熱係数を差し引き、それをベースに発熱数の p-table を計算している。FENDL-3.1d では、NJOY コードを修正し、全反応の核発熱係数をエネルギーバランス法ではなく運動学的手法で計算しているため、問題の 33 核種でも全反応の核発熱係数には 2 次γ線のエネルギーが入らない。そのため、全反応の核発熱係数から 2 次γ線のエネルギーが入った捕獲反応の部分核発熱係数を差し引くと負の値になり、p-table にも負の値が入ったと考えられる。

この問題に対する対処方法を検討する前に、非分離共鳴の自己遮蔽補正が発熱数に必要かどうかを調べた。FENDL-3.1d の ^{93}Nb（今回の問題なし）の GENDF ファイルに入っている核発熱係数をバックグランド断面積毎にプロットすると図 2 になり、発熱数には非分離共鳴の自己遮蔽補正は不要であることがわかる。NJOY のマニュアルによると、弾性散乱、核分裂反応、捕獲反応の部分核発熱係数を計算しなければ、発熱数の p-table で平均からのズレの割合（あるいは発熱数）は全て 1.0（あるいは平均の発熱数）になると書かれている。この方法を使って今回の問題を回避できることを確認した。

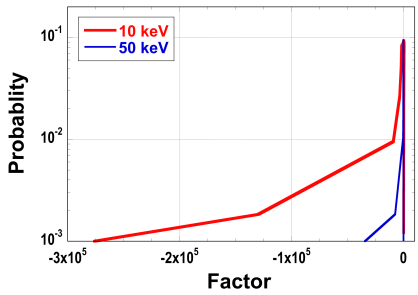


図 1　FENDL-3.1d の ^{69}Ga の発熱数の p-table

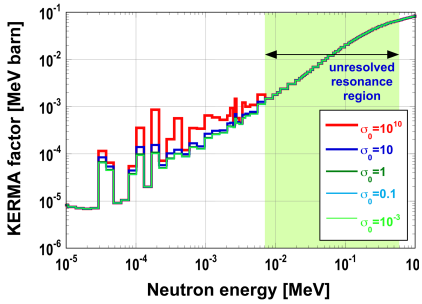


図 2　FENDL-3.1d の ^{93}Nb の核発熱係数

3. まとめ

FENDL-3.1d の非分離共鳴データのある 33 核種で、ACE ファイルに入っている発熱数の p-table に入っている平均からのズレの割合（あるいは、発熱数）に負の値が入った原因を特定し、その対処方法を提案した。

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

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

[3E05-10] Nuclear Fission, Heavy Element

Chair:Takashi Nakatsukasa(Univ. of Tsukuba)

Fri. Mar 22, 2019 10:30 AM - 12:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E05] Improvement of our Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Mark Dennis Usang[2], Yoko Ishii[1], Ivanyuk Ivanyuk[3,1], Satoshi Chiba[1,4] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. Malaysian Nuclear Agency, 3. Kiev Institute for Nuclear Research, 4. NAOJ)

10:30 AM - 10:45 AM

[3E06] Improvement of Skyrme-type effective nuclear interaction using experimental fission barrier height

*Yoritaka Iwata[1], Kun Ratha Kean[1,2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[3E07] Estimation of fission product yields and their covariance based on shell correction energy

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Tech.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3E08] Competition between fission and neutron-emission at highly excited nucleus

*Shoya Tanaka[1,2], Kentaro Hirose[2], Katsuhisa Nishio[2], Yoshihiro Aritomo[1], Masahisa Ohta[3] (1. Kindai Univ., 2. JAEA, 3. Konan Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3E09] Theoretical study on Z=120 super-heavy element synthesis with real-time mean-field models

*Shuichiro Ebata[1], Satoshi Chiba[1], Fedir Ivanyuk[1], Vladimir Litnevsky[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:30 AM - 11:45 AM

[3E10] Research in multinucleon transfer mechanisms for heavy elements studied by antisymmetrized molecular dynamics (2)

Yoko Ishii[1], Chikako Ishizuka[1], Akira Ono[2], *Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku University)

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ランジュバン模型の改良

Improvement of Tokyo-Tech Langevin model

*石塚　知香子[1]，ウサング　マーク[1,2]，石井　葉子[1]，
イワニュークフェディエール[1,3]，千葉　敏[1]
[1]東京工業大学，[2]マレーシア原子力庁，[3]キエフ原子核研究所

我々の研究グループでは独自のランジュバン模型を開発し核分裂現象の解明を行うとともに核データ評価への適用を検討してきた。本講演では、これまで我々が行ったランジュバン模型の改良点を振り返るとともに秋の学会以降に行った改良について報告する。特に中性子欠損 Hg 領域原子核の結果について改良の効果を詳細に解説する。

キーワード：核分裂、核データ、質量数分布、 TKE

1. 東工大版ランジュバン模型の概要

我々の開発しているランジュバン模型では、二中心模型で表される複合核の形状の時間発展で核分裂を記述する。その時間発展を表すランジュバン方程式には量子効果（殻効果や対効果）を考慮したポテンシャルの他に摩擦やランダム力による揺動散逸性が含まれている。摩擦係数や揺動散逸係数は輸送係数としてまとめられるが、この輸送係数には量子効果を含み励起エネルギーに依存する微視的輸送係数と依存しない巨視的輸送係数がある。これまでに我々のグループが行ったランジュバン模型の改良は、(1)複合核の形状についての自由度を 4 次元化[1]、(2)線形応答理論による微視的輸送係数の採用、(3)無限の深さを持つ調和振動子ポテンシャルから Woods-Saxon ポテンシャルへの変更[2]、(4)形状の記述として二中心模型と Cassini Ovals の両方を選択可能とした、(5)駆動力をポテンシャルエネルギーの微分でなく自由エネルギーの微分とした、(6)量子補正の温度依存性（＝励起エネルギー依存性）を精密化した[3]、(7)巨視的ポテンシャルとして 2 種類を選択可能とした、等である。形状 4 次元ランジュバン模型[1]では、パラメータを調整すること無しにウラン近傍からローレンシウムに至る広範な領域核の質量数分布と TKE の系統性と特異性をともに良く記述できることが分かった[4]。特に、二つのフラグメント変形度を独立変数としたことと有限深さのポテンシャルを用いることがこの成功において本質的に重要であることが分かった。

2. ^{180,190}Hg 核分裂の再現

上記のようにウラン近傍の核分裂を良く説明できる巨視的形状 4 次元ランジュバン模型だが、鉛領域の中性子欠損核 ^{180,190}Hg では、アクチナイドの場合に比べて実験値再現性が良くなかった。その原因を解明する過程で、二中心殻模型ではなくカッシーニの卵形線を用いたランジュバン模型の開発や、ネックパラメータの変更、液滴エネルギーの見直しを行った。本講演では、これら 3 つの検証事項の寄与を示すとともに、改良後の ^{180,190}Hg 核分裂の結果を紹介する。

参考文献

[1] C. Ishizuka, M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, S. Chiba, Phys. Rev. C**96**, 064616 (2017).

[2] V. V. Pashkevich, A, Ya, Rusanov, Nucl. Phys. A **810**, 77 (2008).

[3] F. A. Ivanyuk, C. Ishizuka, M. D. Usang, S. Chiba, Phys. Rev. C **97**, 054331 (2018).

[4] M. D. Usang, F. Ivanyuk, C. Ishizuka, S. Chiba, Scientific Reports (2019) (in press).

---

*Chikako Ishizuka[1], Mark Usang[1,2], Yoko Ishii[1], Fedir Ivanyuk[1,3] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Malaysian Nuclear Agency, [3]Institute for Nuclear Research, Kiev

核分裂障壁データを用いた有効核力パラメータの改良

Improvement of Skyrme-type effective nuclear interaction using experimental fission barrier height

*岩田 順敬[1]，Kun Ratha Kean [1,2]，千葉 敏[1]
[1]東京工業大学科学技術創成研究院，[2]原子力研究開発機構

Microscopic calculations such as the Hartree-Fock calculations becomes more and more important in terms of constructing a precise nuclear data library. Even today, there are not many nuclear effective interactions taking into account the reproduction of nuclear fission properties. In this paper, utilizing the experimental fission barrier height, a theoretical scheme to improve the existing Skyrme-type nuclear effective interactions is proposed.

Keywords：Fission Barrier height, Three-body force, HF＋BCS theory, Nuclear Skyrme interaction

1. 緒言

精密な核データライブラリを構築するという観点から、ハートリーフォック模型をはじめとした原子核の微視的模型の重要性は高まっている。核子間にはたらく核力はそれ自体がまだ未解明の部分が多い一方で、これまで核分裂を起こすような重い原子核まで考慮に入れた形で提案されている有効核力のパラメータセットは多くない。

2. 研究方法と結果

2-1. 方法

本研究では、核分裂障壁についての実験データ[1]とハートリーフォック＋BCS理論（HF＋BCS）計算結果[2]との比較から、ハートリーフォック計算に用いられるスキルム型有効核力のパラメータセットを改良するための一連のスキームを提案する。とくに核子に働く三体力の効果に注目して研究を遂行する。

2-1. 結果

核分裂過程を記述するためには、これまで主に考えられてきた二体核力に加えて、適切にフィッティングされた三体力効果を導入する必要があることが示唆される。また提案手法によって得られた新しい有効核力を用いることで、核分裂障壁の理論値と実験値とのずれが80%程度改善することが示される。

参考文献

[1] K. Kean, Y. Iwata, S. Chiba, to appear in JAEA Conf. Ser. (Nuclear data conference 2018).

[2] K. Kean, Y. Iwata, S. Chiba, in preparation.

---

*Yoritaka Iwata[1], Kun Ratha Kean[1,2] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]JAEA

殻補正に基づく系統的な核分裂収率の算出とその共分散の評価

Estimation of fission product yields and their covariance based on shell correction energy

*椿原 康介[1]、石塚 知香子[1]、吉田 正[1]、千葉 敏[1]
[1]東工大先導原研

核分裂生成物の収率を精度よく求めることは原子炉内での燃焼過程を正確に模擬する上で非常に重要である。本研究では原子核の殻補正効果に基づき核分裂収率の変化を系統的に予測した結果と最小二乗法を用いた収率間の共分散行列を導出する方法について報告する。

キーワード：核分裂, 核分裂生成物収率, 殻補正, LLFP, 共分散

1. 緒言

MA や LLFP 等の処理問題を解決するべく、我々は高速炉での LLFP 核変換を提案している[1]。この際、炉心で生成される LLFP 核種の収率を評価する上で、実験データが乏しい領域において原子核理論からの知見に基づくことは重要である。また、評価した独立収率に対して誤差情報を検討する上で、累積収率とその誤差、また収率の定義上要請される条件と無矛盾であることが重要となる。図 1 に示すように累積収率が実験から精度よく求められているのに対し、独立収率の誤差を二乗和して累積収率の誤差を求めると過大評価してしまう。条件を満たすには相関を考える必要があり、今回は最小二乗法を用いてこの条件を満たす共分散行列の評価を行う。

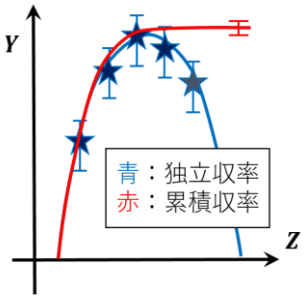


図 1：収率の同重体内分布

2. 手法

断裂点モデル[2]に基づき、液滴ポテンシャルが同重体内の Z 分布における大局的な構造を与え、殻補正エネルギーΔE_{sh}[3]が微細構造を決めるとして系統的に独立収率を評価した。また、累積収率とその誤差と無矛盾である他に、独立収率の合計が 2 になるなどの定義上の条件を満たす必要がある。これら図 2 に示す条件を満たすように最小二乗法 $Y_{\mathrm{I:upd.}} = Y_I + V_I S^t (S V_I S^t + V)^{-1} (\eta - y_a)$、$V_{\mathrm{I:upd.}} = V_I - V_I S^t (S V_I S^t + V)^{-1} S V_I$により、$Y_{\mathrm{I:upd}}$、$V_{\mathrm{I:upd}}$として独立収率と共分散行列を更新した。

3. 結論

広い質量領域に対して評価式を適用し、炉物理から得られたデータとの整合性を通じて得られた収率の妥当性や、最小二乗法から求めた共分散について詳細を発表する。

謝辞：本研究は原子力システム研究開発事業による平成 30 年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発」の成果である。

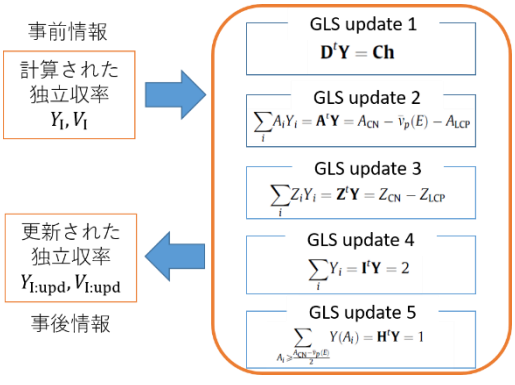


図 2 ：最小二乗法に基づく共分散の推定

参考文献

[1] S.Chiba et al, Scientific Reports **7** (2017) 13961. [2] P.Fong, PR **102** (1956) 434. B.D.Wilkins, E.P.Steingerg and R.R.Chasman, PRC **14** (1976) 1832. [3] H. Koura, T. Tachibana, M. Uno and M. Yamada, PTP **113** (2005) 305.

---

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1] Tadashi Yoshida[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

高励起複合核における核分裂および中性子放出の競合過程

Competition between fission and neutron-emission at highly excited nucleus

*田中 翔也[1,2]，廣瀬 健太郎[2]，西尾 勝久[2]，有友 嘉浩[1]，太田 雅久[3]
[1]近畿大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]甲南大学

動力学模型と統計模型を用いて、高励起複合核における核分裂および中性子放出の競合過程の評価を行った。
キーワード：原子核物理、核分裂、中性子放出、動力学模型、統計模型

1. 緒言

将来のエネルギー供給に関し、原子力発電の継続あるいは廃止、いずれの場合においても共通する課題として、使用済み核燃料の処理処分が挙げられる。現在、一つの解決策として加速器駆動システム(ADS)を用いた核変換技術が注目されている。ADS によって加速させた陽子線を用いて鉛・ビスマスターゲットを核破砕反応させ、それによって生成された高エネルギー中性子を長寿命放射性核種に照射し、核分裂させることで放射性廃棄物の減容を行う。この核変換技術の確立には、高いエネルギーでの核分裂反応に対する理解が必要不可欠だが、未だに定性的かつ定量的な理解はなされていない。本研究では、マルチチャンス核分裂という概念を用いて高い励起エネルギーにおける核分裂の理解を目指す。

2. 手法

高い励起エネルギーを有した複合核の崩壊過程を考える場合、核分裂と中性子放出との競合を考えなければならない。この競合過程はこれまでマルチチャンス核分裂(Multi-chance fission: MCF)という概念によって議論されてきた。MCF の模式図を図 1 に示す。これは中性子の放出数に応じて核分裂のチャンス数を定義し、イベントを区別するものである。中性子を放出した後の複合核は中性子数や励起エネルギーが減少するため、核分裂の様相が変化することが予測できる。

我々は二つの理論模型を採用しマルチチャンス核分裂の反応過程を再現する計算手法を開発した。各チャンスにおける核分裂片質量分布の計算には散逸揺動定理に基づく動力学模型を採用し、マルチチャンス核分裂の発生確率の計算には統計模型コードとして GEF コード[1]を採用した。

3. 結果・考察

マルチチャンス核分裂の効果を導入することによって核分裂片質量分布の計算結果が実験データとよく一致し、高い励起エネルギーにおける核分裂の系統的な理解が得られた。

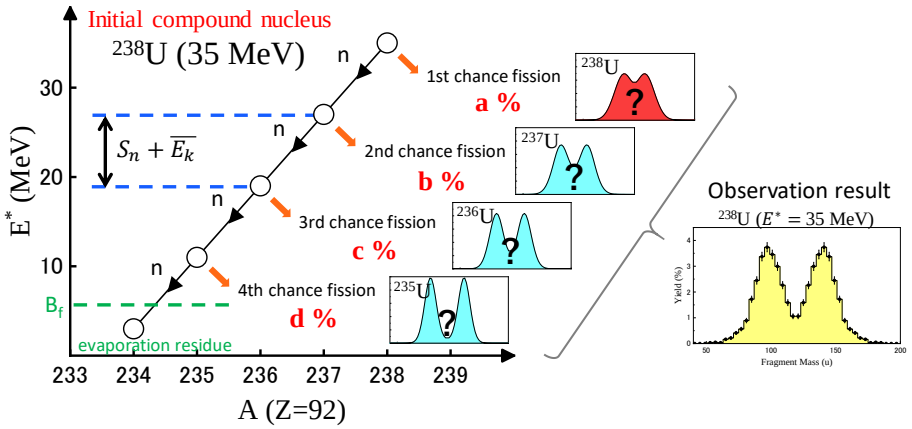


図 1. ^{238}U（E* = 35 MeV）におけるマルチチャンス核分裂の概念図

参考文献

[1] K.-H. Schmidt, B. Jurado, C. Amouroux, and C. Schmitt, Nuclear Data Sheets **131**, 107 (2016).

*Shoya Tanaka[1], Kentaro Hirose[2], Katsuhisa Nishio[2], Yoshihiro Aritomo[1] and Masahisa Ohta[3]
[1]Kindai Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Konan Univ.

実時間平均場模型による Z=120 超重元素合成の理論研究

Theoretical study on Z=120 super-heavy element synthesis with real-time mean-field models

*江幡 修一郎[1], 千葉 敏[1], Fedir Ivanyuk[1], Vladimir Litnevsky[1]

[1] 東工大

実時間模型として時間依存模型(平均場模型と反対称化分子動力学)を用いて超重元素合成過程を記述し、結果を 4 次元 Langevin 模型へ接続し、更に Hauser-Feshbach 模型による統計崩壊まで記述する、一貫した理論模型を構築中である。本講演では時間依存平均場模型が ^{54}Cr+^{248}Cm の反応系をどの様に記述するか調べる。

キーワード：核データ、超重核元素合成、微視的理論計算

1. 緒言

我々は、これまでに Hauser-Feshbach 統計模型による中性子核データの精密計算手法と 4 次元 Langevin 模型による核分裂模型を構築するとともに重イオン核反応を反対称化分子動力学及び時間依存 Hartree-Fock 法による微視的な手法を開発・整備してきた。超重元素合成過程における接触過程、核融合過程、蒸発過程をそれぞれ微視的理論、4 次元 Langevin 模型[1]、統計模型を対応させた、超重元素の生成確率と生存確率まで計算する一貫した理論模型を構築中である。本研究では対相関を含む時間依存平均場模型を用いて ^{54}Cr+^{248}Cm 反応系の接触過程における振る舞いを調べる。

2. 計算手法

我々は系を記述する時間依存平均場模型に正準基底表示時間依存 Hartree-Fock-Bogoliubov (Cb-TDHFB)法を採用し、Skyrme 有効相互作用と δ 型対相関汎関数を用いて、衝突径 b = 0 fm の正面衝突計算を行った[2]。入射エネルギーの範囲は E_{cm} = 300-340 MeV とした。準安定状態とみなせるまで実時間計算を行い、その密度分布を入力として 4 次元 Langevin 模型と Hauser-Feshbach 統計模型につなげていく。

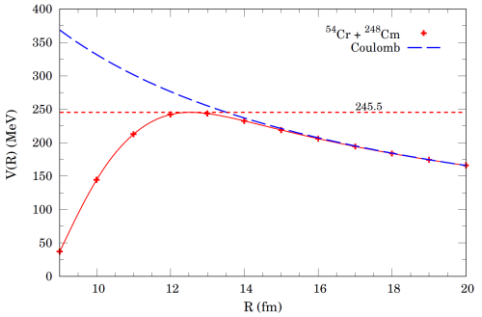


図 1 ^{54}Cr+^{248}Cm 反応系の重心間ポテンシャル(凍結密度近似)。破線は入射核と標的核を質点とした場合のクーロンポテンシャル。

3. 結果

図 1 は凍結密度近似と呼ばれる方法で ^{54}Cr+^{248}Cm 反応系の重心間ポテンシャルである。但し、^{54}Cr は球形であり ^{248}Cm は変形しており、衝突の向きにポテンシャルは依存する。図 1 では障壁が高い ^{248}Cm の短軸方向のポテンシャルであり相互作用障壁の最大値は約 250MeV 程度である。破線は質点近似で求めたクーロンポテンシャルであり、20 fm 付近では核力が働いていない事が分かる。

図 2 は核力が働いていない距離から衝突シミュレーションを行った結果である。上段(a-d)は E_{cm}=300 MeV、下段(A-D)は E_{cm}=310 MeV の実時間計算中の核子密度分布を示している。接触時(b,B)まで大きな差異は見られないが、ネック形成時(c,C)と(d,D)では密度分布に差異がみられる。実際 E_{cm}=300 MeV の計算では融合した準安定状態に至らずに、再び分断する。この系では少なくともエクストラプッシュは約 60MeV 以上である。

本講演では特に超重核元素合成過程の接触から融合過程に注目し、反応系におけるエネルギーや対相関の振る舞いを議論する。

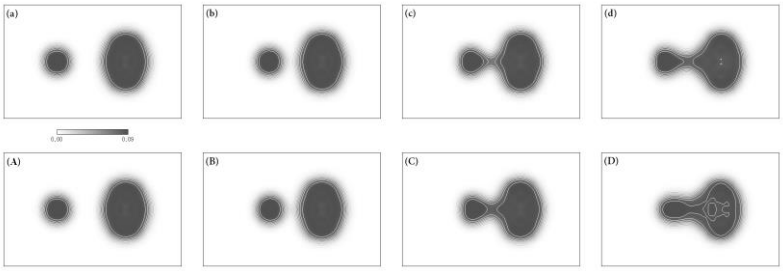


図 2 ^{54}Cr+^{248}Cm 反応系の実時間シミュレーション。上段(a - d)は E_{cm} = 300MeV, 下段(A - D)は E_{cm} = 310MeV の結果。(Cb-TDHFB 計算)

参考文献

[1] C. Ishizuka, M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, Jacochim A. Maruhn, K. Nishio and S. Chiba, Physical Review C**96** (2017) 064616.
[2] S. Ebata and T. Nakatsukasa, JPS Conference Proceedings **6**, 020056 (2015).

---

*Shuichiro Ebata[1], Chiba Satoshi[1], Fedir Ivanyuk[1] and Vladimir Litnevsky[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

反対称化分子動力学による重元素領域における多核子移行反応機構の研究(2)

Study of multinucleon transfer reaction for heavy elements by antisymmetrized molecular dynamics (2)

石井 葉子[1]、石塚 知香子[1]、小野 章[2]、*千葉 敏[1]
[1]東工大，[2]東北大

反対称化分子動力学によって、^{18}O+^{237}Np 系の多核子移行反応機構を調べ、同様の反応によって実験的に調べられてきた核分裂に関する実験結果[1, 2]の妥当性や理論解析の問題点等についての検討を行った。今回は前回よりも統計精度を向上し、放出粒子の放出角度依存性を含めて考察した

キーワード：多核子移行反応、核分裂、代理反応、複合核生成、スピン分布、反対称化分子動力学

1. 緒言

原子力で重要であるが中性子核データの直接測定が困難な核種に対して核子移行による代理反応の有効性が認識され、^{18}O を入射粒子とする多核移行反応によって多くの核種からの核分裂生成物の質量数分布が測定されてきた[1, 2]。重イオンを入射粒子とする多核子移行反応では一度に多くの複合核に対する核データを取得可能である一方、生成機構が複雑なため本当に目的とする複合核が目的とする励起エネルギーで生成されているかを注意深く吟味する必要がある。例えばブレークアップ反応の生起、放出粒子の励起とそれに伴う中性子放出、大きな回転角運動量の導入などにより、生成されたと同定された複合核の励起エネルギー、核種、スピン状態が想定と異なる可能性があるため、生成機構の詳細な理解が必要である。

2. 計算方法

反対称化分子動力学により JAEA の実験条件である 162MeV の ^{18}O が ^{237}Np に入射する実験のシミュレーションを行った。解析ではブレークアップ反応の確率、実験で測定される励起エネルギーと実際の複合核の励起エネルギーの関係、放出粒子の励起に伴う中性子放出の可能性、生成された複合核のスピン分布などについて、またそれらの放出粒子の検出された角度に対する依存性について分析した。

3. 結果

図 1 に AMD に基づいて計算した、実験で測定される『放出粒子と残留核の励起エネルギーの和』を横軸に、縦軸に残留核の平均励起エネルギーを示す。計算結果が対角線として示す実線上にあれば、これまでの研究で行われた『実験で測定される励起エネルギー＝残留核の励起エネルギー』という仮定が成立するが、横軸の 20MeV 程度以上の領域では放出粒子の励起が 10MeV 以上となる場合が多く、この仮定が妥当でないことが分かる。また、それは放出粒子から中性子が放出される可能性を示唆するため、そのようなエネルギーでは放出粒子と複合核の 1 対 1 対応も成り立たたず、これまでの想定より質量数が小さい複合核ができていることを意味する。また、全体の励起エネルギーが増加すると複合核には最大で 60$\hbar$ 程度の回転角運動量が導入されることも分かった。このように大きい角運動状態では中性子放出率、従ってマルチチャンス核分裂割合及び核分裂機構そのものが変化するため、理論解析でもそれを考慮する必要がある。なお、AMD の与える角運動量移行値の妥当性は他の系において検証を行った。

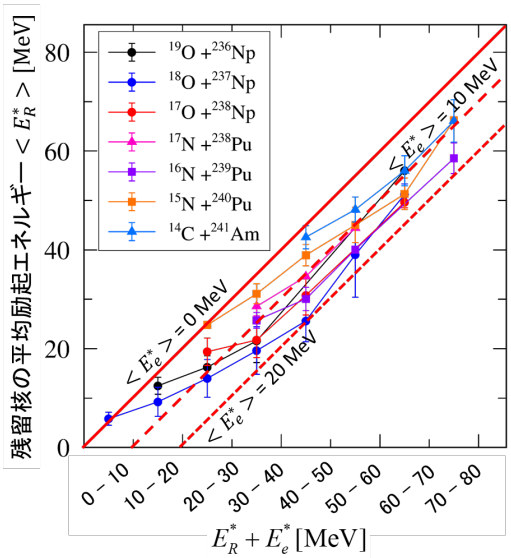


図 1 AMD で計算した『放出粒子と残留核の励起エネルギーの和』(横軸) と残留核の平均励起エネルギー（縦軸）の関係

参考文献

[1] R. Leguillon et al., Physics Letters B761(2016)125-130.
[2] K. Hirose et al., Phys. Rev. Lett. 119, 222501 (2017)

Y. Ishii[1], C. Ishizuka[1], A. Ono[2], *S. Chiba[1]
[1]Tokyo Tech., [2]Tohoku University

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

[3E11-16] Nuclear Data Measurement

Chair:Yosuke Iwamoto(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 2:45 PM - 4:25 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E11] Measurement of Neutron Production from 7 MeV/u α Incidence on a Bi Target

*Kenta Sugihara[1], Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Kanenobu Tanaka[2], Atsuko Akashio[2], Toshiya Sanami[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN Nishina Center, 3. High Energy Accelerator Research Organization)

2:45 PM - 3:00 PM

[3E12] Cross section measurements of 50 MeV alpha particle induced reactions on ^{nat}Er to produce medical RI ^{169}Yb

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[1], Michiya Sakaguchi[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[3E13] Measurement and Resonance Analysis of the Neutron Capture Cross Section of Np-237

*Gerard Rovira Leveroni[1], Tatsuya Katabuchi[1], Shota Matsuura[1], Ken-ichi Tosaka[1], Osamu Iwamoto[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Kazushi Terada[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3E14] Measurement and simulation of neutron transmission of Ta-181 at J-PARC

*Kaoru Hara[1], Minoru Asako[1], Tetsuya Kai[2], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[3E15] Measurements of photon scattering cross sections of Pb-206 using Bremsstralung

*Toshiyuki Shizuma[1], Nobuyuki Iwamoto[2], Ayano Makinaga[3], R Massarczyk[4], R Schwengner[5], R Beyer[5], D Bemmerer[5], M Dietz[5], A Junghans[5], T Kogler[5] (1. QST, 2. JAEA, 3. Teikyo Univ., 4. LLNL, 5. HZDR)

3:45 PM - 4:00 PM

[3E16] Photon strength function in In-115 for the evaluation of neutron capture cross section for In-114

*Ayano Makinaga[1], R Schwengner[2], R Beyer[2], M Grieger[2], S Hammer[2], T Hensel[2], A Junghans[2], F Ludwig[2], S Meuller[2], K Roemer[2] (1. Teikyo Univ., 2. HZDR)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Bi に対する 7 MeV/u α 入射による 中性子生成量測定

Measurement of Neutron Production from 7 MeV/u α Incidence on a Bi target

*杉原　健太[1]，李　恩智[1]，執行　信寛[1]，田中　鐘信[2]，赤塩　敦子[2]，佐波　俊哉[3]
[1]九州大学，[2]理化学研究所仁科加速器科学研究センター，[3]高エネルギー加速器研究機構

医学研究用の ^{211}At を ^{209}Bi(α, 2n)^{211}At 反応により製造するためのビームラインの遮蔽設計に必要な、7.16 MeV/u α ビームを Bi ターゲットに入射した際に生成される中性子のエネルギースペクトルを測定した。結果をシミュレーションコードと比較した。
キーワード：アルファ線，Bi，中性子収量，飛行時間法，PHITS，INCL，QMD

1. 緒言

従来より、重粒子線治療・RI 内用療法等の放射線を用いたがん治療が広く行われてきた。放射線治療は患者の負担が小さいという利点がある一方で、病巣細胞周りの正常細胞にも影響を与える恐れがある。そこで近年、飛程が短く高 LET である α 線を RI 内用療法に利用することが考えられている。その際、治療薬剤の安定的な国内自給のために α 線源として ^{211}At を用いることが考えられている。

理化学研究所では α 線を用いて ^{209}Bi(α, 2n)^{211}At 反応により ^{211}At を製造するための新しいビームラインの建設を予定している。しかし、ビームラインの放射線遮蔽設計に必要な中性子収量の実験データは存在しない。そこで本研究では、ビームラインの放射線遮蔽設計のために、7.16 MeV/u α ビームと Bi ターゲットの反応からの中性子二重微分収量を測定し、PHITS 3.00[1]に組み込まれている核反応模型の INCL[2]と JQMD[3]模型の計算結果との比較を行った。

2. 実験

実験は理化学研究所仁科加速器科学研究センターAVF サイクロトロンを用いて行った。入射 α ビームの運動エネルギーは 7.16 MeV/u とした。ターゲットには α ビームの飛程よりも長い厚さ 2 mm の Bi を用いた。核反応によって生成された中性子を 0 度、45 度、90 度方向に設置した EJ301 有機液体シンチレータで測定した。ターゲットと中性子検出器との飛行距離は 0 度で 1.08 m、45 度で 1.18 m、90 度で 1.24 m とした。直径および厚さ 2 inch の中性子検出器を用いた。また、厚さ 2 mm の荷電粒子弁別用のプラスチックシンチレータを各中性子検出器の前に設置した。中性子のエネルギーは、サイクロトロンの RF 信号と中性子検出器の信号の時間差から飛行時間法で導出した。バックグラウンド成分測定のために、ターゲットチェンバーと各中性子検出器の間に厚さ 60 cm の鉄のシャドーバーを設置した測定も行なった。

3. 結果

図 1 に中性子生成二重微分収量の実験結果と PHITS によるシミュレーション計算結果の比較図を示す。各角度で約 4 MeV 以上の中性子を測定できた。各角度について、INCL 模型による計算は JQMD 模型による計算よりも実験値をよく再現していることがわかる。これは、ターゲット原子核の表面に存在する核子の運動量の評価を改良したためだと考えられる[2]。また JQMD 模型の実験結果再現性が悪い理由は、ポテンシャルの平均場近似がうまくいっておらず、入射 α 粒子を構成する核子の運動量分布を再現できていないためだと考えられる。

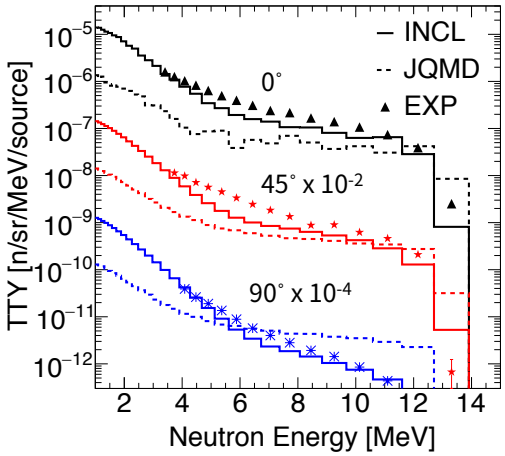


図 1. 中性子収量の実験値と PHITS による計算結果の比較

参考文献

[1] T. Sato, *et al*., "Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55 (**2018) pp. 684-690.
[2] A. Boudard, J. Cugnon, J.-C. David *et al*., "New potentialities of the Liége intranuclear cascade model for reactions induced by nucleons and light charged particles," *Phys. Rev.* **C87,** (2013) 014606..
[3] K. Niita, S. Chiba, T. Maruyama *et al.,* "Analysis of the (N, xN') reactions by quantum molecular dynamics plus statistical decay model," *Phys. Rev.* **C52,** 2620 (1995) pp. 2620-2635.

---

*Kenta Sugihara[1], Lee Eunji[1], Nobuhiro Shigyo[1], Kanenobu Tanaka[2], Atsuko Akashio[2] and Toshiya Sanami[3]
[1]Kyushu Univ. [2]RIKEN [3]KEK

医療用放射性核種 ^{169}Yb 生成のための ^{nat}Er への 50 MeV アルファ粒子入射における生成断面積測定

Cross section measurements of 50 MeV alpha particle induced reactions on ^{nat}Er to produce medical RI ^{169}Yb

*齋藤 萌美[1]，合川 正幸[1]，坂口 理哉[1]，右近 直之[2]，小森 有希子[3]，羽場 宏光[3]
[1]北海道大学，[2]福島県立医科大学，[3]理化学研究所

^{169}Yb は医療用放射性核種の一つである。我々はその生成反応を決定する為に重要な断面積の測定を系統的に行っている。本発表では ^{nat}Er へのアルファ粒子入射反応実験について報告する。

キーワード：医療用放射性核種，イッテルビウム−169，放射化法，積層箔法

1. 緒言

^{169}Yb は医療用放射性核種の一つである[1]。しかしながら、その生成手法は未だ確定しておらず、判断材料の一つである生成断面積の実験データも数が少ない。また、それぞれのデータが大きく異なる為、新しい実験による精査が必要である。このような状況のもと、我々のグループでは、荷電粒子入射反応における ^{169}Yb 生成反応断面積測定を系統的に行ってきた。本発表では、^{nat}Er へのアルファ粒子入射反応実験について報告する。

2. 実験

本実験は理化学研究所 AVF サイクロトロンにて実施した。50 MeV アルファ粒子ビームを ^{nat}Er と ^{nat}Ti からなる積層箔標的に照射した。照射後、Ge 検出器を用いたガンマ線スペクトロメトリーによって各箔における生成核種の断面積を測定した。^{169}Yb の同定には、崩壊時のガンマ線 177.21 keV（22.28%）を用いた。

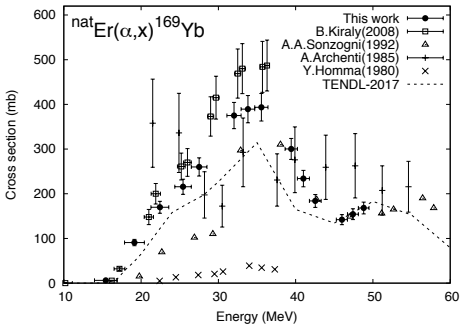


図 1 実験結果と先行研究[2-5]及び TENDL-2017[6]との比較

3. 結果・考察

先行研究[2-5]及び TENDL-2017[6]と比較した我々の実験結果を図 1 に示す。B. Kiraly et al. (2008) とピーク位置は一致するが、ピーク断面積は 100 mb 程度小さい結果となった。TENDL-2017 は、励起関数の変化の傾向を良く再現しているが、実験値を過小評価することがわかった。

参考文献

[1] F.H. DeLand et al., J. Nucl. Med., **12** (1971) 683.
[2] B. Király et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B, **266** (2008) 549.
[3] A. A. Sonzogni et al., J. Radioanal. Nucl. Chem., Letters, **165** (1992) 295.
[4] A. Aechenti et al., Radiochemica Acta, **38** (1985) 65.
[5] Y. Homma et al., International Journal of Appl. Radiat. Isot., **31** (1980) 505.
[6] A.J. Koning et al., TENDL-2017: TALYS-based evaluated nuclear data library.

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[1], Michiya Sakaguchi[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3] and Hiromitsu Haba[3]
[1]Hokkaido Univ., [2]Fukushima Medical Univ., [3]RIKEN

Measurement and Resonance Analysis of the Neutron Capture Cross Section of ^{237}Np

* Gerard Rovira[1], T. Katabuchi[1], K. Tosaka[1], S. Matsuura[1], O. Iwamoto[2], A. Kimura[2], S. Nakamura[2], N. Iwamoto[2] and K. Terada[1]

[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

[2]Nuclear Science and Engineering Directorate, Japan Atomic Energy Agency

Neutron capture cross section measurements for ^{237}Np have been conducted with neutrons with energy ranging from thermal energy to several hundred eV. A Time of Flight (TOF) method using NaI(Tl) detectors was employed for this measurement and the data were analyzed based on a pulse-height weighting technique in order to derive a neutron capture cross section. The resolved resonance region was analyzed using the REFIT fitting code and the resonance parameters were extracted.

Keywords: J-PARC, ANNRI, Neutron capture cross section, NaI(Tl) detector, Minor actinides, Time-of-flight measurement, Resonance Analysis

1. Introduction

Accurate nuclear data for neutron capture cross sections on minor actinides (MAs) are of utmost importance for fundamental studies and applications in nuclear science and engineering. Neptunium-237 is one of the most abundant MAs in spent nuclear fuels. It possesses a long half-life of 2.144 x 10^6 years and it produces an intense α-emitter of ^{238}Pu by neutron capture and a subsequent β decay. Hence, it is essential to determine the thermal neutron capture cross section (σ_{th}), the resonance parameters and the neutron cross section in the high energy accurately when examining the nuclear transmutation of ^{237}Np. An extensive set of experimental data has been reported on the ^{237}Np (n, γ) reaction using both activation and time-of-flight (TOF) methods. The thermal energy region is well described but, up until now, it has not been possible to obtain a steady value for σ_{th} as differences between experiments differ from 7.5% up to 15%. In the present work, results of the neutron capture cross section for ^{237}Np are presented for incident neutron energy ranging from thermal energy to several hundred eV using a TOF method. Alongside, the results of a resonance analysis using the REFIT fitting code are also presented with fitted values for the resonance energy E_λ, neutron width $E_{\lambda,n}$ and radiation width $E_{\lambda,\gamma}$.

2. Experiments

The experiments were performed using the Accurate Neutron Nucleus Reaction Measurement Instrument (ANNRI) at the Materials and Life Science Facility (MLF) of the Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC). Intense pulsed neutrons were produced by the Japanese Spallation Neutron Source (JSNS) in the MLF building using the 3 GeV proton beam of the J-PARC facility. The proton pulses were shot at the spallation target every 40 ms. A TOF method was employed in the present experiment with a flight path of 27.9 m up to the sample position. Emitted γ-rays from the sample were detected by a NaI(Tl) detector surrounded by annular plastic scintillation detectors to suppress cosmic-ray background by anti-coincidence detection. A 200 mg capture sample of ^{237}Np was used for the measurements. The powder was packed into an Al pellet with a 20 mm diameter and 0.4 mm thick walls. A dummy container was also used for background measurement. Two neutron spectrum were obtained in this experiments using a 20 mm diameter gold sample and also using the 478 keV γ -rays from ^{10}B (n, α) ^{7}Li events. The boron sample containing enriched ^{10}B up to 90%, had a diameter of 10 mm and a thickness of 0.5 mm. Scattered neutron background was derived using a ^{nat}C sample with a 10 mm diameter and 0.5 mm thickness.

3. Resonance Analysis

The neutron capture resonances of ^{237}Np in the resolved resonance region were analyzed using the least-square fitting code REFIT. The initial resonance parametrization data expressed by resonance energy E_λ, neutron width $E_{\lambda, n}$ and radiation width $E_{\lambda, \gamma}$ and fission width $E_{\lambda, f}$ were taken from JENDL-4.0. The parameterized resonance function was fitted to the experimental results using the REFIT code and values for resonance energy E_λ, neutron width $E_{\lambda, n}$ and radiation width $E_{\lambda, \gamma}$ were extracted. An averaged radiation width was obtained using 16 independent resonances under 20 eV and it was used as fixed value for the other resonances. Thus, for the other resonances, only resonance energy E_λ and radiation width $E_{\lambda, \gamma}$ were fitted. Statistical properties of the resonances such as level spacing are also presented.

4. Conclusion

The ^{237}Np neutron capture cross section was measured using the pulsed neutron beam generated by the Japanese Spallation Neutron Source in the Materials and Life science Facility at the Japan Proton Accelerator Research Complex. A thermal value for the cross section was obtained together with a set of fitted resonance parameters.

J-PARC における Ta-181 の中性子透過測定とシミュレーション計算

Measurement and simulation of neutron transmission of Ta-181 at J-PARC

*原 かおる[1]，浅子 穣[1]，甲斐 哲也[2]，佐藤 博隆[1]，加美山 隆[1]
[1]北海道大学，[2]原子力機構

J-PARC MLF の BL10 において Ta-181 の中性子透過測定を行った。PHITS コードを利用して、Ta-181 の中性子透過率 TOF スペクトルをシミュレーション計算し、1-100 eV のエネルギー範囲で実験値と比較した。
キーワード：中性子共鳴温度計，Ta-181，中性子全断面積，パルス関数

1. 緒言

中性子共鳴吸収分光法を利用した温度イメージングの技術開発[1,2]のため、Ta-181 中性子透過率の飛行時間（TOF）スペクトルに観測される共鳴ディップ形状から試料温度を導出する測定・解析方法の検討を行っている。しかしながら、Ta-181 の中性子全断面積は JENDL-4.0 と ENDF/B-VIII.0 の間で違いがあり、特に中性子共鳴温度計の研究対象として代表的な Ta-181 の 4.3-eV 共鳴においてピーク断面積に約 20%の差がある。

2. 実験

大強度陽子加速器施設（J-PARC）物質・生命科学実験施設（MLF）のビームライン 10 番（BL10）において、恒温炉内に設置した Ta 試料に対して中性子透過測定を行った。試料は厚さ 30 μm（または 300 μm）Ta 箔を用い、20−500 ℃の温度範囲の数点で各々試料温度を一定に保持して測定した。中性子 2 次元検出器にはガス電子増幅（GEM）型の検出器を使用した。また、熱中性子エネルギー領域以下の中性子ビームをカットするためビームライン上流の Cd フィルター（厚さ 2 mm）を使用した。

3. シミュレーション計算

PHITS コードを利用して Ta-181 の中性子透過率 TOF スペクトルをシミュレーション計算した。中性子が線源から放出された後、厚さ 30 μm （または 300 μm）の Ta 円板を通過し、Tally 位置に到着するまでの飛行時間スペクトルを求めた。中性子線源の放出時間分布は、BL10 のパルス関数[3]をダブルバンチ構造で定義した。線源から Tally までの距離は 14.5 m である。Ta-181 の中性子全断面積は JENDL-4.0 と ENDF/B-VIII.0 の核データを利用し、それぞれで計算を行った。ここで、温度の影響によるドップラー拡がりを含めた核データ用 ACE ファイルを用意した。

4. 結果

試料温度 23℃, 厚さ 30 μm の場合の Ta-181 の 4.3-eV 共鳴領域の中性子透過率 TOF スペクトルを図 1 に示す。図 1 の赤点が実験値であり、青線と緑線がそれぞれ核データに JENDL-4.0 と ENDF/B-VIII.0 を利用した計算値であり、ENDF/B-VIII.0 を用いた計算値の方が実験値の 4.3-eV 共鳴ディップ深さをより妥当に再現している。本発表では、Ta-181 の中性子透過率スペクトルの実験値と計算値を 1-100 eV のエネルギー範囲で比較した結果や、利用した核データから生じた計算値の違いについて報告する。

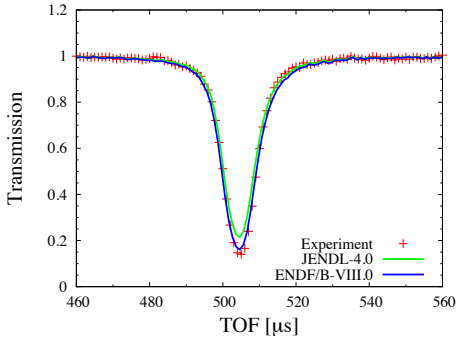


図 1: Ta-181 の透過率中性子 TOF スペクトル

参考文献

[1] T. Kai *et al.*, Physics Procedia 88 (2017) 306.
[2] 浅子 穣ら，日本中性子科学会 第 18 回年会（2018 年 12 月）P1-32.
[3] H. Hasemi *et al.*, Nucl. Istrm. Meth. **A**773 (2015) 137.

*Kaoru Hara[1], Minoru Asako[1], Kai Tetsuya[2], Hirotaka Sato[1] and Takashi Kamiyama[1],
[1]Hokkaido Univ., [2]JAEA
＊本研究は JSPS 科研費 JP17H03515 の助成を受けたものです。

制動放射光を用いた鉛 206 の共鳴散乱断面積の測定

Measurements of photon scattering cross sections of Pb-206 using Bremsstralung

*静間　俊行[1], 岩本　信之[2], 牧永　綾乃[3,4], R. Massarczyk[5], R. Schwengner[6], R. Beyer[6], D. Bemmerer[6], M. Dietz[6], A. Junghans[6], T. Kögler[6], F. Ludwig[6], S. Reinicke[6], S. Schulz[6], S. Urlaß[6], and A. Wagner[6]

[1]量研，[2]原子力機構，[3]帝京大，[4]北大，[5]LLNL，[6]HZDR

ドレスデン-ロッセンドルフ研究所（HZDR）の制動放射線を用いて、Pb-206 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。その結果、励起エネルギー3.7 から 8.2MeV 領域において、88 本の共鳴準位を観測した。得られた散乱強度データを用いて、Pb-206 の共鳴吸収断面積を求め、不安定核 Pb-205 の中性子捕獲断面積の評価を行った。

キーワード：Pb-206、核共鳴蛍光散乱、制動放射線、双極子遷移、中性子捕獲断面積

1. 緒言

鉛、ビスマス同位体は加速器駆動システム（ADS）においてターゲットとして使用されるため、システムの設計には、これらの同位体の中性子断面積データが必要である。しかしながら、鉛同位体の内、不安定核 Pb-205（半減期 1.73×107 年）は、安定核 Pb-204 の中性子捕獲によって生成され、中性子捕獲により安定核 Pb-206 となるが、その中性子捕獲断面積はよくわかっていない。そこで、Pb-206 の核共鳴蛍光散乱強度を測定し、得られた実験データを基に、Pb-205 の中性子捕獲断面積の評価を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

実験は、HZDR の制動放射線施設で行った。厚さ 2.2mm、直径 2cm の濃縮 Pb-206 ターゲット（濃縮度 99.3%）をビーム軸に対して 45 度傾けて設置し、最大エネルギー10.5MeV の制動放射線を照射した。ターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を散乱角 90 度と 127 度に設置した計 4 台の高純度ゲルマニウム検出器を用いて計測した。

3. 結論

本測定で観測した 88 本の共鳴準位及び準連続状態に起因する散乱強度を基に、Pb-205 の中性子捕獲断面積の評価を行った。その結果、図 1 に示すように、TENDL-2015、JEFF-3.2 の評価値とほぼ一致する結果が得られた[1]。

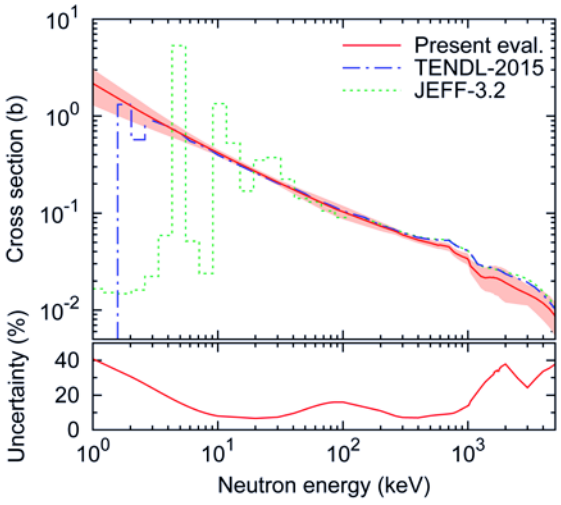


図 1. Pb-205 の中性子捕獲断面積

参考文献

[1] T. Shizuma, N. Iwamoto, A. Makinaga, R. Massarczyk, R. Schwengner et al., Phys. Rev. C **98**, 064318 (2018).

---

*T. Shizuma[1], N. Iwamoto[2], A. Makinaga[3,4], R. Massarczyk[5], R. Schwengner[6], R. Beyer[6], D. Bemmerer[6], M. Dietz[6], A. Junghans[6], T. Kögler[6], F. Ludwig[6], S. Reinicke[6], and S. Schulz[6], S. Urlaß[6], and A. Wagner[6]

[1]QST, [2]JAEA, [3]Teikyo Univ., [4]Hokkaido Univ., [5]LLNL, [6]HZDR

In-114 の中性子捕獲断面積評価のための In-115 核共鳴蛍光散乱実験

Photon strength function in In-115 for the evaluation of neutron capture cross section for In-114

*牧永 あや乃[1,2]，Schwengner Ronald[3], Beyer Ronald[3], Grieger Marcel[3], Hammer Sebastian[3], Hensel Thomas[3], Junghans Arnd[3], Ludwig Felix[3], Meuller Stefan[3], Roemer Katja[3], Scheibler Daniela[3], Trinh T Trang[3], and Turkat Steffen[3]

[1]帝京大、[2]北大，[3]ロッセンドルフ研

放射線治療や診断で用いられる In-114 同位体の製造過程で生じる中性子による不純物生成量の評価を行う事を目的として、ドレスデン-ロッセン研究所(HZDR)の制動放射線を用いた In-115 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

キーワード：核共鳴蛍光散乱、γ線強度関数

1. 緒言

核医学分野で利用される In-114m 同位体は、生成手法の困難さを原因として、不足する可能性がある”emerging isotope”として分類されている[1]。In-114m は、190.34keV(半減期 49.51 日)のγ線を放出し基底状態へ遷移し、さらに、基底状態は 99.5%がβ-崩壊をして Sn-114 へ崩壊するため、γ線治療、γ線イメージング、電子線治療が同時に可能な核種である。In-114m は、Cd-114(p, n)、In-113(n, γ)反応等を利用して生成される。本研究では、In-114 同位体の製造過程で生じる中性子による不純物生成量の評価を行う事を目的として、ドレスデン-ロッセン研究所(HZDR)の制動放射線を用いた In-115 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

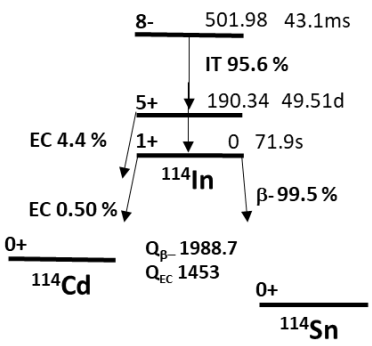


図 1 In-114 のエネルギー準位

2. 核共鳴蛍光散乱実験

実験は、ドレスデン-ロッセンドルフ研究所(HZDR)の制動放射線施設[2]で行った。光子ビームは 11.0MeV の電子ビームを 7μm 厚の Nb 箔へ入射する事により生成し、質量 2376.4mg の In-nat サンプル(In-115: 95.7%, In-114: 4.3%)へ照射した。ビーム軸から 90 度、127 度方向に設置した 4 台の HPGe 検出器を用いて散乱γ線を観測した。実験結果について報告を行う。

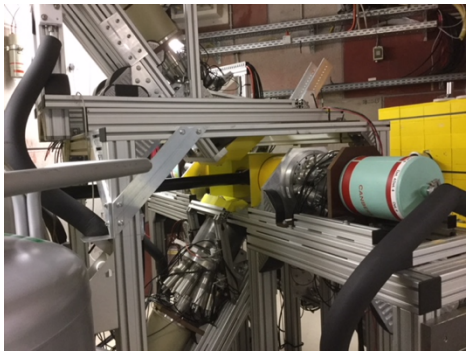


図 2 HPGe 検出器のセットアップ

参考文献

[1] IAEA, Technical Report Series No.**473** (2011).

[2] R. Schwengner et al., Phys. Rev. C **87**, 024306 (2013).

*Ayano Makinaga[1,2], Schwengner Ronald[3], Beyer Ronald[3], Grieger Marcel[3], Hammer Sebastian[3], Hensel Thomas[3], Junghans Arnd[3], Ludwig Felix[3], Meuller Stefan[3], Roemer Katja[3], Scheibler Daniela[3], Trinh T Trang[3], and Turkat Steffen[3]

[1]Teikyo Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]HZDR

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

[3F01-04] Neutron Measurements 1

Chair:Keisuke Maehata(Kyushu Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 9:45 AM - 10:50 AM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[3F01] High-resolution scintillation neutron detector for ToF neutron diffraction imaging

*Tatsuya Nakamura[1], Takuro Kawasaki[1], Kentaro Toh[1], Noriaki Tsutsui[1], Masumi Ebine[1], Atsushi Birumachi[1], Kaoru Sakasai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F02] Experiments of an active neutron method using a Cherenkov detector

*Masao Komeda[1], Akira Ohzu[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F03] Development of an active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security (2)

*Kazuyoshi Furutaka[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[3F04] Development of a fast response neutron detector bank for fast neutron direct interrogation method

*Makoto Maeda[1], Kazuyoshi Furutaka[1], Akira Ohzu[1], Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ToF 中性子回折イメージング用高分解能シンチレータ検出器の開発

High-resolution scintillation neutron detector for ToF neutron diffraction imaging

*中村　龍也[1]，川崎　卓郎[1]，藤 健太郎[1]，筒井 紀彰[1]，
海老根 守澄[1]，美留町　厚[1]，坂佐井 馨[1]
[1]日本原子力研究開発機構

J-PARC のパルス中性子を用いた回折イメージングへの応用のため約 200 ミクロンの位置分解能をもつ中性子カウンティング型の 2 次元シンチレータ中性子検出器を開発した。発表では検出器の設計、基礎特性、回折イメージ測定例等について報告する。

キーワード：中性子回折イメージング、2 次元シンチレータ中性子検出器、高位置分解能、J-PARC

1. 緒言

中性子を用いたエネルギー選別型イメージングは試料深部の格子ひずみ、結晶方位、配向等の位置分布に関する情報を非破壊かつ定量的に評価できるユニークな測定手法である。パルス中性子を用いた測定法では、試料の透過イメージを取得しブラッグエッジを利用して解析する方法や幅を持ったビームを入射し回折イメージ像を評価する方法等がある。現在、我々は後者のセットアップにおけるパルス中性子を用いた飛行時間測定型の回折イメージングの検証[1]を進めておりそのための検出器を開発している。この実験で必要となる 2 次元検出器の性能は概して位置分解能 <500 μm、時間分解能 <5 μs、ガンマ線感度 $<10^{-6}$、有感面積 <50x50 mm² 角であるが測定試料や回折測定の実験セットアップによって異なるためこれらに柔軟に対応できるシンチレータと波長シフトファイバを用いた検出器[2]を基礎として試験機を開発した。本方式の検出器ではヘッド構造がシンプルであることから様々な要求に対して柔軟かつリーズナブルなコストで対応できる。

2. 高分解能 2 次元シンチレータ中性子検出器

J-PARC MLF での回折イメージング試験に対応するため位置分解能の異なる検出器を 2 つ用意した。それらは分解能 200 μm と 500 μm のタイプで有感面積はそれぞれ 24 mm 角、60 mm 角である。図 1 に前者の検出器システムの写真を示す。両者ともに検出ヘッドは 1 枚の ^{6}Li:ZnS シンチレータの下流に波長シフトファイバアレイを x、y 方向に配置した構造をもちコインシデンスにより中性子位置を算出する。要求仕様に応じてシンチレータの厚さや波長シフトファイバの直径等を選択してヘッドを構成し、必要となる回路・信号処理群をまとめ実使用に耐える堅牢な検出器システムとした。200μm タイプの検出器は検出効率 7%（1.8Å）、^{60}Co ガンマ線感度 $1x10^{-6}$ であった。図 2 は 200μm 分解能の検出器で測定した電磁鋼板試料の TOF 回折イメージ例である（検出器は試料から 2θで 90 度、7cm 位置に設置）。試料中の結晶粒からの回折スポットを分離して測定できていることがわかる。

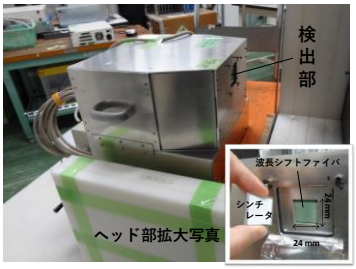


図 1 200μm 分解能の検出器システム

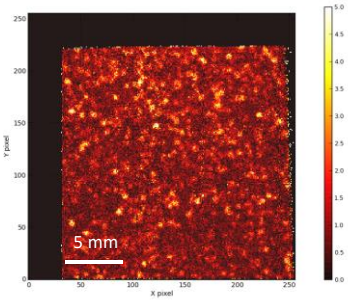


図 2 ToF 中性子回折イメージ測定例
（電磁鋼板の(110)面ブラッグ反射）

参考文献

[1] T. Kawasaki, et al., Physica B：Cond. Matt. 551 (2018) 460.
[2] 中村他、原子力学会 2015 春の大会 N46

*Tatsuya Nakamura[1], Takuro Kawasaki[1], Kentaro Toh[1], Noriaki Tsutsui[1], Masumi Ebine[1], Atsushi Birumachi[1] and Kaoru Sakasai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

チェレンコフ光検出器を用いたアクティブ中性子法試験

Experiments of an active neutron method using a Cherenkov detector

*米田 政夫[1]，大図 章[1]，藤 暢輔[1]

[1]原子力機構

アクティブ中性子法による核物質非破壊測定装置の低コスト化研究の一環として、従来の高価な検出器バンクに代わり、チェレンコフ光検出器を用いた装置開発を進めている。本発表では、チェレンコフ光検出器を用いたアクティブ中性子法のシミュレーション及び実験結果について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、核物質探知、計量管理、低コスト化、チェレンコフ光検出器

１．緒言

DDA (Differential Die-Away)法などのアクティブ中性子法は、核物質に対して非常に高感度で確度の高い測定を行うことが可能であり、核物質の計量管理や空港での核テロ用核物質探知等における利用が期待されている。アクティブ中性子法装置では一般に He-3 検出器が多数使用されるが、その検出器コストが高いことが装置の普及の妨げの要因の一つになっている。そこで我々は、低コストの核物質非破壊測定装置の実用化へ向けてアクティブ中性子法用の低コスト中性子検出器の開発を行っており、そのような検出器候補の一つとしてチェレンコフ光検出器を検討している。チェレンコフ光検出器は、水溶液に中性子が照射されると水に含まれる水素との(n, γ)反応によりガンマ線が発生し、そのガンマ線がコンプトン散乱して発生する電子が放出する光を検出するものである。より多くのチェレンコフ光を発生させるために、水にガドリニウムを添加している。チェレンコフ光検出器は水槽部と PMT 部から構成されるが、D-T 中性子発生管から発生する高速中性子による PMT への影響が懸念される。本研究では、PMT 部への高速中性子の照射を低減させるためアクティブ中性子法装置外に PMT を設置することにした。装置内の水槽部と装置外の PMT をライトガイドで接続したチェレンコフ光検出器を製作し、その検出器を用いたシミュレーション及び実験を実施した。

２．シミュレーション結果

D-T 中性子発生時の体系内の高速中性子束分布について PHITS コードを用いた計算を行った。その結果を図（右側）に示す。装置の内部空間では高速中性子束の値はどの場所でも高いが、装置外の PMT 位置では非常に低い値となっていることが分かる。この結果から本検出器には遮蔽材の厚さは 50～60cm 程度必要であるが、今後水槽を遮蔽材として併用することで、装置の遮蔽体を大幅に低減させることが可能になると考えている。

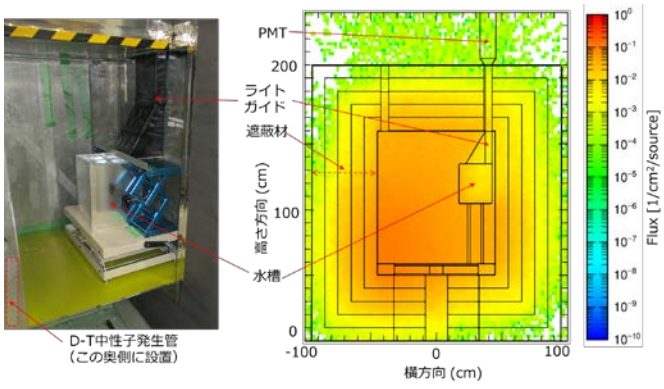


図　JAWAS-T 装置内部及び高速中性子束分布の計算結果

３．アクティブ中性子法実験

チェレンコフ光検出器の実験体系として、JAEA の NUCEF に設置されているアクティブ中性子法装置である JAWAS-T を用いた。JAWAS-T の内部に水槽（約 12 リットル）を設置し、装置外部に PMT(φ12cm) 取り付け、両者を約 60cm の長さのライトガイドで接続した。図（左側）に装置内部の写真を示す。本発表では、本検出器を用いたアクティブ中性子法実験結果の詳細について述べる。

*Masao Komeda[1], Akira Ohzu[1] and Toh Yosuke[1]

[1]JAEA

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発(2)
PGA 測定に適した統合装置構成物質の検討

Development of an active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security (2)
a selection of shielding materials which suit Prompt Gamma-ray Analysis

*古高 和禎[1], 藤 暢輔[1]
[1]日本原子力研究開発機構

複数のアクティブ中性子 NDA 測定法(DDA,PGA,NRTA)を統合した NDA 装置の開発において、DDA 測定の性能を低下させることなく PGA 測定の妨げとなるガンマ線が低減され､PGA 用検出器が中性子に対して充分に遮蔽されるように、NDA 装置に用いる物質の検討を行った。

キーワード:アクティブ中性子法,NDA,PGA,バックグラウンド低減, 中性子遮蔽, 14MeV 中性子, シミュレーション

1. 緒言

原子力機構では、欧州委員会−共同研究センター(EC-JRC)との共同研究により、小型の D-T 中性子源を利用したアクティブ中性子法による、ダイアウェイ時間差分析法(DDA)、即発ガンマ線分析法(PGA)、中性子共鳴透過分析法(NRTA)の各装置を統合した非破壊分析(NDA)装置の開発を行っている。このうち、PGA 測定は、主に爆発物や化学兵器の材料物質、及び中性子毒物の検知を目的としている。本開発計画の第 1 フェーズでは、装置を DDA 法に最適化し、主に DDA 法に関する詳細な情報を取得することを目標として開発を行った。PGA に関しては、(i) 爆発物や化学兵器の材料物質、及び中性子毒物から放出されるガンマ線測定とその評価、(ii) 装置を構成する物質から放出され、PGA 測定の妨げになるバックグラウンド・ガンマ線の特定と評価、(iii) PGA 検出器に求められる高速中性子の遮蔽性能の評価等を行った。第 2 フェーズで建設する装置は、DDA 測定だけでなく PGA 測定においても十分な性能が得られるように、PGA 以外の測定装置に用いられる材質を見直すとともに、高速中性子に対して効果的な遮蔽材を放射線輸送シミュレーションにより検討した。

2. 構成物質の検討

2-1. バックグラウンド・ガンマ線の低減

第 1 フェーズで建設した装置を用いた PGA 測定では、測定試料無しの状態でも約 11kcps のガンマ線計数があり、それらは主に(i) DDA 装置の SUS 製中性子反射材起源(Fe,Mn,Cr,Ni)、(ii) DDA 検出器バンク等に含まれる熱中性子吸収材起源(B,Cd)、(iii) 中性子遮蔽に用いている高密度ポリエチレン(HDPE)中の水素起源のガンマ線であると分かった。そこで、第 2 フェーズで建設する装置では、(i) 中性子反射材には Pb を、(ii) DDA 検出器バンクの熱中性子吸収材には Li を使用し、(iii) 水素のガンマ線は中性子反射材として採用した Pb によって遮蔽することにより、バックグラウンド・ガンマ線の低減を図ることにした。

2-2. 高速中性子の遮蔽

中性子発生管からの中性子からガンマ線検出器を効率的に遮蔽し放射線損傷を出来るだけ低減するために、放射線輸送シミュレーションを用いて諸々の物質を組み合わせた遮蔽を検討した。その結果、HDPE、金属及び Li 化合物を層状に配置することで高速中性子を効率的に遮蔽できることが分かった。

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。

---

*Kazuyoshi Furutaka[1], Yosuke Toh[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

高速中性子直接問いかけ法用高速応答中性子検出器バンクの開発

Development of a fast response neutron detector bank for fast neutron direct interrogation method

*前田　亮，古高　和禎，大図　章，米田　政夫，藤　暢輔
原子力機構

高速中性子直接問いかけ法を用いた核物質非破壊測定に使用する高速応答中性子検出器バンクを開発した。本発表ではその構造及び性能について報告する。

キーワード：アクティブ中性子測定法、高速中性子直接問いかけ法，核物質非破壊測定，MVP

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)事故では原子炉燃料と原子炉構造体が溶融凝固し燃料デブリが発生しており、廃止措置では燃料デブリに含まれる核物質の計量管理が必要になると予想される。原子力機構では核物質非破壊測定技術の一つである高速中性子直接問いかけ(FNDI)法を開発してきた。FNDI 法では中性子発生管からの問いかけ中性子を測定試料へ照射し、試料のマトリクスで減速された熱中性子により核分裂を誘発して、発生した核分裂中性子を高速中性子のみに有感な中性子検出器バンクで測定することで試料内の核物質量を推定する。FNDI 法では中性子計数が 1/e に減少するまでの時間で定義される、中性子消滅時間を利用して測定試料マトリクスの影響を低減するため、測定試料内での熱中性子の消滅時間が短い場合、応答の速い検出器バンクが要求される。本研究では、燃料デブリ測定に適した高速応答を有する中性子検出器バンクを開発し、シミュレーションによりその性能を評価した。

2. 検出器バンクの最適化

図 1 に高速応答中性子検出器バンクの水平断面の模式図を示す。炭化ホウ素(B_4C)中性子吸収体で覆われた高密度ポリエチレン(HDPE)減速材に熱中性子吸収体で覆われた He-3 中性子検出器が埋め込まれている。外部から入射した中性子の内、高速中性子のみが B_4C 層を通過し HDPE 層へ進入し減速される。HDPE 層で減速された中性子の内、熱中性子は熱中性子吸収体で吸収され高いエネルギーの中性子のみが He-3 検出器で検出される。HDPE 層内の熱中性子は検出器応答に遅い成分を作るため、高速応答検出器バンクではこれを熱中性子吸収体で吸収することで高速化を図っている。構造を最適化するため、He-3 検出器を覆っている熱中性子吸収体の材料と厚さを変えて、その性能を以下の式で定義される Figure of merit (FOM)で評価し比較した。

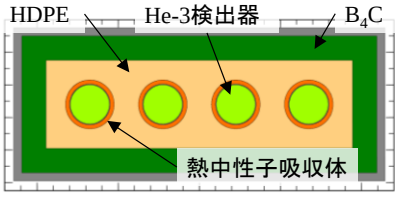


図 1　高速応答検出器バンクの水平断面図

表 1　各検出器バンクの FOM

熱中性子吸収体	FOM (a.u.)
B_4C 1.0mm	54
B_4C 2.5mm	81
B_4C 5.0mm	100
B_4C 7.5mm	85
B_4C 10mm	79
Cd 1.0mm	160
Cd 2.0mm	150

$$\mathrm{FOM} = \frac{T - B}{\sqrt{T + B}},$$

ここで、T は測定試料に核物質を含む場合の計数、B は測定試料に核物質を含まない場合の計数である。表 1 にまとめた評価結果の通り Cd 1.0 mm が最も良い性能を示した。本報告では検出器バンクの最適化に合わせて、様々な組成の燃料デブリに対するシミュレーション結果についても報告する。

*Makoto Maeda, Kazuyoshi Furutaka, Akira Ohzu, Masao Komeda and Yosuke Toh
Japan Atomic Energy Agency.

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

[3F05-08] Neutron Measurements 2

Chair:Kenichi Watanabe(Nagoya Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 10:50 AM - 11:55 AM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[3F05] Study of sample shape effects on neutron resonance transmission analysis

*Fei Ma[1], Harufumi Tsuchiya[1], Fumito Kitatani[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[3F06] Temperature Measurement using Neutron Self-indication Method

*mariko segawa[1], Yosuke Toh[1], Tetsuya Kai[1], Makoto Maeda[1], Masayuki Tsuneyama[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAT)

11:05 AM - 11:20 AM

[3F07] Characteristics evaluation of neutron source by particle transport simulation calculation and experiment

*Yuki Fujiya[1], Takashi Kamiyama[2], Hirotaka Sato[2], Hiroyuki Uno[3], Ryuji Uemoto[3], Koichi Nittoh[4], Mikio Uematsu[4], Yukio Sonoda[4], Yoshiaki Kiyanagi[5] (1. Sch. Eng., Hokkaido Univ., 2. Hokkaido Univ., 3. SHI-ATEX, 4. TTSI, 5. Nagoya Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3F08] Characteristics evaluation of neutron source by particle transport simulation calculation and experiment

*Hiroyuki Uno[1], Ryuji Uemoto[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Yukio Sonoda[2], Yuki Fujiya[3], Takashi Kamiyama[4], Hirotaka Sato[4], Yoshiaki Kiyanagi[5] (1. SHI-ATEX, 2. TTSI, 3. Sch. Eng., Hokkaido Univ., 4. Hokkaido Univ., 5. Nagoya Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Study of sample shape effects on neutron resonance transmission analysis

*Fei Ma[1], Harufumi Tsuchiya[1], Fumito Kitatani[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

Abstracts

In order to study how the sample shape affects measurements of neutron resonance transmission analysis (NRTA), experiments with a copper bar sample with different rotation angles were done at a neutron Time-Of-Flight (TOF) facility GELINA (Belgium). It was found that models proposed to analyse the NRTA data for irregular shaped samples could well reproduce experimental data.

Keywords : neutron resonance transmission analysis, resonance analysis code

1. Introduction

NRTA is a non-destructive assay technique with potential to quantify special nuclear materials in nuclear-fuel debris or spent fuel. NRTA is based on the transmission experiments in which homogeneous samples with a constant thickness are used. However, spent fuel and, especially debris, are presented in irregular shapes that affect the NRTA measurements. In order to investigate the influence of irregular-shaped samples in the NRTA, Harada et al. [1] have proposed analytical models which consider a variable shape and a hole fraction. In this work, we report how the proposed models are applied to a real NRTA experiment with a Cu bar sample.

2. Experiments

The NRTA experiments were carried out at a 50-m flight path station of the neutron TOF-facility of GELINA, Belgium. A Cu-bar sample (width 1 cm, length 1 cm, height 10 cm) was used in the experiments. In order to simulate an irregular-shaped sample, the Cu bar was measured with different rotation angles with respect to the neutron beam. Neutrons passing through the sample were detected by a Li-glass scintillation detector that provided the TOF spectra.

3. Results & discussions

Figure 1 shows a transmission spectrum for the Cu bar with no rotation (0 deg relative to neutron beams). It was found that the experimental transmission (green) was able to be well fitted by considering the hole-fraction 'fh' (red). Figure 2 represents a transmission spectrum for the Cu bar with a rotation angle of 45 deg (green). For comparison, two analytical models proposed in Ref. [1] are shown; one considers only the hole fraction (blue; method1) and the other an irregularity (red; method2) as well. This result confirmed that the model proposed in Ref. [1] could reproduce the present experimental data.

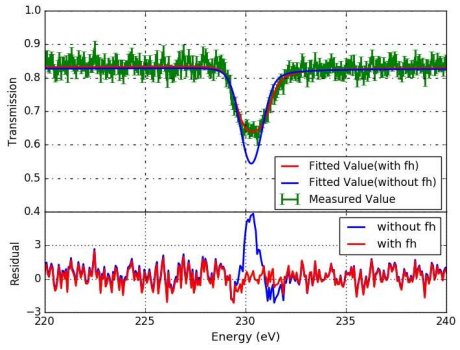


Figure 1. Top: Experimental transmission spectrum (green) for the Cu bar with no rotation. Bottom: Residuals between the measured values and model ones.

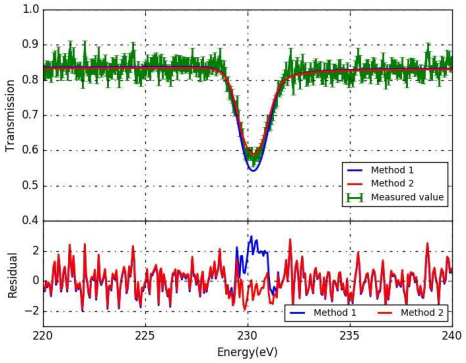


Figure 2. The same as Fig.1 but for Cu bar rotated by 45 deg.

4. Acknowledgements

This research was implemented under the subsidiary for nuclear security promotion of MEXT. This work was done under a collaboration of JAEA and EC-JRC Geel including C. Paradela, J. Heyse, S. Kopecky and P. Schillebeeckx.

References:

[1] H. Harada et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 52, No.6, 837-843 (2015).

飛行時間法を用いた Self-indication 法による中性子共鳴温度分析

Temperature Measurement using Neutron Self-indication Method

*瀬川　麻里子[1]，藤　暢輔[1]，甲斐　哲也[1]，前田　亮[1]，常山　正幸[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本アドバンストテクノロジー(株)

Self-indication 法を用いた新たな温度分析技術の確立を目指し、J-PARC において温度を変化させた Ta 試料の中性子共鳴幅を Self-indication 法により計測し、その変化量を分析した。この結果、試料温度 765K 以下の領域において Self-indication 法による温度分析が可能であるという見通しを得た。

キーワード：中性子共鳴吸収、即発ガンマ線分析、温度計測

1. 緒言

使用済燃料や高レベル放射性廃棄物の温度を非破壊且つ非接触で測定することは、これらの処分方策の確立に資する重要な技術である。本研究の目的は、共鳴による中性子吸収の温度依存性(ドップラ効果)に着目し、その変化量を Self-indication 法により精度よく測定する事で、対象試料の温度を非破壊且つ非接触で分析する技術を確立する事である。そこで、パルス中性子を生成する J-PARC において Self-indication 法を適用して試料温度を変化させた Ta の中性子共鳴幅を計測し、その変化量を分析した。Self-indication 法とは、パルス中性子ビーム軸上に測定試料と測定対象核種から成る indicator を配置し、indicator からの即発ガンマ線を測定することによって間接的に測定試料を透過した中性子を検出する手法である。本手法は、indicator からの即発ガンマ線を測定するため、測定試料に含まれる測定対象外の核種から放射されるガンマ線の影響を受けることなく透過中性子を高感度で測定する事が出来るという特徴を有する。

2. 実験

実験は J-PARC 物質・生命科学実験施設 BL04 に設置されている中性子核反応測定装置（ANNRI）において、測定試料（Ta, 厚さ 40 μm）と測定対象核種から成る indicator（Ta, 厚さ 100 μm）を、夫々TOF 距離 24.5 m, 27.9 m に配置し、アンチコンプトン型 NaI 検出器を使用して indicator の中性子捕獲反応から生じた即発ガンマ線を計測した。試料の温度は、296, 371, 467, 564, 665, 765 K で変化させた。

3. 結果

図 1 に、中性子エネルギーE_n= 4.28 eV 領域におけるガンマ線の飛行時間スペクトルを示す。測定試料の温度は 296 K（実線）、765 K（太線）である。図 1 のピークは、同エネルギーにある測定試料の共鳴によりディップが生じている。このディップ構造が試料温度により変化している事からドップラ効果の影響を確認する事が出来た。また、試料温度とディップの積分値の関係を調べ一次関数による Fitting 結果と精度よく一致していた事から、試料温度 765 K 以下の領域において Self-indication 法による温度分析が可能であるという見通しを得た。

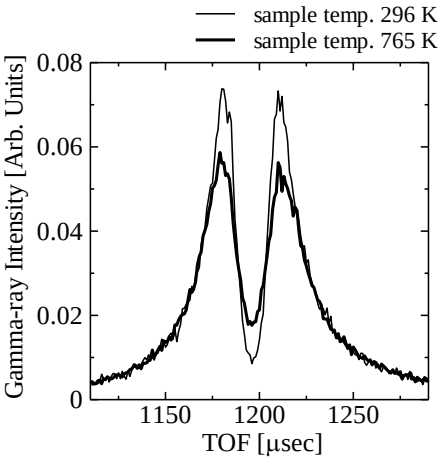


図 1 測定試料(Ta) の温度 296, 765 K における TOF スペクトラム

謝辞　本研究は科研費 JSPS （JP17H01076）の助成を受けた成果を含む。

*Mariko Segawa[1], Yosuke Toh[1], Tetsuya Kai[1], Makoto Maeda[1], and Masayuki Tsuneyama[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NAT

粒子輸送シミュレーション計算と実験による中性子源の特性評価
（1）粒子輸送シミュレーション計算による熱中性子源の改良

Characteristics evaluation of neutron source by particle transport simulation calculation and experiment

(1) Improvement of thermal neutron source by particle transport simulation calculation

*藤谷 佑樹[1]，加美山 隆[2]，佐藤 博隆[2]，鵜野 浩行[3]，上本 龍二[3]，
上松 幹夫[4]，日塔 光一[4]，園田 幸夫[4]，鬼柳 善明[5]
[1]北大工，[2]北大院工，[3]住重アテックス，[4]TTSI，[5]名大院工

産業利用を目的とした中性子ラジオグラフィ用加速器定常熱中性子源の高強度化について、解析コード PHITS を用いて検討した。シミュレーション体系上で中性子源体系の線源下流側の構造を一部変化させることで、熱中性子強度が現状より 130%向上することが分かった。

キーワード：中性子ラジオグラフィ，加速器定常中性子源，サイクロトロン，PHITS

1. 緒言

熱中性子源の熱中性子強度を向上させることで、中性子ラジオグラフィの検査精度は向上する。産業用途の定常熱中性子源強度の向上を目的に、線源体系の形状変化による中性子エネルギースペクトルを粒子輸送シミュレーションコード PHITS により計算し現状と比較、その効果を検討した。

2. 検討体系及び計算結果

PHITS 計算において、従来住重アテックス社で産業利用用途に使用されている熱中性子源を図 1 のように模擬した。図 1 において黄緑色で示す領域は材質がポリエチレンの減速材である。従来の体系から赤斜線で示す領域①を空洞とした体系(体系 1)及び、体系 1 のターゲット周りの空洞部はそのままに Bi フィルター(深緑色)を②のようにコリメーター(黄色)上端を覆う位置まで移動させた体系(体系 2)を従来の体系と比較した。これらの体系においてコリメーター上端から 50.0 cm の位置の中性子エネルギースペクトルを図 2 に示す。図 2 から、体系 1 及び体系 2 共に、全エネルギー領域で中性子強度が従来の体系より向上することが分かった。熱中性子領域を 0.011 eV から 0.100 eV とし、従来の体系に対する熱中性子強度を比較すると、体系 1 は 1.3 倍、体系 2 は 1.2 倍となった。

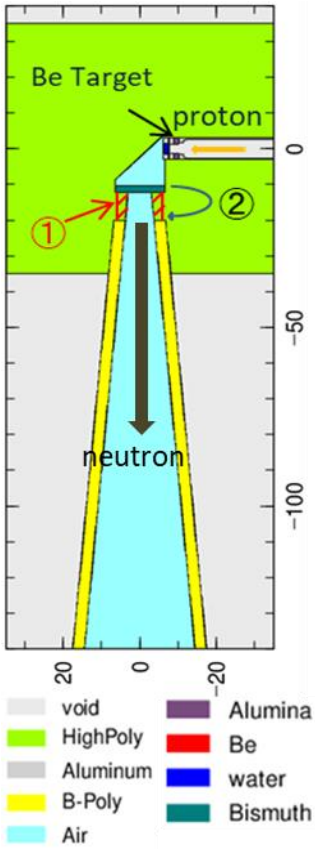


図 1. 従来の中性子源を模擬した計算体系

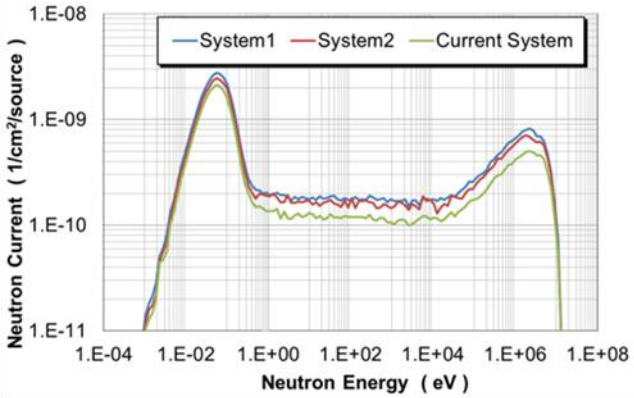


図 2.検討した体系と従来の体系の中性子エネルギースペクトル

3.結言

従来使用されている熱中性子源体系内の配置を見直すことによって、熱中性子強度はさらに向上出来ると考えられる。

*Yuki Fujiya[1], Takashi Kamiyama[2], Hirotaka Sato[2], Hiroyuki Uno[3], Ryuji Uemoto[3], Mikio Uematsu[4], Koichi Nittoh[4], Yukio Sonoda[4] and Yoshiaki Kiyanagi[5],

[1]Sch. Eng., Hokkaido Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]SHI-ATEX, [4]TTSI, [5]Nagoya Univ.

粒子輸送シミュレーション計算と実験による中性子源の特性評価
（2）金属箔を用いた中性子フラックス計測

Characteristics evaluation of neutron source by particle transport simulation calculation and experiment
(2) Neutron flux measurement using metal foil

*鵜野 浩行[1]，上本 龍二[1]，日塔 光一[2]，上松 幹夫[2]，園田 幸夫[2]，
藤谷 佑樹[3]，加美山 隆[4]，佐藤 博隆[4]，鬼柳 善明[5]
[1]住重アテックス，[2]TTSI，[3]北大工，[4]北大院工，[5]名大院工

金属箔を用いて同一金属のステップウェッジの共鳴吸収スペクトルの透過と放射化した金属箔をIPに転写して中性子スペクトルの評価手法について報告する。各金属箔の共鳴領域のエネルギーに対応する中性子フラックスを求め、解析コードPHITSにて計算した結果と比較し一致する結果を確認した。
キーワード：中性子ラジオグラフィ，非破壊検査，放射化，イメージングプレート，転写法

1. 緒言

中性子のエネルギースペクトルを求める手法には、飛行時間（TOF：Time Of Flight)法やボナーボール型中性子検出器を用いた手法もある。ここではX線用IP (Imaging plate)の特性と各種金属箔の共鳴エネルギーの組み合せによる簡便な定常中性子源スペクトル評価手法を新たに開発した。

2. 複数種金属箔 IP 転写法試験

図1(a)に示す金属箔にDy, In, Au, Er, Manganin (Mn, Cu含有)を用いて同一金属のステップウェッジの共鳴吸収スペクトルの透過と放射化したそれぞれの金属箔をIPに転写させる。その後、IPの画像を読み出し、生成した画像データを解析することで、各金属箔が吸収した中性子束を算出できる。このとき、特定のエネルギーにおいて共鳴吸収する金属元素を選択することで、共鳴エネルギーの中性子束を精度良く求めることができる。さらに、共鳴エネルギーのピーク位置が異なる複数種の金属元素を用いることで、複数の異なるエネルギーでの中性子束を求めることができる。これにより、中性子スペクトル分布を概略的に得ることができる。

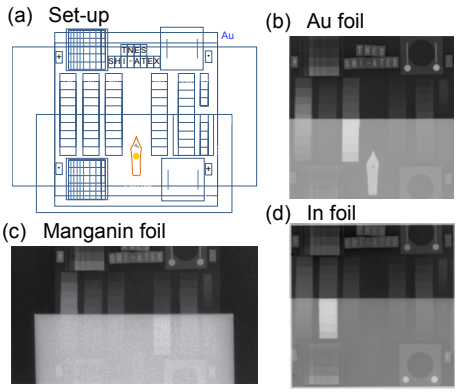


図 1: 実験体系と結果

3. 結論

図1で示すようにIn、Au、Er、Manganinの共鳴吸収エネルギーの中性子束が実験で確かめられた。この結果は、モンテカルロ法粒子輸送計算コードPHITSにて計算した照射場の中性子スペクトル図2の結果と一致し、試験データの信頼性を確認した。

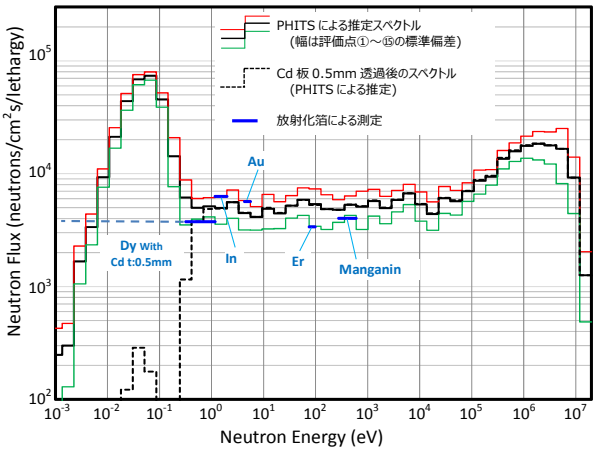


図 2: 実験結果と解析結果比較

参考文献

[1] H. Uno, R. Uemoto, K. Nittoh, S. Sogabe, Y. Sonoda, M. Kawashima, Trans. At. Energy Soc. Japan, 17[2], 33-41(2018)

*Hiroyuki Uno[1], Ryuji Uemoto[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Yukio Sonoda[2], Yuki Fujiya[3], Takashi Kamiyama[4], Hirotaka Sato[4] and Yoshiaki Kiyanagi[5]. [1]SHI-ATEX, [2]TTSI, [3]Sch. Eng., Hokkaido Univ., [4]Hokkaido Univ., [5]Nagoya Univ.

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

[3I01-06] Scrubbing and Aerosol

Chair:Yasushi Saito(Kyoto Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 10:15 AM - 11:55 AM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I01] Effect of Steam Condensation on Decontamination during Pool Scrubbing

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Kikuchi Wataru[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:15 AM - 10:30 AM

[3I02] Measurement of Aerosol Decontamination Behavior from a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Wataru Kikuchi[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:30 AM - 10:45 AM

[3I03] Evaluation of the Removal Properties of Organic Iodide by an $AgNO_3$ Solution

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Satoshi Nishimira[1] (1. CRIEPI)

10:45 AM - 11:00 AM

[3I04] The Influence of Gas Species on Gas-Liquid Two-Phase Flow

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:00 AM - 11:15 AM

[3I05] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

*Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[3I06] Development of Numerical Simulation Method for Aerosol Particle Behavior in Two-Phase Flow

*Hiroyuki Yoshida[1], Shinichiro Uesawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

プールスクラビングにおける蒸気凝縮による除染効果への影響

Effect of Steam Condensation on Decontamination during Pool Scrubbing

*中村 優樹[1]，藤原 広太[1]，菊池 航[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，金子 暁子[1]，阿部豊[1]
[1]筑波大学

プールスクラビング効果による核分裂生成物の除染メカニズムを解明する上で重要となる蒸気凝縮を伴う気液二相流中の凝縮挙動や気泡分裂挙動に着目し，ワイヤメッシュセンサや高速度カメラによる計測を行い，蒸気凝縮が除染効果に及ぼす影響について考察する．

キーワード：プールスクラビング，除染係数，ワイヤメッシュセンサ，可視化計測，蒸気凝縮

1. 緒言

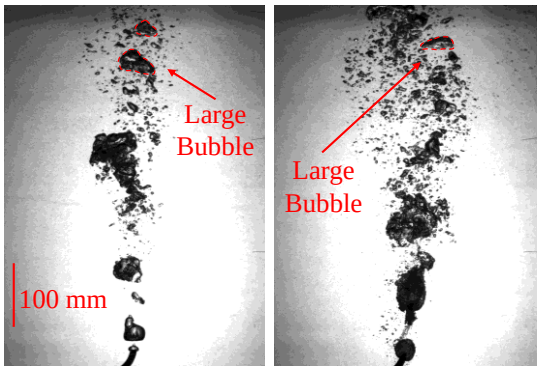
原発事故時の汚染ガスを除染するプールスクラビング効果に関する解析コードの妥当性評価のため，そのメカニズム解明が求められている．本研究では蒸気凝縮によって気液二相噴流がより微細な気泡群へと分裂する挙動に着目し，蒸気凝縮が除染に及ぼす影響を明らかにすることを目的とする．

2. 実験手法

実験装置は縦横 500 mm，高さ 3000 mm の試験水槽および水槽底部から 2000 mm の位置に固定されたワイヤメッシュセンサ（WMS）からなる．ノズルから噴射された空気噴流および蒸気-空気混合噴流を WMS により計測した．計測データから算出した気泡径データに対して機械学習を用いた処理を行った．

3. 結果

Fig. 1 には水温約 85 ℃における空気流量 10 L/min および蒸気-空気流量 266 L/min-10 L/min の気相噴流を可視化した画像である．ノズルから離れた下流においても微細化した気泡に比べて大きい気泡が赤破線で示すように残存する．Fig. 2 に示すように z=700 mm において WMS で計測した気泡径データに対して体積的重みづけをした分布に混合ガウスモデルを用いた機械学習フィッティングを適用した．その結果から小気泡成分の正規分布と大気泡成分の正規分布に識別されたデータそれぞれの平均径を算出した. Fig. 3 のように大気泡成分では空気流量によって平均径の差が大きく出ており, 蒸気の混合で平均径が減少することがわかる．一方，小気泡成分では蒸気混合や空気流量による差が小さいため凝縮による影響が小さいことが確認された．



(a) Air (b) Steam-Air Mixture

Fig. 1 気相噴流の可視化画像

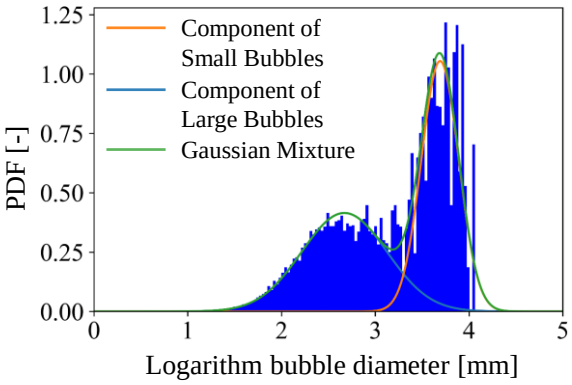


Fig. 2 気泡径分布への GMM フィッティング

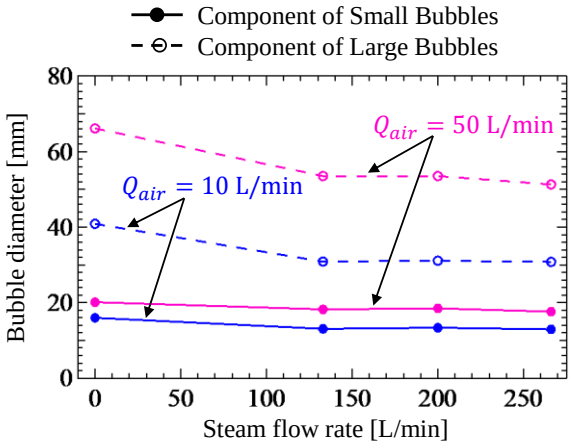


Fig. 3 蒸気流量増加に対する成分別平均径

謝辞

本研究は平成 30 年度原子力施設等防災対策委託費（スクラビング効果個別試験）事業の一部として実施されたものである．

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Wataru Kikuchi[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], and Yutaka Abe[1]
[1]University of Tsukuba

プールスクラビング時におけるエアロゾル除去挙動の計測

Measurement of Aerosol Decontamination Behavior from a Single Bubble during Pool Scrubbing

*藤原 広太[1]，中村 優樹[1]，菊池 航[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

原子力発電所の過酷事故時においてプールスクラビングによる微粒子除去効果が期待されている．しかしながら，プールスクラビングに伴う微粒子除去現象は極めて複雑であるため，微粒子除去現象の詳細な検討が必要である．本研究では，エアロゾルを含む単一気泡における微粒子の除去現象に着目し，干渉計を用いて微粒子の除去量を直接可視化，計測した．

キーワード：プールスクラビング、エアロゾル、除染，可視化計測，干渉計

1. 諸言

プールスクラビングに伴う微粒子除去現象は極めて複雑であるため，個別効果試験により微粒子の除去現象を詳細に把握する必要性がある．しかしながら，気泡流動と微粒子挙動のスケールは大きく異なるため，既存の研究においては詳細な流動現象が計測されてこなかった．本研究においてはこれらの現象の同時計測を実現するため，微粒子を濃度場として計測することで流動と微粒子挙動の同時計測を実現した．

2. 実験手法

本研究においては気泡から除去されたエアロゾルを計測するために，スモーク発生装置を用いてグリセリン水溶液のエアロゾルを発生し，気泡を水槽内部に射出した．気泡に対して M/Z 干渉計を使用することで気泡周囲の干渉縞の乱れを可視化し，フーリエ変換法と信頼度ソート法を組み合わせることで，密度場に対応する情報として位相の変化量を取得した．また，干渉計用のレーザーと同軸で明視野観察を行うことで，気泡の界面形状を計測した．

3. 結果・考察

気泡の周囲における位相に対応する情報として密度場を計測した結果を以下の Fig. 1 に示す．可視化結果からは，気泡の上昇に伴い，周囲に密度場が生じている様子が可視化された．また，気泡の周囲における微粒子は気泡の上昇に伴い，後流に巻き込まれて滞留する様子が確認された．この微粒子の滞留に伴い，時に気泡の下面側において微粒子の濃度が顕著に高い部分が存在することが計測結果から明らかになった．

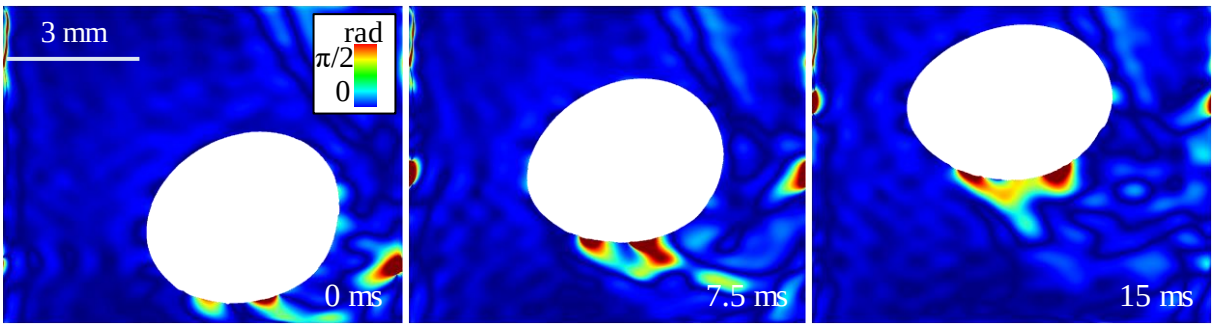


Fig. 1. エアロゾルごとの気泡上昇挙動

謝辞

本研究は，平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一環として行ったものである

---

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Wataru Kikuchi[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kabeko[1], Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

硝酸銀水溶液の有機ヨウ素除去特性に関する基礎検討

Evaluation of the Removal Properties of Organic Iodide by an AgNO3 Solution

*金井　大造[1]，古谷　正裕[1]，西村　聡[1]

[1]電力中央研究所

フィルタベント装置（FCVS）装置は、多段のフィルタ構造により、様々な物理・化学的性状（エアロゾル状、ガス状）の放射性物質を除去（捕獲）する。過酷事故時想定される放射性化合物の一つである有機ヨウ素は、FCVS 液相部、金属繊維フィルタでは除去が困難である。我が国の軽水炉への導入が進んでいる FCVS では、有機ヨウ素を捕獲することが可能な銀ゼオライトフィルタが有機ヨウ素除去のための第一選択肢となっている。本研究では、硝酸銀水溶液のヨウ素化合物に対する化学反応特性に着目した。FCVS の液相部のスクラバ液として硝酸銀水溶液を用いることで、液相部における有機ヨウ素除去が期待できる。

キーワード：フィルタベント、有機ヨウ素、除去特性

1. 緒言

FCVS では、液相部においてエアロゾルを除去する他、スクラバ液としてアルカリ性水溶液を用いることでヨウ素を除去する。このアルカリ性水溶液に代わるものとして硝酸銀水溶液を採用するためには、エアロゾル、ヨウ素、有機ヨウ素除去性能、FCVS 材料への腐食、FCVS 運用時に生成する化合物の安全性等の課題を解決する必要がある。まず初めに、本研究では、硝酸銀水溶液の有機ヨウ素除去特性についての基礎的実験を実施した。

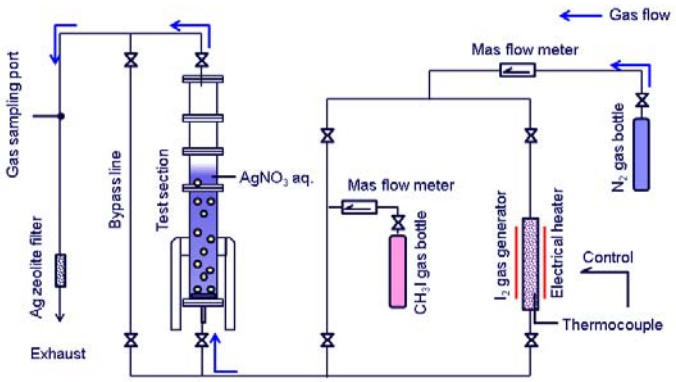


図 1　試験装置概略図

2. 実験

本研究では、ガラス製ガス捕集機器（インピンジャー）を用いた実験により、有機ヨウ素に対して、DF≥50 に必要となる硝酸銀水溶液濃度を取得した。次に、内径 0.3m、高さ 2.4m 試験容器を用いたスクラビング実験を実施した（図 1）。硝酸銀水溶液濃度は、約 10wt%とし、液位は、約 0.7m、1.15m とした。FCVS 実機への主な流入ガスは水蒸気（凝縮性流体）である。本研究では、サンプリング時の水凝縮等の影響を低減するため、非凝縮性ガス（ヨウ化メチル 38-270ppm、バランスガス：窒素ガス）を流入ガスとした。

3. 結果

硝酸銀水溶液による有機ヨウ素（ヨウ化メチル）DF は濃度に依存することが分かり、DF≥50 を得るためには、硝酸銀濃度 10wt%以上が必要であることが分かった。さらに、液位依存性にも着目し、硝酸銀濃度 10wt%での気泡塔での実験では、DF≥50 を得るためには、液位 1.15m 以上必要であることが分かった。

---

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1],Satoshi Nishimura[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

ガス種の気液二相流動への影響
（1）ヘリウムガスと窒素ガスにおけるボイド挙動の比較

The Influence of Gas Species on Gas-Liquid Two-Phase Flow
(1) A Comparison of Void Behaviours in Helium Gas and Nitrogen Gas

*斎藤　海希[1]，金井　大造[1]，西村　聡[1]，西　義久[1]
[1]電力中央研究所

従来、プールスクラビングでの核分裂生成物（FP）除去効果に係る多くの知見は窒素や空気を用いた実験結果から得られてきた。しかしながら、原子炉過酷事故（SA）時において、水素がガス相に含まれることが想定されている。本報では、高ボイド・多次元流動条件にて実施したガス組成の気液二相流動への影響評価実験について、その結果を報告する。

キーワード：プールスクラビング，ワイヤメッシュセンサ，可視化観測，ヘリウムガス，窒素ガス

1. 緒言

SA 時の FP 放出量を低減する SA 対策の 1 つであるフィルタベントでは、FP はプールスクラビングにより気液界面を通じてガス相から液相に移行する。このため、気液界面積、接触時間などの流動起因の諸条件が FP 除去効果に影響する。低ボイド条件での実験によればガス種（組成）が気液二相流動に影響することも示唆されおり[1, 2]、SA 解析の精度向上のためには水素を用いたプールスクラビング実験が必要である。

2. 実験

試験部には高さ 8m、内径 500mm、高さ 2m 地点にワイヤメッシュセンサ（WMS）を配置した透明アクリル樹脂製円筒型容器を用いた。水位は 4m とし、試験部下のノズル（内径 69mm）からガスを供給した（図 1）。試験ガスは窒素、ヘリウム（水素の模擬ガス）、窒素ヘリウム混合ガスとした。試験部上は大気開放し、常温常圧条件において二相水位、WMS によるボイド率等を計測した。

3. 結果

同一体積流量条件での水位上昇率（ホールドアップ）と WMS 設置断面平均ボイド率はガス組成により変化し、ガス密度とともに上昇する傾向が見られた（図 2）。

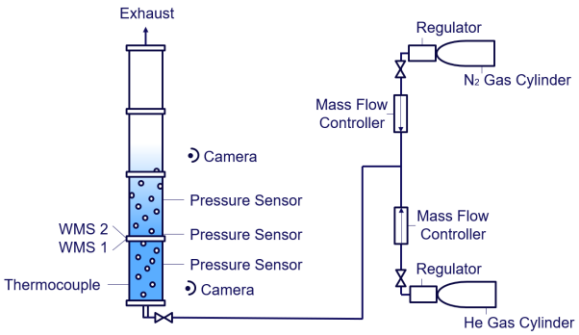


図 1　試験装置概略図

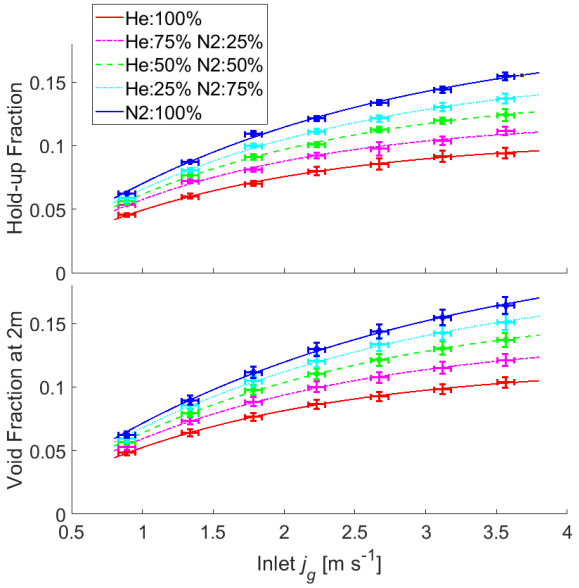


図 2　入口ガス流速に対する平均ホールドアップ（上）及び断面平均ボイド率（下）

参考文献

[1] H. Hikita et al., *Chem. Eng. J.*, 20 (1), 59 – 67 (1980)

[2] K. Hecht et al., *Chem. Ing. Tech.*, 87 (6), 762 – 772 (2015)

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル粒子沈着量評価手法の開発
（6）粒子挙動直接観察によるエアロゾル粒子沈着挙動の検証

Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building
(6) Investigation of Aerosol Particle Deposition Behavior with Direct Observation of Particle Behavior

*上澤 伸一郎[1]，宮原 直哉[1]，堀口 直樹[1]，吉田 啓之[1]，逢坂 正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉事故時の格納容器及び原子炉建屋内エアロゾル粒子沈着量評価手法の開発の一環として、気液界面おける粒子沈着挙動可視化試験を実施し、ストークス数に対する挙動の違いを確認した。

キーワード：エアロゾル，微粒子，沈着，可視化計測

1. 緒言

粒子沈着量の評価手法開発に必要な、壁面での粒子挙動について、現象の把握とモデル化を進めている。前報では、液膜が形成された濡れた壁面に対する粒子沈着挙動可視化試験を実施し、濡れた壁面ではエアロゾル粒子が沈着しやすいことを確認した[1]。しかしながら、固体壁面への沈着挙動では、ストークス数（以下 St 数）が重要なパラメータであることが知られているが、気液界面については十分に検証されていない。本報では、気液界面への St 数に対する粒子沈着挙動の検証を粒子挙動直接観察によって実施した。

2. 実験手法・結果

本実験では、シリンジ先端に形成した液滴上部に CsI エアロゾルを吹きつけて、気液界面近傍の粒子挙動の撮影を実施した（図 1）。撮影画像から粒径（面積等価直径）と粒子速度（界面の法線方向の単位時間当たりの粒子移動距離）を取得した。

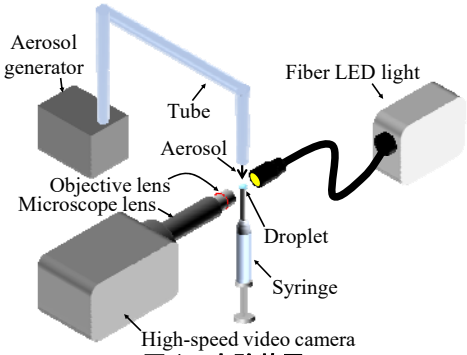


図 1　実験装置

図 2 は粒径、粒子速度、St 数（ただし、代表速度は粒子速度を使用）に対する粒子挙動を示した散布図である。本観察では、気液界面での沈着（緑丸）、気液界面を突き抜けて液滴内部で捕集（赤丸）、気液界面近傍で減速するものの界面に沿って移動し沈着しない挙動（青丸）、界面近傍まで到達しない挙動（表記無）の 4 種類の挙動が確認された。液滴内部で捕集される粒子は St 数が大きかった。気液界面に沈着する粒子の St 数は 2～1 程度であり、液滴内部で捕集される粒子よりも 2 桁ほど小さかった。界面近傍を移動する粒子は、St 数が 2 から 0.4 程度まで分布していた。このように気液界面における粒子の挙動は、粒径や粒子速度だけでは決まらず、St 数で決まることがわかる。今後はさらにデータ点を増やし、沈着のモデル化を進め、評価手法への組み込みを実施する。

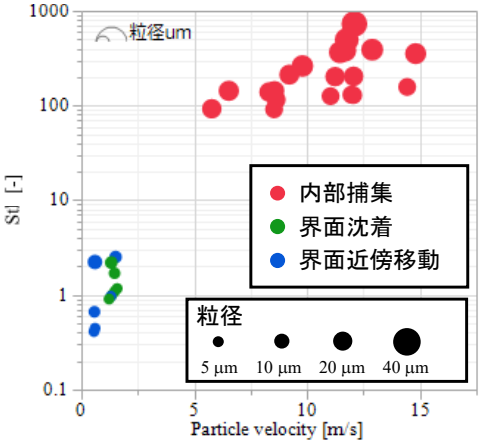


図 2　粒径、粒子速度、ストークス数に対する沈着挙動分布

参考文献

[1] 上澤ら，原子力学会 2018 年秋の大会，2I06

* Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

二相流中エアロゾル粒子移行挙動解析手法の開発
(1) 解析手法の概要と試解析結果

Development of Numerical Simulation Method for Aerosol Particle Behavior in Two-Phase Flow
(1) Outline of Simulation Method and Results of Preliminary Simulation

*吉田 啓之[1]，上澤 伸一郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ベンチュリスクラバやスクラビングによる除染を定量的に評価するため，二相流中エアロゾル粒子移行挙動解析手法を開発している。本報では，開発中の解析手法の概要及び予備解析の結果を報告する。

キーワード：エアロゾル粒子，二相流，数値解析，TPFIT，ラグランジュ粒子追跡法

1. 緒言　原子力発電所の過酷事故対策では，フィルターベントなどでエアロゾル中の放射性微粒子が二相流中の気液界面を介して捕集されることが想定されている。このような微粒子の捕集は既に工業的に実用化されているが，そのメカニズムは十分には解明されておらず，事故時の多様な状況での評価は十分とは言い難い。そこで原子力機構では，気液界面を通じた微粒子捕集挙動の解明のための研究を開始した。本報では，開発中の解析手法の概要及び予備解析の結果を報告する。

2. 解析手法の概要　想定される系に比べて，エアロゾル粒子径は十分に小さいと考えられる。そこで二相流に対しては通常のオイラー的な解析手法である TPFIT[1]を適用し，これにラグランジュ粒子追跡法を組み合わせことで二相流中エアロゾル粒子移行挙動を評価する。微粒子は球形であり揚力，マグナス力，圧力勾配による力は無視する。また，粒子数密度は十分に小さく粒子間衝突は無視できるものとし，粒子に働く力として抗力，重力を考慮する。粒子運動方程式を 3 次 Runge-Kutta 法を用いて解くことで粒子の運動を評価する。なお，抗力係数の評価で必要となる流体の物性値については，粒子と界面の相対関係を評価し，粒子が存在する場所の流体物性値を用いる。

3. 予備解析　構築した解析手法により，二相流中に微粒子が混入した状況を模擬した予備解析を実施した。解析対象は，一辺 L=25 mm の正方形断面を有する高さ 50 mm の水を満たした容器であり，長さ 10 mm，一辺 3 mm の正方形ノズルを容器下端中心部に設置し，空気を一定速度 U =3 m/s で流入させた．容器上端には圧力一定(大気圧)の流出条件を与えた。解析では，ノズル出口から微粒子（密度:2000kg/m^3，径:4μm）を一定間隔（0.1 ms）で供給した。解析結果の一例として，時刻 0.05s における液相体積割合分布と微粒子の分布を重ねて示す。図中白丸内のように，入口では空気中のみにあった微粒子の一部が，気液界面の移動に伴い水中へ移行している状況が確認できる。今後は，気液界面での移行挙動評価に必要な物理モデルの構築・組み込みや実験との比較による検証を進める予定である。

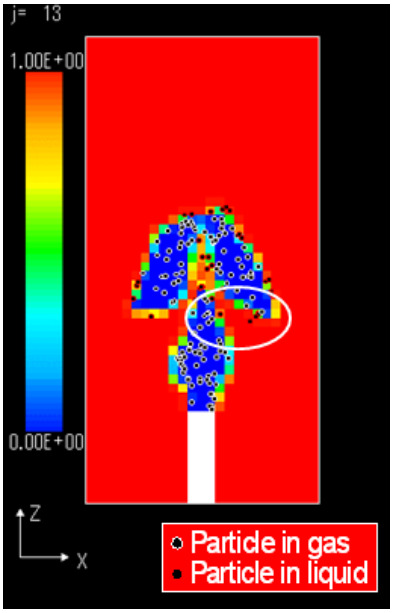


Fig. 1 Distribution of liquid fraction and particles at t=0.05s.

参考文献

[1] 吉田ら，日本原子力学会和文論文誌, 3, 3 (2004) , pp.233-241

*Hiroyuki Yoshida[1], Shinichiro Uesawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[3I07-11] Fast Reactor Thermal Hydraulics

Chair:Tohru Suzuki(Tokyo City Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I07] Elucidation and Control of Liquid Sodium Multiphase Flow Dynamics: Visualization Measurement of Gas-Liquid interface

*Yuta Akimoto[1], Takeshi Fukuda[1] （1. Osaka University）

2:45 PM - 3:00 PM

[3I08] Development of reactor vessel thermal hydraulic evaluation method under natural circulation decay heat removal conditions in sodium-cooled fast reactor

*Erina HAMASE[1], Yasutomo Imai[2], Norihiro KIKUCHI [1], Norihiro DODA[1], Masaaki TANAKA[1] （1. JAEA, 2. NDD）

3:00 PM - 3:15 PM

[3I09] Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast Reactor by Scaled Water Experiments

*Mitsuyo Tsuji[1], Ayako Ono[1], Kosuke Aizawa[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Yasuhiro Miyake[2] （1. JAEA, 2. NDD）

3:15 PM - 3:30 PM

[3I10] Consideration on Heat Transfer Coefficient of Liquid Metal in Tube Flow

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

3:30 PM - 3:45 PM

[3I11] study on droplet generation during upward liquid jet collision onto ceiling surface

*yi zhan[1], Kiyotaka Maruyama[1], Yusuke Kuwata[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2] （1. The University of Electro-Communications, 2. Japan Atomic Energy Agency）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

液体ナトリウム混相流の動力学解明と制御：気液界面の可視化計測

Elucidation and Control of Liquid Sodium Multiphase Flow Dynamics: Visualization Measurement of Gas-Liquid interface

*秋元　雄太[1]，福田 武司[1]

[1]大阪大学

ナトリウム冷却高速炉におけるガス巻き込み現象等の気液界面の変動を伴う熱流動現象の可視化・動力学挙動の解明及び制御を目的として液体ナトリウム可視化手法[1]の高度化を進めている。本報告ではナトリウム可視化試験装置を用いた液体ナトリウムプール体系における気液界面の観測に関する初期的な可視化試験の結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，真空紫外光，気液二相流，酸化ナトリウム，可視化

1. 緒言

現在第 4 世代原子炉の候補として研究開発が進められるナトリウム冷却高速炉では高出力・小型化に伴う流速増大が予測されており、炉心出力に影響を及ぼすガス巻き込みの発生が懸念されている。このため液体ナトリウム流動場の計測が必要である。そこで本研究では気液界面の変動を伴う液体ナトリウム流動場の計測手法の高度化を目的として、真空紫外光を用いた液体ナトリウム可視化試験を試みた。

2. 実験

実験は大阪大学が保有するナトリウム可視化試験装置[1]を用いて行う。本試験装置は波長 157nm の F2 レーザーと波長領域 115~370nm の重水素ランプより成る可視化光学系と長さ 15m の水平試験部と鉛直試験部を有する液体ナトリウム循環装置から成る。

本研究では試験装置の鉛直試験部を用いて液体ナトリウム中気液界面の観測に関する試験を実施する。

初めに真空紫外領域における 200℃から 300℃の温度領域で液体ナトリウムの透過率計測を行う。次に液体ナトリウム混相流の可視化及び気泡の合体モデル[2]の検証を目指し 200℃の液体ナトリウムプール下方からアルゴンガスを注入した後、真空紫外領域を透過する MgF2 窓を通じて試験部に真空紫外光を照射し、透過光を ICCD カメラで撮影することで液体ナトリウム中の気液二相流計測を実施する。

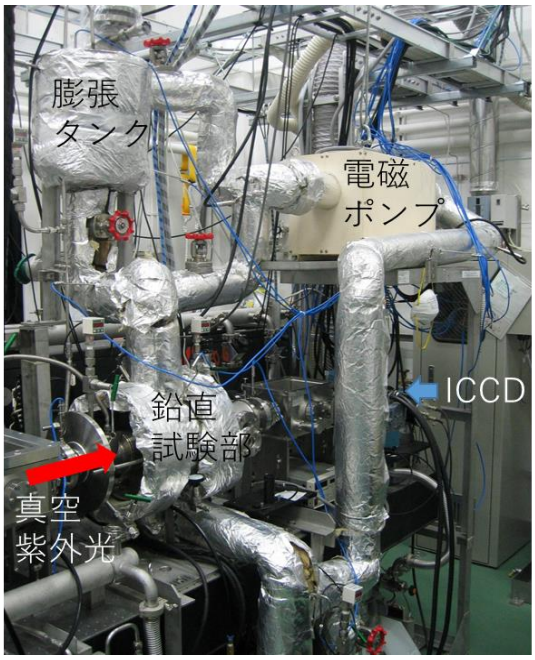


図　ナトリウム可視化試験装置[1]

3. 結論

現在実験中であり、講演で実験結果及び結論を報告する。

参考文献

[1] T.Fukuda,et al,Proc.ICONE18,29671

[2] Prince M.J. et al, Bubble coalescence and break-up in air sparged bubble columns, AIChe Journal 36 (1990)

---

*Yuta Akimoto[1], and Takeshi Fukuda[1]

[1]Osaka University.

ナトリウム冷却高速炉の自然循環崩壊熱除去時における炉容器内熱流動解析評価手法整備
（1）ポーラスボディモデルを用いたサブチャンネル CFD 解析の適用性確認

Development of reactor vessel thermal hydraulic evaluation method under natural circulation decay heat removal conditions in sodium-cooled fast reactor

(1) Applicability of subchannel based CFD analysis method using porous body model

*浜瀬 枝里菜[1]，今井 康友[2]，菊地 紀宏[1]，堂田 哲広[1]，田中 正暁[1]

[1]原子力機構，[2]（株）エヌデーデー

自然循環崩壊熱除去時の炉容器内熱流動挙動を多次元解析により詳細に評価するため、はじめに燃料集合体について、商用 CFD コードのポーラスボディモデルを用いてサブチャンネル解析の考え方を適用し、模擬燃料集合体ナトリウム試験解析を実施した。まずは高流量条件での解析手法の適用性を確認した。

キーワード：高速炉、自然循環崩壊熱除去、ポーラスボディモデル、サブチャンネル CFD 解析手法

1. 緒言　崩壊熱除去系として有用な直接炉内補助冷却系（DRACS）の性能評価では、直接炉内熱交換器（DHX）から流出する低温流体が燃料集合体内及び燃料集合体間ギャップ部に潜り込む現象（炉心ープレナム相互作用）を精度良く評価する必要がある[1]。また、高速炉の安全性強化のため、多様な崩壊熱除去系の採用が求められている。本研究では、商用 CFD コードにより、自然循環状態で複数の崩壊熱除去系が作動した場合の炉心ープレナム相互作用を含めた複雑な炉内熱流動挙動を予測可能な多次元解析評価手法の整備を目的としている。本報では、その第一段階として、燃料集合体内について、商用 CFD コードにサブチャンネル解析[2]の考え方を適用してポーラスボディモデルを用いた多次元解析手法（サブチャンネル CFD 解析手法）を開発し、模擬燃料集合体ナトリウム試験解析により、まずは高流量条件に対する適用性を確認した結果を報告する。

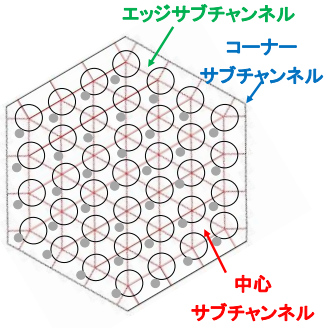


図 1 集合体内サブチャンネルメッシュ分割

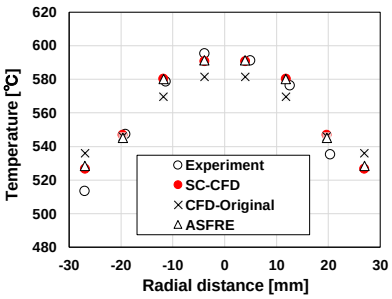


図 2 集合体内径方向冷却材温度分布

2. 手法概要　燃料ピンとラッパ管壁、それぞれで囲まれた流路（中心／エッジ／コーナーサブチャンネル）を解析メッシュとする（図 1）。商用 CFD コード（Fluent 18.2.0）のポーラスボディモデルでは、通常、解析メッシュ内で流体が占める体積割合（空隙率）のみが考慮され、サブチャンネル間の伝熱量評価に必要な径方向の流路面積割合（透過率）には実際とは異なる空隙率の値が使われる。そこで、UDF（ユーザ定義関数）を用いて、空隙率ではなく、実際の径方向透過率に応じた伝熱量が適切に評価されるよう、支配方程式の熱拡散項に補正を加えた。

3. 解析条件及び結果　37 本ピンで構成される模擬燃料集合体ナトリウム試験解析（発熱量 742 kW、流入温度 399.4 ℃、流入流量 3.87 kg/s（Re = 52,000））を実施した。図 2 に試験結果、本解析手法（SC-CFD）、熱拡散項に補正を加えない CFD 解析（CFD-Original）及びサブチャンネル解析コード（ASFRE）の結果について、発熱部上端での径方向温度分布を比較して示す。本解析手法（SC-CFD）は、集合体内で ASFRE による結果とほぼ一致しており、中心サブチャンネルでは実験結果と 0.9%以内で一致することを確認した。

4. 結論　熱拡散項に補正を加えた本サブチャンネル CFD 解析手法の高流量条件に対する適用性を確認した。今後、低流量条件への適用性を確認し、集合体間ギャップ部を含めた全炉心体系へ拡張していく。

参考文献 [1] Kamide et. al., IAEA-IWGFR-88 (1993). [2] Ninokata et. al., Nucl. Eng. Design, 104, p.93 (1987).

*Erina Hamase[1], Yasutomo Imai[2], Norihiro Kikuchi[1], Norihiro Doda[1] and Masaaki Tanaka[1].

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

縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握
（2）浸漬型 DHX 起動を模擬した炉内流動場の PIV 計測

Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast Reactor by Scaled Water Experiments

(2) PIV measurements of flow field in a reactor vessel simulating operation of dipped-type DHX

*辻　光世[1]，小野　綾子[1]，相澤　康介[1]，小林　順[1]，栗原　成計[1]，三宅　康洋[2]

[1]原子力機構，[2]NDD

ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉内冷却機器の設計と運用の最適化に資するために、シビアアクシデント時を含む崩壊熱除去特性および熱流動特性を把握する縮尺水流動試験を実施している。本報では、溶融した炉心の一部がコアキャッチャ（CC）上に堆積した状態で炉容器内浸漬型 DHX を起動させ、PIV 計測により得られた自然対流崩壊熱除去時の炉内流動場の特徴について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、崩壊熱除去、水流動試験

1. 緒言　シビアアクシデント時の炉容器内の熱流動挙動に関する知見を得るため、ナトリウム冷却高速炉の炉容器、各種の炉内冷却システム及び、各所に堆積するデブリを模擬した縮尺水試験装置（PHEASANT）[1]を用いて、水流動試験を実施している。本報では溶融した炉心の一部が CC 上に堆積した状態で浸漬型 DHX を運転した場合の炉内流動場について、粒子画像流速計測法（PIV）により得られた結果を報告する。

2. 試験条件　図 1 に示す試験体系において初期バルク温度を 40℃とし、炉心部ヒータ及び CC 上の燃料デブリの発熱を模擬するヒータをそれぞれ炉心部 4kW、CC 部 1kW で発熱させ、浸漬型 DHX を運転する。また、図 1 には染料可視化試験[1]で得られた自然循環経路も示している。発熱と除熱のバランスがとれた定常状態で PIV により炉内流動場を計測した。

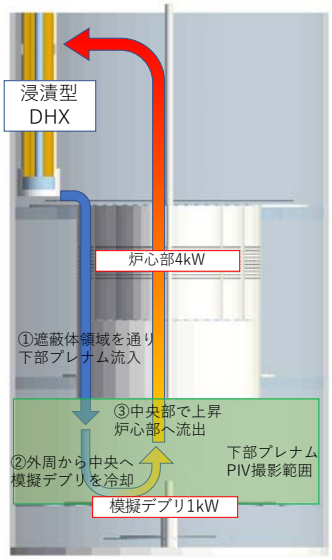


図 1　試験体系

3. 試験結果　図 2 に PIV により得られた下部プレナム内の平均流動場を示す。染料可視化試験で得られた熱流動挙動と同様の挙動、すなわち、①上部プレナムの浸漬型 DHX で冷却された低温流体が遮蔽体領域を模擬した非発熱領域を通り流入する下降流、②CC 上の燃料デブリを冷却しながら外周方向から中央へと向かう流れ、③下部プレナムの中央で上昇し、炉心部に流入する流れが観察された。また、図 2 に破線で示す水平断面（CC から 45、138、315mm）での Z 軸方向の流速分布を図 3 に示す。CC 上の模擬デブリにより発生した上昇流は、138mm、315mm と上昇するにつれて上昇流は中央部へ収束することを確認した。315mm 位置では浸漬型 DHX で冷却された低温流体が非発熱領域を通り流入し、流速は浸漬型 DHX が直上にある左側で大きくなる。この影響で炉心部に向かう上昇流は右側に偏ることを確認した。CC 上にデブリが堆積した条件で浸漬型 DHX の運転により低温流体が下部プレナムに到達し、デブリの冷却が行われる、自然循環流路の特徴を流速分布により確認できた。

4. 結論　PHEASANT により、溶融した炉心の一部が CC 上に堆積した状態で浸漬型 DHX 運転を行った場合の炉内熱流動挙動を PIV 試験により把握し、自然循環による DHX から CC 上の堆積デブリまでの冷却流路の特徴を流速分布により確認した。

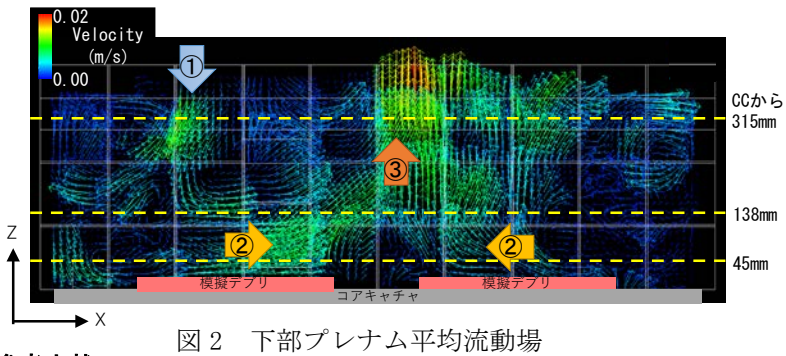


図 2　下部プレナム平均流動場

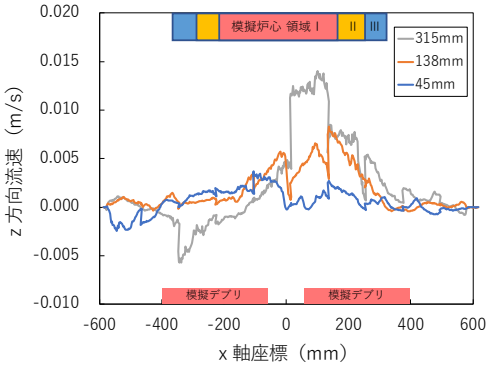


図 3　Z 軸方向流速分布

参考文献　[1] Ono. A. et al., “Study on reactor vessel coolability of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition – Water experiments using a scale model-”, Proc. of ICAPP2017, Fukui & Kyoto, (2017).

*Mitsuyo Tsuji[1], Ayako Ono[1], Kosuke Aizawa[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1] and Yasuhiro Miyake[2]

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

液体金属の管内流熱伝達率についての考察

Consideration on Heat Transfer Coefficient of Liquid Metal in Tube Flow

*望月　弘保[1]

[1]東京工業大学　科学技術創成研究院　先導原子力研究所

過去の液体金属の熱伝達実験での装置、計測方法、実験データの処理法を検討して、Nu 数データをグループ分けした。バルク温度を定義に基づいて算出したグループと出入口温度で線型補間したグループには大きな差があり、よく用いられる後者のバルク温度の求め方は、液体金属では問題があると結論される。

キーワード：液体金属、熱伝達率、円管内流、CFD 解析、バルク温度

1. 緒言：Pe 数が小さな領域の液体金属熱伝達率計測値が理論値を大きく下回っているのは、実験装置の問題であることが判明している[1]。Pe 数が大きな領域でも、Nu 数が明らかに低くなっている実験結果があり、その原因を考察した。また、これまでの研究で問題になったバルク温度の求め方に関しては、液体金属流の温度分布と流速分布を計測するか速度を乱流理論に基づいて仮定して定義通りに積分して求めているグループと出入口の温度から線型補間しているグループに分けられ、両者の差の範囲を調べるため、実験体系を FLUENT コードで解析した。

2. 実験の検討：図 1 に示すように歴代の液体金属の熱伝達率計測結果は、Pe 数の全域にわたって極端に低いものが数例見られる。これらの実験装置、計測方法、データ処理方法を調べると、明らかに考慮していなかった現象が影響した可能性が大きく、低及び高 Pe 数領域で Nu 数の全体特性から外れた傾向を示している。これらを排除すると、Nu 数評価のバルク温度を、流体の温度・速度分布を計測し積分して算出した Gr-1、出入口の混合温度の線型補間より算出した Gr-2 に分けられ、両者間には、Pe 数が 100 以下で大きな差がある。この差は、CFD 解析より Pe 数が 1000 以上で無視できる事が明確になった。

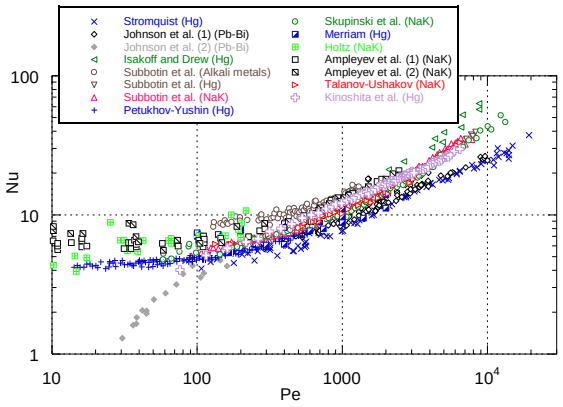


図 1　歴代の液体金属熱伝達率実験結果

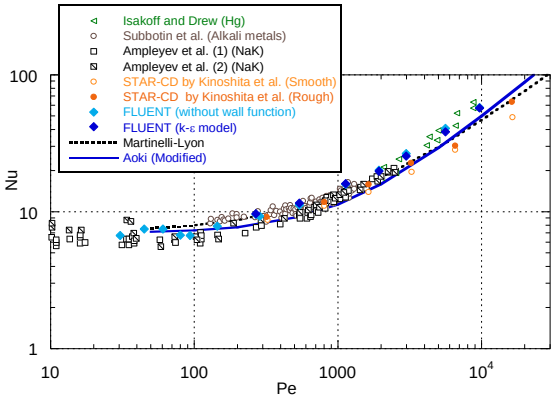


図 2　Gr-1 実験結果と CFD 解析結果の比較

水銀を用いた Johnson 等[2]の実験体系を FLUENT コードで CFD 解析した結果と Gr-1 実験結果の比較を図 2 に示す。また、Aoki[3]の相関式等、乱流理論を用いて Nu 数を導出した半理論相関式を 2 例示した。

3. 結論：60 年以上も修正されずにハンドブック等に掲載されてきた液体金属の熱伝達率は見直す必要があると結論できる。また、出入口温度の線型補間でバルク温度を求めて液体金属の熱伝達率を算出した場合には、Nu 数が低 Pe 数ほど低下することを考慮すべきである。

参考文献：[1] Mochizuki, H., Consideration on Nusselt numbers of liquid metals under low Peclet number conditions, NED, 339, (2018), 171-180. [2] Johnson, H.A., et al., AECU-2627, (1953). [3] Aoki, S, Bulletin of TIT, 54, (1963).

*Hiroyasu Mochizuki[1]

[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

上向き噴流の天井面衝突時における液滴生成に関す研究

Study on droplet generation during upward liquid jet collision onto ceiling surface

*Zhan Yi[1]，丸山清嵩 [1]，桑田裕介 [1]，榎木光治 [1]，大川富雄 [1]，青柳光裕 [2]，高田孝 [2]
[1] 電気通信大学，[2] 日本原子力研究開発機構

ナトリウム(Na)冷却高速炉における Na 漏えい時の燃焼解析手法の高度化に向け，上向き噴出させた液体が水平固体面へ衝突する際の，落下液滴について，実験的検討を実施した．

キーワード：ナトリウム燃焼，液体上向き噴射，固体面衝突，落下液滴

1. 緒言

ナトリウム(Na)冷却高速炉における Na 漏えい・燃焼事象の熱的影響解析評価手法を高度化する上で，漏えい Na が構造物等へ衝突した後に，液滴となって飛散する際の二次液滴挙動の把握が重要となる．このため，Zhan らは，鉛直下方に噴出した液体噴流が固体面に衝突する体系で，二次液滴挙動を実験的に調べた[1]．しかしながら，配管破断部から上向きに漏えいした Na が，天井に衝突した際の液滴飛散に関する知見は少ない．本報では，上向き液噴流の固体面衝突時における落下液滴生成について，実験的に検討した結果を報告する．

2. 実験方法

実験装置を図 1 に示す．スプレーノズルを用いて試験液体を鉛直上向きに噴射し，固体面衝突後における二次液滴の生成の様子を高速度カメラより撮影する． 試験液体には，水，グリセリン水溶液，エタノール水溶液を用いた．

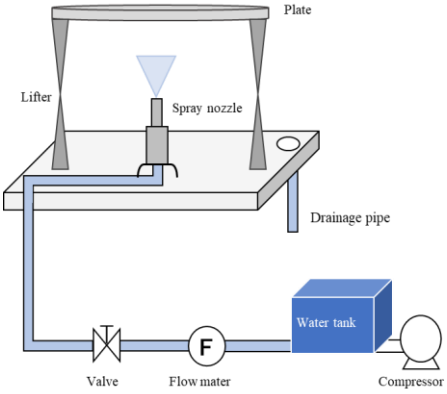


図 1 実験装置

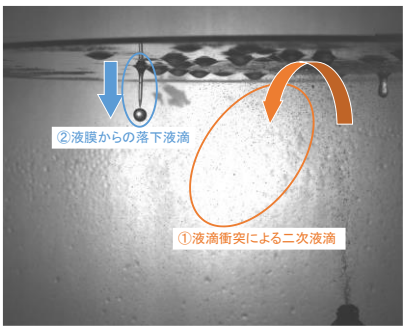


図 2 落下液滴の種類

3. 結果・考察

撮影された二次液滴生成の様子を図 2 に示す．液滴衝突による飛散液滴と液膜から落下する液滴の 2 種類が観察された．可視化結果より，液膜から落下する液滴の径は，噴流流量や一次液滴の衝突速度に依存しない． 落下液滴径と Rayleigh-Taylor 不安定性における危険波長との関係を図 3 に示す．ここで，危険波長は次式で計算される[2].

$$\lambda_{RT} = \sqrt{3}\left[\frac{\sigma}{g(\rho_l - \rho_g)}\right]^{\frac{1}{2}}$$

図 3 より，液膜からの落下する液滴の径は，Rayleigh-Taylor 不安定性の危険波長を用いてよく整理できることがわかる．

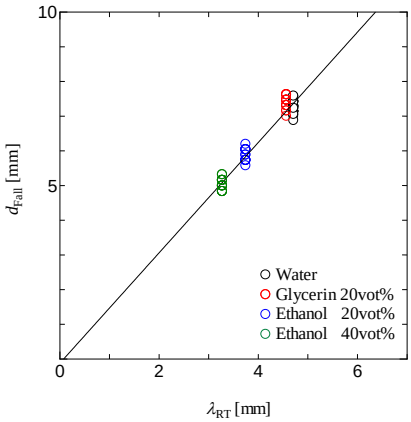


図 3 落下液滴径と危険波長の関係

参考文献

[1] Y. Zhan, et al., Droplet generation during liquid jet impingement onto a horizontal plate, Exp. Therm. Fluid Sci. 98, 86-94 (2018).

[2] D. H. Sharp, Overview of Rayleigh-Taylor instability, Physica D: Nonlinear Phenomena 12, 1–3, 3-10, IN1-IN10, 11-18(1984).

*Yi Zhan[1], Kiyotaka Maruyama[1], Yusuke Kuwata [1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[3J01-04] Analysis Model

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 9:45 AM - 10:50 AM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[3J01] Study on neutron spectrum in HTTR at MVP burnup calculation

*Kazuaki Matsunaka[1], Nozomu Fujimoto[1], Toshiaki Ishii[2], Etsuo Ishitsuka[2], Satoru Nagasumi[2] （1. Kyushu Univ. Engineering, 2. JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[3J02] A Verification of Delayed Neutron Models Using a Delayed-to-Prompt Ratio Index by Feynman-α Analysis

*Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakazima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2] （1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University）

10:00 AM - 10:15 AM

[3J03] In-Core Fuel Loading Pattern Optimization for a PWR using Multi-Swarm Moth Flame Optimization Method with Predator

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

10:15 AM - 10:30 AM

[3J04] Study on Applicability of the SPH Method for the Method of Characteristics

*Kento Sawada[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] （1. Nagoya University）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

MVP を用いた HTTR 燃焼計算時の炉心内中性子スペクトルに対する検討

Study on neutron spectrum in HTTR at MVP burnup calculation

*松中 一朗[1]，藤本 望[1]，石井 俊晃[2]，長住 達[2]，石塚 悦男[2]

[1]九大院工，[2]原子力機構

高温ガス炉燃料の核種生成・消滅挙動への影響評価の一つとして、炉内の中性子スペクトルへの温度分布による効果と燃料配置による効果を比較した。検討の結果、高温ガス炉内では燃料配置による効果が中性子スペクトルに大きな影響をもたらすことが分かった。

キーワード：高温ガス炉、HTTR、中性子スペクトル、核種生成・消滅挙動

1. 緒言

原子炉燃料の燃焼計算は一般に ORIGEN2[1]を用いて行われる。高温ガス炉は軽水炉と異なり、ORIGEN2 用のライブラリが存在せず、専用のライブラリを新たに整備する必要がある。九州大学では JAEA が所有する HTTR(High Temperature Engineering Test Reactor)[2]の ORIGEN2 用ライブラリ整備に取り組んでいる。先行研究[3]では全炉心体系をピンセル体系に簡略化することでライブラリ作成を試みた。作成したライブラリを用いた ORIGEN2 による燃焼計算の結果とモンテカルロ法による全炉心体系の燃焼計算結果を比較したが、一致しなかった。この結果から、HTTR 内の温度分布効果と燃料配置効果を考慮する必要があり、ピンセル体系ではなく全炉心体系を用いたライブラリ作成の検討が必要であるという見解に至った。本検討では HTTR 用ライブラリ作成を目指す過程において、ピンセル体系と全炉心体系の違いとして温度分布効果と燃料配置効果を挙げ、中性子スペクトルへの影響を比較することで両パラメータの重要度を評価した。

2. 検討方法

HTTR 未燃焼全炉心体系を対象として解析を行った。Table.1 に HTTR で想定される炉心の温度条件と燃料配置[4]を示す。中性子スペクトルの算出は MVP2.0[5]を用いた。温度分布効果の検討として、温度分布有りの体系ではこの温度分布を全て考慮し、温度分布無しの体系では燃料領域温度を 1260 K、その他の領域温度を 1000 K とした。燃料配置効果の検討として HTTR 内の共通の濃縮度 4.3 wt%かつ、配置位置が異なる燃料領域第 3 段領域 1 と第 5 段領域 3 の中性子スペクトルを比較した。この際、温度分布を考慮しない全炉心体系での解析を行った。

Table.1 HTTR の温度条件と濃縮度配置[3]

燃料段(上から)	設定温度 [K]	燃料濃縮度 [wt%]			
		領域1	領域2	領域3	領域4
第1段	Tf =1050, Tm = 900	6.7	7.9	9.4	9.9
第2段	Tf =1230, Tm = 1060	5.2	6.3	7.2	7.9
第3段	Tf =1300, Tm = 1180	4.3	5.2	5.9	6.3
第4段	Tf =1320, Tm = 1280	3.4	3.9	4.3	4.8
第5段	Tf =1320, Tm = 1280	3.4	3.9	4.3	4.8

(Tf : 燃料温度、Tm : 減速材温度)

3. 解析結果

Fig.1 に燃料内中性子スペクトルへの温度分布と燃料配置効果の比較結果を示す。結果から第 5 段領域 3 に位置する燃料において温度分布効果は殆ど確認されなかった。しかし、第 3 段領域 1 に位置する燃料と比較した場合、温度条件は共通であるにもかかわらず、第 3 段領域 1 の燃料の方が熱中性子領域で中性子束が低下し、共鳴領域においても差が認められた。これにより HTTR では温度分布よりも、炉心内の燃料配置効果の方が中性子スペクトルへもたらす影響が大きいことが分かった。

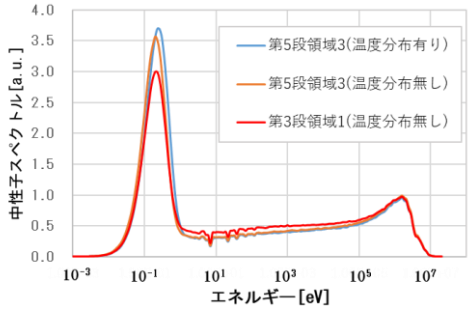


Fig.1 温度分布の有無、燃料配置による HTTR 燃料内中性子スペクトルの比較

4. 結論

本検討では、HTTR 全炉心体系に詳細な温度分布を設定し、MVP2.0 による中性子輸送計算を行った。結果から、中性子スペクトルへもたらす影響は、温度分布効果よりも燃料配置効果の方が優位となることが分かった。今後は本結果を考慮した全炉心体系の ORIGEN2 用ライブラリを作成し、燃焼挙動を評価することで HTTR 用ライブラリ作成手法の更なる検討を行い、その結果を元に次世代の高温ガス炉を対象としたライブラリの作成手法についても検討する。

参考文献

[1]]A.G.Croff,ORIGEN2 Code Package CCC371,Informal Notes(1981)
[2] S.Saito, et al.: JAERI-1332(1994)
[3] K.Morita, et al., 日本原子力学会 春の年会 1F16(2017)
[4] N.Fujimoto: JAEA-Review 2006-038
[5] Y.Nagaya, et al.: JAERI-1348(2005)

*Kazuaki Matsunaka[1], Nozomu Fujimoto[1], Toshiaki Ishii[2], Satoru Nagasumi[2] and Etsuo Ishitsuka[2]　[1]Kyushu Univ, [2]JAEA

Feynman-α解析による遅発対即発比指標を用いた遅発中性子モデルの検証

A Verification of Delayed Neutron Models Using a Delayed-to-Prompt Ratio Index by Feynman-α Analysis

*高橋 和暉[1], 中嶋 國弘[1], 左近 敦士[2], 芳原 新也[2], 橋本 憲吾[2]
[1]近畿大学総合理工学研究科, [2]近畿大学原子力研究所

Feynman-α解析によって求められる遅発対即発比指標を用いて遅発中性子モデルの検証を行った。Keepin の 6 群および Spriggs らの 8 群遅発中性子モデルは実験値とよく一致したが、他のモデルとの結果には有意な差異が観察された。

キーワード：遅発中性子モデル, 近畿大学原子炉, Feynman-α解析

1. 緒言

遅発中性子の寄与を考慮した Feynman-α解析により実験的に決定される遅発対即発寄与比指標を、種々の遅発中性子セットについてゼロ出力伝達関の極と留数から計算し、遅発中性子モデルの検証を試みた。

2. 検証方法

次式の遅発対即発比指標の分子の遅発と分母の即発項は、Feynman-α解析により決定される。

$$R_{DP} = \sum_{k=1}^{K} \frac{Y_{\infty,k}(-s_k)}{2} \Big/ \frac{Y_{\infty,K+1}(-s_{K+1})}{2}, \qquad \mathrm{K} = 6, \text{or } 8.$$

Feynman-α解析は近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の 3 つの未臨界状態において実施し、遅発対即発比指標の実験値を得た。同指標の計算は、Keepin の遅発 6 群モデル、Brady の遅発 6 群モデル、Spriggs らの遅発 8 群モデル、Wilson らの遅発 6 群及び 8 群モデルについて行った。

3. 結果

図 1 に 6 群遅発中性子モデルの比較結果を、図 2 に 8 群遅発中性子モデルの比較結果を示す。Keepin の 6 群及び Spriggs らの 8 群遅発中性子モデルの結果は実験値と非常に良く一致した。Brady 及び Wilson らの 6 群は実験値との差異は非常に大きいが、Wilson らのモデルについては 8 群化により大きく改善している。

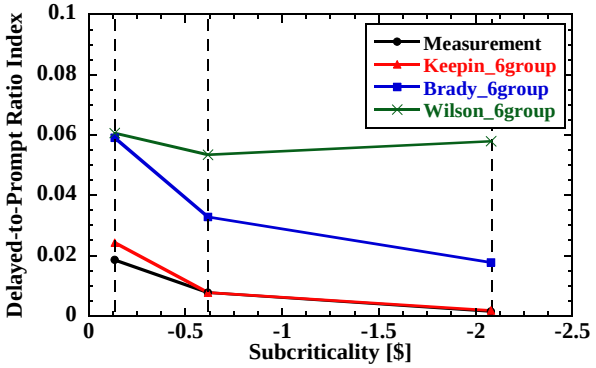


図 1 : 6 群遅発中性子モデル比較結果

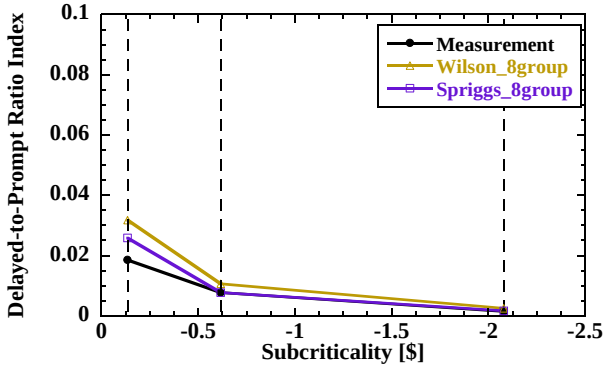


図 2 : 8 群遅発中性子モデル比較結果

*Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2]
[1]Graduate School of Science and Engineering, Kindai University., [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai University.

捕食者を加えた多集団 MFO を用いた PWR 燃料配置の最適化
In-Core Fuel Loading Pattern Optimization for a PWR using Multi-Swarm Moth Flame Optimization Method with Predator

*石黒 諭美[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

Moth Flame Optimization method (MFO)に対して、捕食者を導入した複数の群れを用いて探索を行うという改良を行い Multi-Swarm MFO-P を作成した。この手法を PWR における燃料配置の最適化問題に適用し、その結果得られた目的関数値を焼きなまし法(SA)等の従来の最適化手法により得られた目的関数値と比較した。

キーワード：燃料装荷パターン，最適化，MFO，PWR

1. 緒言

燃料配置を適切に決定するという問題は数学的に見れば組合せ最適化の範疇に所属する問題である。しかし燃料配置の組合せ総数が膨大であることから、全数探索によって優れた燃料配置を決定することは非現実的である。これまでに様々な最適化手法が提案されてきたが、本研究では近年提案された MFO[1]を改良した Multi-Swarm MFO-P(MSMFO-P)を燃料配置の最適化手法として提案する。本発表では燃焼計算を含んだ PWR 炉心に対して MSMFO-P と従来手法(焼きなまし法)による最適化を実施し、結果を比較した内容を報告する。

2. 計算手法

MFO[1]に捕食者(Predator)[2]を加えた MFO-P を複数回実施する最適化手法である Multi-Swarm MFO-P の計算手法を以下に述べる。各集団の中で MFO-P を実施するために以下の 1~9 の操作が行われ、その後複数集団の結果を統合し、すべての集団の中の最良解を得るために 10 の操作が行われる。なお、燃料配置については各集合体の kinf の値を並べたベクトルをインプットとして使用する。

1. 燃料配置の解候補(moth)をランダムに moth_num 個生成し、それぞれ目的関数の値を計算する。
2. 目的関数の値が優れた解候補(moth)から順に並べ替え、並べ替えられた解候補(moth)を良解候補(flame)として保存する。今回初めて flame を保存するため、moth_num 個全てを flame として保存する。
3. より優れた良解候補(flame)に向かって解候補(moth)が移動するようにそれぞれの解候補(moth)に対してそれぞれ目的地の良解候補(flame)を設定する。
4. 解候補(moth)とその目的地である良解候補(flame)について燃料配置のインプット(kinf のベクトル)間の距離を計算し、距離に応じたランダムな摂動を flame に与えることで flame の周りに新しく moth を移動させる。
5. 新しい moth の目的関数の値を評価する。
6. 最良の flame を捕食者とし、一定距離以内の moth について捕食を行い一定数消滅させる。
7. 消滅した moth の N 倍の moth をランダムに発生させ群れに加える。
8. 次世代に残す flame の数である flame_no を決定する。ここで flame を減らすことで、世代が進むにつれて flame の数は減る。
9. flame と moth をあわせて目的関数値順に並び変え、上位 flame_no 個を次の flame とする。
10. 炉心計算の回数が上限に達するまで 3〜9 を繰り返す。ここまでが MFO-P による最適化である。
11. 各集団それぞれについて 1~10 を行い、全集団中の最良解を複数集団のうちの最良解として得る。

3. 検証計算

3 ループ PWR を対象に提案手法を適用した。2 群拡散計算を用いて燃焼計算を実施し炉心特性を評価した。出力ピーキング係数と集合体最高燃焼度が制限値を満しつつサイクル長が長くなるほど目的関数値が低くなるように目的関数を設定し、この目的関数の値を最小化するよう最適化を行った。

表 1　最適化によって得られた目的関数値

experiment	MSMFO-P	SA
#1	-0.9888	-0.9709
#2	-1.0038	-0.9731
#3	-1.0012	-0.9555
#4	-0.9921	-0.9631
#5	-0.9998	-0.9661
#6	-0.9875	-0.9708
#7	-1.0041	-0.9581
#8	-0.9873	-0.9583
#9	-0.9927	-0.9544
#10	-1.0054	-0.9553
average	-0.9963	-0.9626
std.dev	0.0073	0.0072

4. 計算結果

提案手法と SA による最適化結果を表 1 として示す。提案手法(MSMFO-P)による最適化を行った場合、従来手法である SA による最適化を行った場合よりも優れた目的関数値を得ることができた。

参考文献

[1] S. Mirjalili, Knowledge-Based System, **89**, 228-229, (2015).
[2] N. Inukai, T. Inoue, Y. Uwate, Y. Nishino, Technical Report of IEICE., 113[271], 109-112, (2013), [in Japanese].

*Satomi Ishiguro[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

微積分型輸送方程式における SPH 法の適用性に関する検討

Study on Applicability of the SPH Method for the Method of Characteristics

*澤田憲人[1]，遠藤知弘[1]，山本章夫[1]
[1]名古屋大学

MOC は集合体解析や炉心計算において広く用いられているが、3 次元炉心計算など計算体系が大きい場合、計算時間の観点から詳細な計算条件を用いることが難しい。簡略な計算条件から詳細な計算条件の計算結果を再現する方法として SPH 法が用いられるが、体系内に局所的に強吸収体が存在する場合、SPH 因子の計算が収束しない課題がある。本検討では、千葉によって提案された Simultaneous SPH 法を軽水炉 2x2 燃料集合体体系に適用し、補正効果を従来法と比較検討した。

キーワード：輸送計算，キャラクタリスティクス法，SPH 法

1. 緒言 微積分型 Boltzmann 輸送方程式の厳密解法である MOC は、集合体解析や炉心解析の有効な手法として広く用いられているが、炉心計算では計算時間の観点から ray trace 幅や方位角・極角分割数などの計算条件を詳細に取ることが難しいという問題がある。この解決のため、簡略計算により詳細計算の結果を再現する手法として、使用する核反応断面積を SPH 因子μを用いて補正する SPH 法がある。しかし、Direct 法と呼ばれる、核反応断面積全てにμを乗じる従来手法では、制御棒などの強吸収体を含む体系で SPH 因子算出の際の反復計算が収束しないことが分かっており、全断面積Σ_tのみをμで除する Simultaneous 法[1]やΣ_t以外の核反応断面積にのみμを乗じる No correct total 法などの新しい SPH 法が提案されている。本検討では、従来の Direct 法に加え、2 つの新手法を軽水炉体系に適用することでその効果を検証した。

2. 解析手法 図 1 に示す UO_2燃料集合体(①)及び制御棒入り UO_2燃料集合体(②)を組み合わせた 2x2 集合体体系を計算対象として、MOC 計算コードである GENESIS を用いて参照解として詳細な計算条件の計算を行った。次に、種々の SPH 法を単一集合体体系で適用した断面積データを用いて、2x2 集合体体系で簡略条件の計算を行い、各条件での無限増倍率と燃料棒ごとの出力分布を比較することで補正効果を確認した。詳細条件は ray trace 幅 0.05cm、方位角分割数 96、極角分割数 6、エネルギー群数を 7 群とし、簡略条件は ray trace 幅 0.1cm、方位角分割数 8、極角分割数 2、エネルギー群数を 2 群として計算した。SPH 法は上記の 3 種類を適用した。

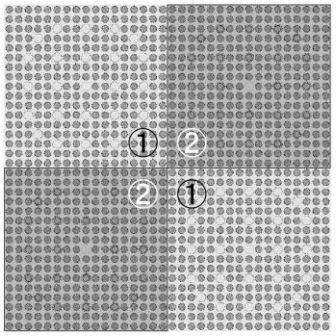


図 1 2x2 集合体体系の模式図

3. 結果・今後の課題 計算結果を表 1 に示す。

表 1 SPH 法による補正効果の比較

Correct	K-effective		Difference of pin powers			Calculation time
	K-effecctive	Difference [%]	Maximum [%]	Minimum [%]	RMS [%]	[s]
Ref.	1.0841					740.4
No	1.0840	-0.01	1.54	-4.19	1.63	17.3
Direct	1.0912	0.67	1.69	-3.93	1.64	17.3
No correct total	1.0889	-0.21	0.74	-2.02	0.69	77.7
Simultaneous	1.0865	-0.22	0.94	-0.42	0.36	74.9

無限増倍率に着目すると、SPH 法により差異が増大しているが、燃料棒出力の差異を考慮すると、誤差のキャンセルによるものと推定される。燃料棒ごとの出力分布では、SPH 法による誤差の削減効果が確認できた。また、補正方法による誤差低減度の差異に着目すると、従来法に比べ新手法は低減効果が大きいことが分かった。今後の課題としては計算時間の削減が考えられる。

参考文献

[1] G. Chiba, M. Tsuji, K. Sugiyama, and T. Narabayashi, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**[2], 272-280, (2012)

*Kento SAWADA[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

[3J05-08] Analysis Method Development (Resonance)

Chair:Tatsuya Fujita(NRA)

Fri. Mar 22, 2019 10:50 AM - 11:55 AM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[3J05] Investigation of impact of ladder numbers on probability table

*Kenichi Tada[1] （1. JAEA）

10:50 AM - 11:05 AM

[3J06] Application of Efficient Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing②

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

11:05 AM - 11:20 AM

[3J07] A Resonance Calculation Method using Energy Expansion Bases based on Reduced Order Model

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Satoshi Takeda[2], Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3] （1. Nagoya University, 2. Osaka University, 3. MHI）

11:20 AM - 11:35 AM

[3J08] A Resonance Calculation Method using Energy Expansion Bases based on Reduced Order Model

Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Satoshi Takeda[2], *Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3] （1. Nagoya Univ., 2. Osaka Univ., 3. MHI）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ラダー数の違いが確率テーブル作成に与える影響評価

Investigation of impact of ladder numbers on probability table

*多田 健一[1]
[1]原子力機構

ラダー法を用いた確率テーブルの作成では、処理時間低減の観点からラダー数の設定が重要となる。しかし、適切なラダー数の検討は今まで行われてこなかった。そこで本研究ではラダー数の違いが確率テーブルに与える影響を評価し、最適なラダー数について検討を行った。

キーワード：核データ処理、確率テーブル、FRENDY

1. 緒言

非分離共鳴領域の自己遮蔽効果を考慮する手法として、ラダー法を用いて作成した確率テーブルが一般的によく使われている。ラダー法を用いた確率テーブルの作成では、乱数を用いて非分離共鳴領域の共鳴構造を模擬することで、自己遮蔽効果を評価している。この共鳴構造を作成する回数をラダー数と呼び、確率テーブルの作成時間はラダー数にほぼ比例する。確率テーブルの作成時間が断面積ライブラリ作成時間全体に占める割合が大きいため、断面積ライブラリ作成時間を低減するためにはラダー数を少なくする必要がある。しかし、最適なラダー数やラダー数の違いが確率テーブルに与える影響は今まで評価されていなかった。そこで、本研究では核データ処理コード FRENDY を用いて、ラダー数の違いが確率テーブルに与える影響を評価し、最適なラダー数について検討を行った。

2. 計算体系及び計算条件

^{235}U を対象に、ラダー数 50,000 で作成した確率テーブルを参照解として、参照解と各ラダー数で作成した確率テーブルとの差異を比較した。非分離共鳴領域は、複数のエネルギー領域で区切られており、そのエネルギー領域毎にエネルギー依存の共鳴パラメータが存在している。確率テーブルは、各エネルギー領域において、設定した確率ビンの数だけ用意される。本研究では確率ビンを 20 とした。また本研究では、各エネルギー領域、各確率ビンで差異を取り、その二乗平均平方根(RMS)を比較に用いている。なお、非常に小さな平均断面積における確率テーブルの差異が RMS に影響を与えることを避けるため、確率テーブルの差異には、エネルギーE において確率ビン n に入る確率 P(E,n)の差異ではなく、P(E,n)とエネルギーE での平均断面積 $\sigma_r(E)$の積 $P(E,n)\sigma_r(E)$の差異を用いた。

3.解析結果

表 1 に ^{235}U、温度 293.6K における、ラダー数の違いによる確率テーブルの比較を示す。表 1 に示す通り、ラダー数 100 程度でも 0.1%と参照解であるラダー数 50,000 の結果とよく一致することを確認した。これは、確率テーブルは平均値に近いものであり、乱数で作成した共鳴構造自体は異なっていても、作成した各共鳴構造の違いが平均値である確率テーブルに与える影響は小さいことを示している。

表1 ラダー数の違いによる確率テーブルの差異のRMS (^{235}U、293.6K)

ラダー数	total	elastic	fission	radiation
10	0.30%	0.30%	0.33%	0.34%
20	0.22%	0.22%	0.24%	0.25%
50	0.13%	0.13%	0.15%	0.15%
100	0.10%	0.10%	0.10%	0.11%
200	0.07%	0.07%	0.07%	0.08%
300	0.06%	0.06%	0.06%	0.06%
500	0.04%	0.04%	0.05%	0.05%
1000	0.03%	0.03%	0.04%	0.04%
5000	0.02%	0.02%	0.02%	0.02%
20000	0.01%	0.01%	0.01%	0.01%

JENDL-4.0 で非分離共鳴領域を持つ全核種について、ラダー数 1000 の確率テーブルを参照解として各ラダー数で作成した確率テーブルとの差異を評価したところ、表 1 に示す ^{235}U と同様の結果が得られた。以上のことから、ラダー法を用いた確率テーブルの作成では、ラダー数を 100 とすればよいことが分かった。

謝辞：本研究は JSPS 科研費(18K05002)の助成による。

*Kenichi Tada[1] JAEA

核データ積分テスト計算への実効部分空間法の適用②

Application of Efficient Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing②

*今里 大智[1]，千葉 豪[1]

[1] 北海道大学

特異値分解と有効部分空間を用いて、積分データ群から核データの検証可能性を定量化した。

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　理論上、核データの数だけ独立な積分データを得られれば核データは検証可能であるが、一般的に核データに対して積分データの数は少ない。しかし、核データによっては積分データから検証可能なものが存在する可能性がある。従って、積分データの独立性、また複数の積分データで核データをどの程度検証可能か定量化できることが望ましい。本研究では、特異値分解、直交射影を用いた定量化方法[1]の改良を行った。

2. 解析手法　積分データの感度係数ベクトル群で構成される行列に対し特異値分解を施す。これにより、積分データ空間の正規直交基底群と特異値成分に分解される。得られた特異値の内、有効な特異値の個数が積分データ空間の次元数であり、得られた積分データの独立なデータの数に対応する。今回は有効な特異値の判別には積分データ群を各次元の部分空間に直交射影したノルムから判断することとした。また、新たな積分データの新規性についても直交射影を用いて定量化することとした。すなわち、新たな積分データを元の積分データ空間へ直交射影成分したノルムが 1 に近ければ新規性がほとんど無いと判断することとした。なお積分データを用いた核データの検証可能性も核データベクトルを積分データ空間へ直交射影したノルムにより定量化することとしている[1]。

3. 結果・考察　テストとして、核データを U-235 の 70 群の核分裂断面積、積分データを中性子実効増倍率とした。複数の積分データが必要であるので、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。始めに、個々の体系の感度係数ベクトルを各次元の部分空間に直交射影したノルムを**図 1** に示す。有効な特異値を上位 3 個にすると、全ての積分データの有効部分空間への直交射影ノルムが 0.999 以上となる。従って、94 個の積分データは 3 個の独立な積分データと等価であると定量化できた。次に、70 群の個々の核データを 3 次元の有効部分空間に直交射影したノルムを**図 2** に示す。ノルムは最大でも 0.4 程度であり、今回の積分データ群では各群の核分裂断面積を検証することは難しいことを定量化することができた。

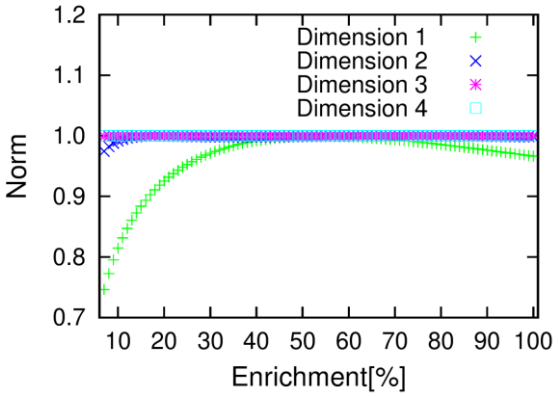


図 1: 積分データの部分空間への直交射影ノルム

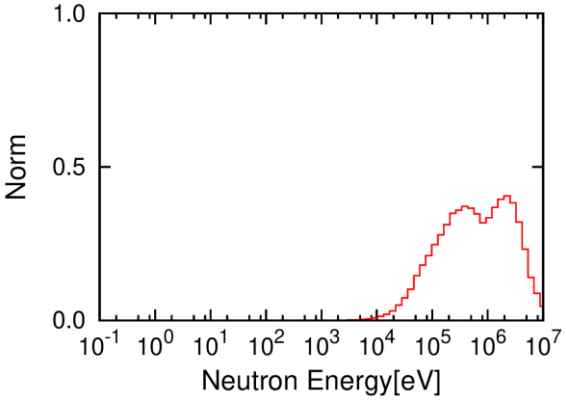


図 2: 核データの有効部分空間への直交射影ノルム

参考文献

[1] 千葉豪、2016 年春の年会 1O02

*Daichi Imazato[1], Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

Reduced Order Model に基づくエネルギー展開基底を用いた共鳴計算 (1)理論

A Resonance Calculation Method using Energy Expansion Bases based on Reduced Order Model (1) Theory

*山本 章夫[1], 遠藤 知弘[1], 竹田 敏[2], 小池 啓基[3], 山路 和也[3], 左藤 大介[3]

[1]名古屋大学, [2]大阪大学, [3]三菱重工

低ランク近似を用いた reduced order model で超多群スペクトルを表し、これをエネルギー的な展開基底として用いる共鳴計算の理論を検討した。

キーワード：共鳴計算、Reduced order model, 低ランク近似、超多群スペクトル

1. 基本的な考え方

中性子輸送方程式には、空間、角度、エネルギー、時間に関する変数が現れる。このうち、空間、角度、時間については関数展開を用いることが良く行われる。例えば近代ノード法は空間、Pn 近似は角度、周波数変換法は時間について、輸送方程式の解の特徴をよく表した関数を用いて展開する。一方、エネルギーに関しては、多群近似が用いられることが多いが、関数展開を用いることは一般的ではない。しかしながら、原子炉内においては、類似の超多群スペクトルが多数の領域に現れるため、関数(基底)による展開が効率的な計算方法になり得る。本研究では、超多群スペクトルの展開基底を用いる共鳴計算手法を検討する。

2. 理論

角度中性子束、全中性子束、中性子源のエネルギー依存性をあるエネルギー範囲における N 個の直交基底を用いて展開し、直交性を利用して展開係数に関する方程式を導くと(1)式が得られる。例えば、あるエネルギー範囲を 5 つの直交基底を用いて展開する場合、(1)式は一階の 5 元連立微分方程式となる。左辺第 2 項の衝突項が複数の展開係数からの寄与の和になっている点が、通常の輸送方程式と異なる。

$$\boldsymbol{\Omega}\cdot\nabla\Psi_{n,g}(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega})+\sum_{i=1}^{N}\Sigma_{t,g,n,i}(\mathbf{r})\Psi_{i,g}(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega})=\frac{1}{4\pi}\sum_{g'=1}^{G}\sum_{j=1}^{N}\Sigma_{s,jg'\to ng}(\mathbf{r})\phi_{j,g'}(\mathbf{r})+\frac{1}{4\pi}Q_{n,g}(\mathbf{r}),$$

$$\Sigma_{t,g,n,i}(\mathbf{r})=\int_{\Delta E_g}f_{n,g}(E_g)\Sigma_t(\mathbf{r},E_g)f_{i,g}(E_g)dE_g\,,\Sigma_{s,jg'\to ng}(\mathbf{r})=\int_{\Delta E_g}\int_{\Delta E_{g'}}f_{n,g}(E_g)\Sigma_s(\mathbf{r},E_g'\to E_g)f_{j,g'}(E_{g'})dE_{g'}\,dE_g, \quad (1)$$

$$\Psi_{i,g}(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega})=\int_{\Delta E_g}f_{i,g}(E_g)\Psi(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega},E_g)dE_g\,,\phi_{i,g}(\mathbf{r})=\int_{\Delta E_g}f_{i,g}(E_g)\phi(\mathbf{r},E_g)dE_g\,,Q_{i,g}(\mathbf{r})=\int_{\Delta E_g}f_{i,g}(E_g)Q(\mathbf{r},E_g)dE_g.$$

エネルギーに関する直交基底は、超多群スペクトルの特徴を良く表すものを選ぶ必要がある。エネルギー的な自己遮蔽については、バックグラウンド断面積を振った NR/IR 近似あるいは均質媒質に対する超多群計算により代表的な超多群スペクトルを求めることができる。一方、空間的な自己遮蔽については、媒質中の飛行距離をΔxとして、Δxを振った$\exp(-\Sigma_t(E)\Delta x)$により代表的な超多群スペクトルを求めることができる。あるエネルギー範囲の超多群エネルギーグリッド点について、これらの方法で超多群スペクトルを計算し、reduced order model(特異値分解及び低ランク近似[1])によりエネルギーに関する直交基底を数値的に計算する。なお、単純にエネルギー群数を増やす多群法及び直接サブグループ法は、ある特定の直交基底を用いるケースとして整理することができる。すなわち、本提案手法は、多群法、直接サブグループ法を包絡する手法になっている。

参考文献

[1] M. Matsushita, T. Endo, A. Yamamoto, *Trans. Am. Nucl. Soc*., **119**, pp. 900-903 (2018).

---

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Satoshi Takeda[2], Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3]

[1]Nagoya Univ., [2]Osaka Univ., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

Reduced Order Model に基づくエネルギー展開基底を用いた共鳴計算 (2) 検証計算

A Resonance Calculation Method using Energy Expansion Bases based on Reduced Order Model (2) Verification calculations

山本 章夫[1], 遠藤 知弘[1], 竹田 敏[2], *小池 啓基[3], 山路 和也[3], 左藤 大介[3]
[1]名古屋大学, [2]大阪大学, [3]三菱重工

低ランク近似を用いた reduced order model で超多群スペクトルを表し、これをエネルギー的な展開基底として用いる共鳴計算の理論の妥当性を確認するため、検証計算を行った。

キーワード：共鳴計算、Reduced order model, 低ランク近似、超多群スペクトル

1. 特異値と直交基底

^{238}U のみからなる均質体系を想定し、6.16 – 7.52 eV 及び 1.51 – 2.03 keV のエネルギー範囲において、バックグラウンド断面積を 0.001, 1.0, 10.0, 30.0, 100.0, 300.0, 1.0e3, 3.0e3, 1.0e4, 3.0e4, 1.0e5, 1.0e6, 1.0e10 barn の範囲で変化させ、NR 近似に基づき超多群スペクトルを計算した。温度は 293K に固定し、各エネルギー範囲を 1000 等分する形で特異値分解により直交基底を計算した。なお、超多群断面積は FRENDY[1]で作成した ACE 形式の断面積を用いた。図 1 と図 2 に 6.16 – 7.52 eV に対する特異値と直交基底を示す。特異値は指数関数的に小さくなっており、低ランク近似が有効に適用できることが示唆されている。

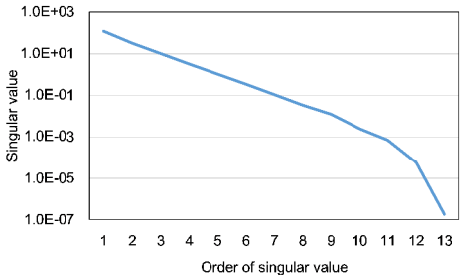


Fig.1 特異値

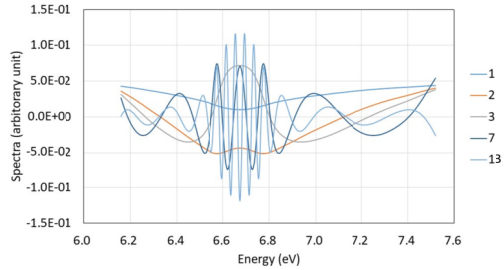


Fig.2 直交基底(凡例は特異値の大きさに対応)

2. 2 領域非均質体系

左 0.5cm は ^{238}U のみ、右 0.5cm は ^{235}U のみからなる厚さ 1.0cm の平板を想定した。原子数密度は、いずれの領域も 0.02 [1/barn/cm]である。この平板に対し、左からエネルギー的に一様な角度中性子束を与え、MOC により展開係数の空間変化を計算し、この結果を用いて平板内における 6.16 – 7.52 eV の微視的実効全断面積を計算した。この際、NR 近似に基づくエネルギー的に一定な中性子源を平板内に仮定した。直交基底は、^{235}U 及び ^{238}U 両者の超多群スペクトルを考慮して作成した。結果を図 3 に示すが、展開基底の数を増やすことにより、実効断面積の空間依存性を再現できている。この問題は、^{238}U と ^{235}U の超多群スペクトルが干渉するため、従来の多群法あるいはサブグループ法では計算が困難な問題である。なお、展開係数の空間依存性を考慮する場合、指数行列を計算する必要があり、これが本手法の計算効率上の課題となり得る。

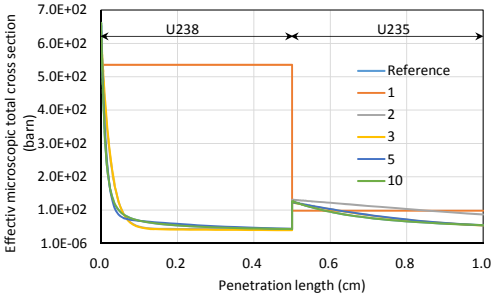


Fig.3 実効断面積の空間依存性(凡例は考慮した基底数)

参考文献

[1] K. Tada, Y. Nagaya, S. Kunieda, K. Suyama, and T. Fukahori, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, pp. 806-817 (2017).

Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Satoshi Takeda[2], *Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Osaka Univ., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

[3J09-11] Analysis Method Development (Monte-Carlo)

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[3J09] Model Extension of Probabilistically Disordered Media and Its Implementation in Monte Carlo Solver Solomon

*TARO UEKI[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[3J10] Monte Carlo method for sensitivity analysis of alpha- and gamma-eigenvalues

*Toshihiro Yamamoto[1], Hiroki Sakamoto[2] （1. Kyoto University, 2. RADONet）

3:00 PM - 3:15 PM

[3J11] Time dependent neutron multiplication from point source in delayed super-critical core

*Yasushi Nauchi[1] （1. CRIEPI）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

確率的乱雑化モデルの拡張とモンテカルロ計算ソルバーSolomon への実装

Model Extension of Probabilistically Disordered Media and Its Implementation in Solomon Code

*植木 太郎 [1]

[1] 日本原子力研究開発機構

逆冪乗則パワースペクトルを模擬する確率的乱雑化モデルを、広範な冪乗則に適用できるように拡張し、連続エネルギーモンテカルロ計算ソルバーSolomonに実装した。

キーワード：確率的乱雑化、モンテカルロ、臨界性、パワースペクトル、冪乗則、Solomon

1. 緒言　乱雑な体系のモデリングに有用な確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数を拡張し、広範な物質混合状態に関して、臨界性評価の揺らぎを定量化することは、1F デブリの臨界管理上、重要である。

2. 確率的乱雑化モデルの拡張　極端に無秩序な物理的体系は、逆冪乗則のパワースペクトルで表される乱雑な状態に落ち着くことが知られており、スペクトル領域$1/f^{\gamma}$ (f:周波数、1<γ<3）に関しては、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数$W(\mathbf{r})$によるモデルが提案されている[1]。ここで、$W(\mathbf{r}) = \sigma\sum_{j=1}^{\infty} B_j \lambda^{-\alpha j}\sin(\lambda^j \mathbf{r}\bullet\mathbf{\Omega}_j/S + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, 0 < \alpha < 1, \gamma = 2\alpha + 1$ ($\mathbf{r}$は位置ベクトル、B_jは等確率で±1となる独立なベルヌーイ確率変数、$\mathbf{\Omega}_j$は独立で等方的にサンプリングされる単位ベクトル、Sはスケーリング因子、A_jは[0,2π)における独立な一様確率変数、•はベクトルの内積を表す記号）である。一方、$W(\mathbf{r})$を$Y(\mathbf{r}) = \sigma\sum_{j=1}^{\infty} B_j \lambda^{\beta j}\sin(\lambda^{-j}\mathbf{r}\bullet\mathbf{\Omega}_j/S + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, -1 < \beta < 0$ に変更すると、パワースペクトルが $1/f^{2\beta+1}$ となる。つまり、$Y(\mathbf{r})$は、スペクトル領域$1/f^{\gamma}$ (-1<γ<1）に対応するモデルであり、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数の拡張に相当する。

3. Solomonへの実装と数値計算結果　上記関数により、2種類の物質が乱雑に混合した媒質の断面積を、$\Sigma_R(\mathbf{r}) = \left(1 - V^H\left(1 + zC(\mathbf{r})\right)\right)\Sigma_R^G + V^H\left(1 + zC(\mathbf{r})\right)\Sigma_R^H, 0 \le z \le 1, C(\mathbf{r}) = W(\mathbf{r})\ or\ Y(\mathbf{r})$と表すことが可能となる。ここで、$\Sigma$は巨視的断面積、下添え字$R$は反応タイプ、上添え字$G$, Hは物質、V^Hは物質Hのレプリカ平均体積割合である。この断面積Σ_Rで表される混合媒質を含む体系の実効増倍率をデルタ追跡モンテカルロ法で計算するオプションを、連続エネルギーモンテカルロ計算ソルバーSolomon[2]に実装した。図1と2は、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトのハンドブック掲載のTopsy炉心（HEU-MET-FAST-002）の外縁部分と反射体を混合させた乱雑化未臨界仮想炉心に関する臨界性揺らぎ評価の結果である。フラットスペクトル混合の方が、ブラウンノイズ混合より、実効増倍率の揺らぎが約35%大きくなることが分かった。

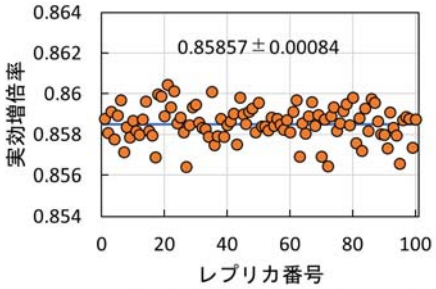


図1．Topsy乱雑化炉心1：ホワイトノイズ（フラット（$1/f^0$）スペクトル）

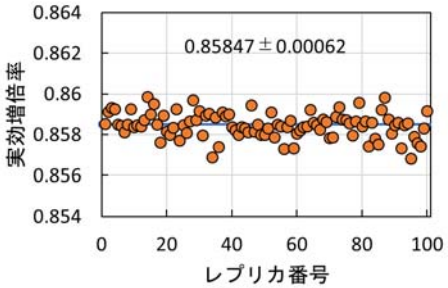


図2．Topsy乱雑化炉心2：ブラウンノイズ（$1/f^2$スペクトル）

4. 今後の研究の方向性　本報の手法を、多領域の一般化された幾何形状で効率的に実践可能とすること、および、ボクセルモデル[3]との同時実行を可能とするオプションのSolomonへの実装に今後取り組む。

参考文献

[1]荒木祥平、山根祐一、植木太郎、外池幸太郎、2018 年秋の年会、講演番号 1M09 ［2］ 長家康展、羽倉洋行、2018 年秋の年会、講演番号 2M18［3］ T. Ueki, JNST 2018, VOL. 55, NO. 10, 1180–1192

本報の研究は、原子力規制庁の平成 30 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業として行われた。

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

モンテカルロ法による α 及び γ 固有値の感度解析手法

Monte Carlo method for sensitivity analysis of alpha- and gamma-eigenvalues

*山本 俊弘[1]，坂本 浩紀[2]

[1]京都大学，[2]RADONet

未臨界体系の α 及び γ 固有値の断面積に対する感度解析をモンテカルロ(MC)法で行う二つの方法を提案する。α 固有値の感度解析は、実効増倍率を固有値とする二段階法と α そのものを固有値とする方法がある。γ 固有値は二段階法のみが可能である。

キーワード：感度解析，モンテカルロ法，α 固有値，γ 固有値

1. 緒言　実効増倍率や反応率の断面積による感度係数の計算手法は、決定論的手法や MC 法はかねてより開発されているところである。α 固有値(時間減衰定数)の感度解析手法は決定論的手法では Endo[1]，Favorite[2]らによって示されている。ここでは、α 固有値に加えて指数実験での γ(空間減衰定数)固有値の感度解析手法を MC 法で行う方法を示す。

2. 方法　α 及び γ を固有値とする中性子輸送方程式はそれぞれ以下のように記述できる。

$$\mathbf{A}\phi_a - \alpha\mathbf{V^{-1}}\phi_a - k^{-1}\mathbf{F_p}\phi_a = 0, \quad \mathbf{A}\phi_e - \gamma\xi\phi_e - k^{-1}\mathbf{F}\phi_e = 0.$$

ここで $\mathbf{A}$ はストリーミング、衝突、散乱を、$\mathbf{V}$ は中性子速度、$\mathbf{F}$ は核分裂を表す演算子であり、中性子束の下付 a, e はそれぞれ α, γ モードの固有関数であることを示している。ξ は中性子の飛行方向の鉛直方向への方向余弦である。k は臨界計算では実効増倍率に相当するが、ここでは式の左辺=0 にするためのパラメータである。これらの固有値方程式の解法は二通りあり、一つは臨界計算と同様に k を固有値として計算し$k = 1$になるように α,γ を調整する方法(k-α 法、k-γ 法)、もう一つは$k = 1$とおいた上で、$\mathbf{V^{-1}}\phi_a$を源として源反復をする方法（時間源法）である。前者では k が固有値であり、後者では α が固有値である。後者の方法は γ に対しては適用できない。後者の時間源法による微分演算子法を用いた MC 法での α 固有値感度係数($\sigma/\alpha \cdot d\alpha/d\sigma$)の計算法はすでに[3]に示されている。ここでは k-α 法、k-γ 法による二段階法を新たに開発した。

3. 二段階法　二段階法では α の感度係数と γ の感度係数$\sigma/\gamma \cdot d\gamma/d\sigma$を次のように二つの感度係数の積で表す。

$$\sigma/\alpha \cdot d\alpha/d\sigma = \sigma/\alpha \cdot dk/d\sigma \cdot (dk/d\alpha)^{-1}, \qquad \sigma/\gamma \cdot d\gamma/d\sigma = \sigma/\gamma \cdot dk/d\sigma \cdot (dk/d\gamma)^{-1}.$$

$dk/d\gamma$と$dk/d\sigma$は k-γ 法における γ モードでの固有値計算を行う過程で微分演算子法で求められる。α 固有値の感度係数についても同様である。$dk/d\sigma$は従来からの方法[4]で計算できる。$dk/d\alpha$と$dk/d\gamma$の計算は、粒子が距離 s だけ飛行する度ごとにそれぞれs/v, $s\xi$をスコアリングすることで得られる。

4. 計算例　1 辺 24 cm 正方形の断面を持つ軽水減速 UO_2 燃料棒配列の中央部に 1 辺 8 cm の水領域を持つ二次元の未臨界体系を対象に群数 3 群で感度係数の計算を行った。この体系は k_{eff} が 0.8456, α が 3824 s^{-1}, γ が 0.09997 cm^{-1} である。一例として 3 群捕獲断面積に対する α の感度係数を Sn コード DANTSYS、時間源法、二段階法で計算した結果を表 1 に比較する。同じく γ の感度係数では、参照解は 3 群捕獲断面積を微小変化させたときの MC 法で求めた γ 固有値の変化量から近似的に求め(直接法)、それと二段階法との比較を表 2 に示す。二段階法による感度係数は他の断面積についても参照解と良い一致を示した。

表 1　α の 3 群捕獲断面積の感度係数

	$\sigma/\alpha \cdot d\alpha/d\sigma$
DANTSYS	1.5962
時間源法	1.5948 ± 0.0018
二段階法	1.5946 ± 0.0004

表 2　γ の 3 群捕獲断面積の感度係数

	$\sigma/\gamma \cdot d\gamma/d\sigma$
直接法	0.7618 ± 0.0035
二段階法	0.7688 ± 0.0003

参考文献 [1] T. Endo, A. Yamamoto, J. Nucl. Sci. Technol. 55, 1245 (2018). [2] J. Favorite, Nucl. Sci. Eng. 192, 80 (2018). [3] T. Yamamoto, H. Sakamoto, Ann. Nucl. Energy 127, 178 (2019). [4]Y. Nagaya, T. Mori, J.Nucl.Sci.Technol. 42, 428 (2005).

*Toshihiro Yamamoto[1], Hiroki Sakamoto[2]
[1]Kyoto Univ., [2]RADONet.

零出力遅発超臨界体系での点源からの中性子束時間変化の計算

Time dependent neutron multiplication from point source in delayed super-critical core

*名内 泰志
電中研

連続エネルギーモンテカルロ法で、遅発超臨界体系内の点源から k_{eff} を求めるべき乗法計算を行い、中性子が源からある位置にいたるまでの経過時間を世代を越えて、遅発中性子先行核の崩壊を含めて評価した。べき乗法計算では世代毎の中性子数が規格化されていることを補正し、体系の中性子束の時間変化を評価した。この時間変化から得た炉周期は、実効遅発中性子割合を介して体系の反応度と概ね整合した。

キーワード： ω 固有値方程式, 炉周期、モンテカルロ法、経過時間、べき乗法

1. 緒言 炉心出力が時間に対し指数関数で変化する際の中性子輸送方程式は ω 固有値方程式と呼ばれる。この随伴中性子束 $\phi^{\dagger}$ は、評価したい位置と速度の中性子を源として、十分な時間を経過した後に形成される中性子束、中性子数に比例することを理論的に示した [1]。さらに即発臨界体系で連続エネルギーモンテカルロ法(MC 法)により同中性子数を計算し、Iterated fission probability と比例することを確認した [1]。本報では遅発中性子を考慮した $\phi^{\dagger}$ 計算の前段として、反応度投入体系の時間依存中性子束の評価法を検討した。

2. 評価手法 点源からの中性子輸送・増倍をべき乗法で計算した。この際、源で中性子が発生してからの経過時間を世代を越えて累積評価した。連鎖反応の過程で遅発中性子がある場合は先行核の崩壊時間を確率的にサンプリングして経過時間に累積した。中性子毎の経過時間累積値を用い、世代毎に炉心全中性子束の時間変化を評価した。MC 法でのべき乗法計算では、あるサイクルに発生する中性子の重みの合算を、初期の点源での中性子の重みの合算と一致するよう規格化し、この重みを用いて中性子束を評価する。一方、べき乗法計算では、源中性子を第 1 世代とし、第(i+1)/i 世代の中性子発生数比 k_i を毎サイクル評価しており、第 n 世代の中性子発生数は中性子源強度×$\prod_{i=1}^{n-1} k_i$ となっている。そこで$\prod_{i=1}^{n-1} k_i$を第 n 世代の中性子束の時間変化評価値に乗じ、この積を全世代で合算することで、中性子数の時間変化を評価した。このため MNCP-5.1.30 コード [2]に機能追加した。

3. 検証計算と結果 TCA ウラン体系をモデルとした遅発超臨界体系(反応度 123±3.1pcm) の中心燃料棒に源をおいて計算を行った。ここでは出力の反応度フィードバックを無視している。世代あたりの中性子数は 1,000,000、世代数は 21,000 とした。ライブラリは JENDL-4.0 ベースのものである。世代毎の炉心中性子束の時間変化を図 1 に示す。中性子連鎖反応の過程において遅発中性子を経由するものが 10 世代までは少なく、遅発超臨界状態では中性子束が急激に減少するが、一部は遅発中性子を含み、時間スペクトルが 200 秒前後までひろがっている。世代が進む毎に遅発中性子を一回以上経由するものが増え、21000 世代では 1000 秒以前に発生する中性子がなくなった。中性子束時間変化に$\prod_{i=1}^{n-1} k_i$を乗じ全世代を合算した結果を図 2 に示す。統計変動の揺らぎはあるものの、概ね時間に対し指数関数に沿った増加を示している。経過時間の短い段階では高次モードがあると見られるので、最小の先行核崩壊定数 λ_{ij} の逆数の 5 倍を目安に、450 秒~1000 秒で fitting を行った。この炉周期は 53s となった。他方、この体系に対して実効遅発中性子割合の先行核成分 $\beta_{eff,ij}$ を求め、前記の炉周期と $\beta_{eff,ij}$ から逆時間方程式で求めた反応度は 116pcm であり、固有値計算で求めた反応度 123pcm と概ね整合していることが確認された。

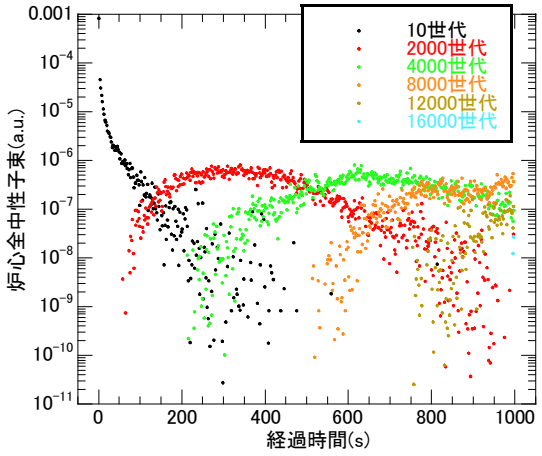


図 1: 世代毎の炉心全中性子束の時間変化。経過時間 1000 秒までスペクトル表示。

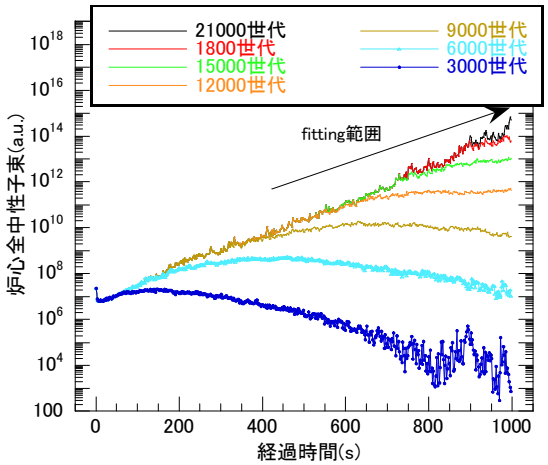


図 2: 点源に対する炉心全中性子束の時間変化。表示世代までを合算。

参考文献 1)名内、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2M17。2) X-5 Monte Carlo Team, LR-UR-03-1987。

* Yasushi NAUCHI
CRIEPI

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

[3J12-14] Criticality Safety

Chair:Hiroki Koike(MHI)

Fri. Mar 22, 2019 3:35 PM - 4:25 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[3J12] Criticality Safety Study for Direct Disposal of Nuclear Spent Fuel with Depleted Uranium

Hideyuki Machiya[1], *Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku University)

3:35 PM - 3:50 PM

[3J13] Effect of Gd_2O_3 to a fission number in the first pulse of a postulated nuclear excursion

*Irwan Liapto Simanullang[1], Yuichi Yamane[1], Kotaro Tonoike[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[3J14] Calculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Using the Bootstrap Method

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

4:05 PM - 4:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

使用済燃料直接処分における劣化ウランを用いた臨界安全対策の検討

Criticality Safety Study for Direct Disposal of Nuclear Spent Fuel with Depleted Uranium

町屋 秀幸[1]，*相澤 直人[1]，岩崎 智彦[1]

[1]東北大学

使用済み燃料を直接処分した際の臨界事故を防止する方法として、従来の中性子吸収材ではなく、核燃料核種と化学的挙動が近い劣化ウランを添加する方法についての検討を行った。

キーワード：直接処分，臨界安全，劣化ウラン

1. 緒言　使用済み燃料に関して、従来方針である全量再処理の他に、代替処分オプションとして使用済み燃料を直接地層処分とする直接処分の検討が進められている。直接処分に際しては、従来再処理にて回収・再利用する予定であるウラン・プルトニウム等の核分裂性物質をそのまま地層処分することから、臨界安全性の検討を行う必要がある。過去の報告[1][2]によれば、燃料集合体形状が崩壊し、燃料が理想的に集積した場合に臨界判定基準を超過するケースが存在することが示唆されており、臨界防止対策として Gd_2O_3 等の中性子吸収材を添加することが提案された。しかしながら、処分から長時間経過後にウラン等の核分裂性物質と中性子吸収材元素が同位置に存在することは担保できない。そのため、本研究では、直接処分時の臨界防止策として核燃料核種と化学的挙動が近い劣化ウランを添加する方法についての検討を行った。

2. 検討の概要

2-1. 解析概要　本研究では、燃焼度 45GWd/t の 17×17 型 PWR UO2 燃料を対象として解析を実施した。廃棄体 1 本あたりの集合体本数は 4 体とし、処分後冷却期間は 54 年とした。燃焼後組成については MVP+ORIGEN、処分後の実効増倍率の解析には MVP を使用し、臨界安全性基準値を 0.95 に設定した。

2-1. 仮想臨界体系に関する検討　本研究では、劣化ウランによる臨界安全対策の検討に先立ち、現在検討されている直接処分体系や過去の臨界安全研究を踏まえ、実効増倍率が最大となる保守的な解析体系に関する検討を行った。解析体系の条件として、廃棄体定置向き・反射体材料・集積形状・燃料粒径をパラメータとして解析を行ったところ、縦向き定置にて燃料ペレットが H/M 比 10.7 で規則的に球形に集積し、岩盤にて覆われた場合に実効増倍率が最大 1.13 となることが分かった。

2-2. 劣化ウランによる臨界安全対策の検討　劣化ウランによる臨界安全対策として、劣化ウラン酸化物微粒子を PWR 燃料集合体の空隙部に充填した場合の検討を行った。結果として、制御棒案内管部分のみに劣化ウランを添加したケース（全空隙堆積に対して 6%程度）では増倍率が 1 を超過するが、最大充填率 64%のケースでは臨界安全性基準値の 0.95 を下回る結果となり、劣化ウランによる臨界安全対策が有効であることが示された。

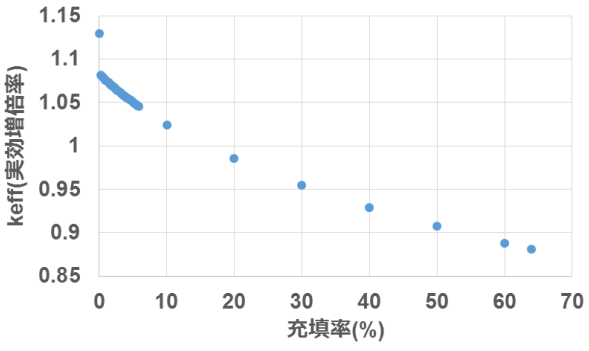


Fig. 劣化ウラン充填率に対する増倍率の推移

参考文献

[1] 原子力委員会，基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書，平成 16 年 11 月

[2] 日本原子力研究開発機構，平成 29 年度 高レベル放射性廃棄物など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開発 報告書，平成 30 年 3 月

Hideyuki Machiya[1], * Naoto Aizawa[1] and Tomohiko Iwasaki[1]

[1]Tohoku Univ.

Effect of Gd_2O_3 to a fission number in the first pulse of a postulated nuclear excursion

Irwan Liapto Simanullang*, Yuichi Yamane, Kotaro Tonoike

Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Effect of initially-loaded amount of burnable poison (BP) on consequences of postulated criticality events in a BWR spent fuel pool (SFP) has been investigated. Calculations of fission numbers per volume showed that a UO_2 fuel model without BP did not cause a conservative result while such model is generally used in criticality safety design.

Keywords: burnable poison, temperature coefficient, fission number, Nordheim-Fuchs model.

1. Introduction

A spent fuel pool (SFP) of a nuclear power plant consists of fuels with different burnup conditions. In criticality safety design of a BWR SFP, the UO_2 fuel model without burnable poison (BP) that envelops the highest neutron multiplication of an actual fuel during its life is generally used. It may lead, however, not conservative results in consequence analysis of criticality events because BP could cause weaker temperature reactivity feedback and increase fission yield.

2. Calculation Method

SRAC[1] code and JENDL-3.3[2] were used for the neutronic calculations. A pin cell model of fuel was introduced and the UO_2 and UO_2-Gd_2O_3 compositions were considered. Enrichment of ^{235}U was 4 wt% and amount of gadolinium was varied 0.01-0.04 wt%, which maintained infinite multiplication factors > 1. Cell burnup calculations were conducted to obtain atomic number densities in each burnup step. Thereafter temperature coefficient reactivity (α) was calculated for each step. The Nordheim-Fuchs (N-F) model that is based on the one-point kinetics as shown in equation (1), where only prompt neutron population is considered, was introduced to estimate magnitude of the first peak in a criticality event. The N-F model also supposes sufficiently large and instantaneous reactivity insertion. In this study, an initial reactivity of 2$ was assumed. Energy production was calculated using equation (2), which was converted into a fission number.

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{l} n \qquad (1)$$

$$E = \frac{2(\rho_0 - \beta)}{\alpha K} \qquad (2)$$

ρ_0 initial excess reactivity ($)
β delayed neutron fraction
α temperature coefficient $(^1/_K)$
K reciprocal heat capacity $(^K/_J)$

3. Results

The result showed that, in the early period of burnup, the nominal α values of UO_2-Gd_2O_3 fuel was larger than those of UO_2 fuel. In contrast, those of UO_2-Gd_2O_3 became smaller in high burnup. Therefore, fission numbers per volume of UO_2-Gd_2O_3 fuel were slightly higher than those of UO_2 fuel in high burnup condition as presented in Fig. 1 and Table 1.

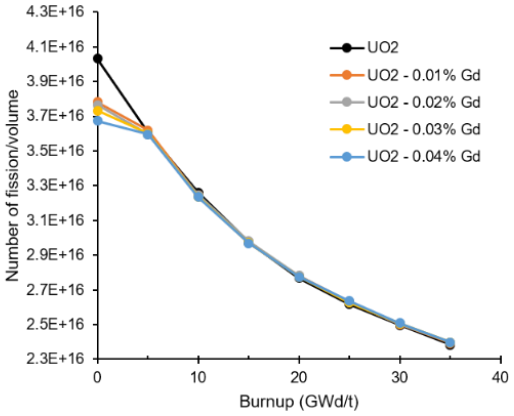


Fig. 1. Number of fission per volume of UO_2 and UO_2-Gd_2O_3

4. Conclusion

It was shown that BP has an effect that reduces temperature feedback reactivity and increases fission yield in a postulated criticality accident with high burnup fuels. Following the result, it should be clarified how the initially-loaded BP affects the feedback in the high burnup condition where BP burns out. Further study is also necessary by considering the realistic condition of SFPs. In that case, such effect of BP should be taken into account in the consequence analysis of criticality events for the best or even conservative estimation.

Table 1. Difference of fission numbers between UO_2 and UO_2- 0.04%Gd through burnup

BU (GWd/t)	0	5	10	15	20	25	30	35
Δ # of fissions	-8.91%	-0.28%	-0.81%	-0.24%	0.27%	0.65%	0.50%	0.61%

References

[1] Okumura, K,. Kugo, T., Kaneko, K. & Tsuchihashi, K. SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System. Japan Atomic Energy Agency, Japan (2007).

[2] K. Shibata, et al. Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3, "J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002).

Bootstrap 法を用いた推定臨界下限増倍率の算出方法

Calculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Using the Bootstrap Method

*林卓人，遠藤知弘，山本章夫

名古屋大学

従来、未臨界判断基準の指標である推定臨界下限増倍率(ECLLMF)は正規分布を仮定した統計理論に基づき評価されてきた。本研究では、任意の分布に対して適用可能な Bootstrap 法を用いた ECLLMF 算出法を考案した。

キーワード：未臨界判断基準，推定臨界下限増倍率，Bootstrap 法

1. 緒言：現在の未臨界判断基準は、数多くの臨界実験ベンチマーク解析によって得られた実効増倍率計算値k_{eff}の平均と分散を算出し、その値からその体系が未臨界であると判断できる指標である ECLLMF を求め、この指標に安全裕度を持たせることで設定される[1]。しかし、従来の ECLLMF 算出法は、k_{eff}の頻度分布として正規分布を仮定しているため、正規分布と仮定できない時の ECLLMF 算出法について改善の余地がある。そこで頻度分布を仮定しない不確かさ評価手法の一つである Bootstrap 法[2]を用いる方法について検討した。

2. 解析方法：従来の推定臨界下限増倍率$k_{\mathrm{sub,t}}$は、k_{eff}の平均値$\bar{k}$と不偏標準偏差sから、非心 t 分布の性質に基づいて臨界超過確率p =2.5%、ECLLMF 設定失敗確率γ =2.5%となる余裕幅αを決定し、$k_{\mathrm{sub,t}} = \bar{k} - \alpha s$で算出される。Parametric bootstrap 法を用いた推定臨界下限増倍率$k_{\mathrm{sub,para}}$は、k_{eff}を正規分布と仮定してB回標本抽出を行い、得られたブートストラップ標本の平均値$\bar{k}_{\mathrm{para}}$と不偏標準偏差s_{para}から$k_{\mathrm{sub,para}} = \bar{k}_{\mathrm{para}} - \alpha s_{\mathrm{para}}$を算出する。Non-parametric bootstrap 法を用いた推定臨界下限増倍率$k_{\mathrm{sub,non}}$は、k_{eff}の頻度分布そのものからB回復元抽出を行い、得られたブートストラップ標本の平均値$\bar{k}_{\mathrm{non}}$と不偏標準偏差s_{non}から$k_{\mathrm{sub,non}} = \bar{k}_{\mathrm{non}} - \alpha s_{\mathrm{non}}$を算出する。なお、Bootstrap 法による計算手順では、p =2.5%、γ =2.5%を満足するようなαの値を反復法により決定し、$k_{\mathrm{sub,para}}$及び$k_{\mathrm{sub,non}}$を算出する。

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。解析には、MCNP6.2 を用い、Whisper-1.1[3]によりこの体系と類似する臨界実験ベンチマークを選定して$k_{\mathrm{sub,t}}$と$k_{\mathrm{sub,para}}$、$k_{\mathrm{sub,non}}$の算出を行った。αの値と ECLLMF を表 1 に、k_{eff}、$k_{\mathrm{sub,para}}$、$k_{\mathrm{sub,non}}$の相対度数分布を図 1 に示す。図 1 には$k_{\mathrm{sub,t}}$及び、p =2.5%に対応する$k_{\mathrm{eff,2.5\%}}$も示されている。MCNP6.2 による実効増倍率計算値k_{eff}の Shapiro-Wilk 検定結果は、p値=2.3×10^{-7} となり、正規分布に従うとは言えないと判断される。$k_{\mathrm{sub,para}}$は$k_{\mathrm{sub,t}}$と統計誤差の範囲内で一致した。$k_{\mathrm{sub,non}}$は$k_{\mathrm{sub,t}}$より約 0.1%低く、安全側に評価されている。今後は、臨界実験データ及び MCNP によるk_{eff}の統計的不確かさ、評価体系とベンチマークとの類似性を考慮して ECLLMF の算出を試みる予定である。

表 1　各算出法のαと ECLLMF

算出法	α	ECLLMF
非心t分布	2.379	0.9936
Parametric bootstrap法	2.380	0.9936
Non-parametric bootstrap法	2.842	0.9925

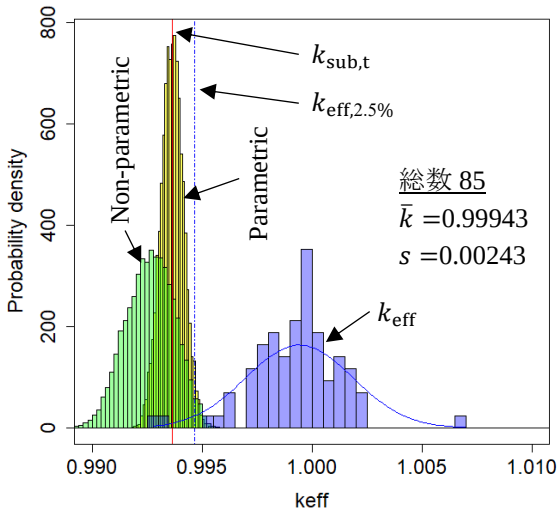


図 1　k_{eff}、$k_{\mathrm{sub,para}}$、$k_{\mathrm{sub,non}}$の相対度数分布

参考文献

[1] 臨界安全ハンドブック第 2 版, JAERI 1340 (1999).

[2] B. Efron, *Ann. Stat.*, **7**(1), pp.1–26 (1979).

[3] B. C. Kiedrowski, *et al.*, *Nuc. Sci. Eng.*, **181**(1), pp.17–47 (2015).

*Takuto HAYASHI, Tomohiro ENDO, and Akio YAMAMOTO

Nagoya Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

[3K01-04] Wireless System and Underwater Robot

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 9:45 AM - 10:50 AM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[3K01] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

*hidehiko kuroda[1], shirota takahiro[1], ikeda yoshiro[1], hasegawa takeshi[1], oda naotaka[1], asano naoki[1] （1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation ）

9:45 AM - 10:00 AM

[3K02] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

*TAKAHIRO SHIROTA[1], HIDEHIKO KURODA[1], NAOTAKA ODA[1], TAKESHI HASEGAWA[1], YOSHIRO IKEDA[1], TAKESHI ARAKAWA[1], ISAO OHBA[1] （1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation）

10:00 AM - 10:15 AM

[3K03] Development of underwater robot " RADHOTAR "

*Shigekazu SUZUKI[1], Shinji Kawatsuma[1], Eiji Aoki[1], Masanori Takahashi[1], Koki Watanabe[2], Shuzo Nakano[3], Hideki Sakamoto[4] （1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. Takawa Seimitsu Co. Ltd., 3. East Japan Accounting Center Co., Ltd., 4. Alpine Electronics Inc.）

10:15 AM - 10:30 AM

[3K04] Development of underwater robot " RADHOTAR "

*Shinji Kawatsuma[1], Shigekazu Suzuki[1], Eiji Aoki[1], Masanori Takahashi[1], Koki Watanabe[2], Shuzo Nakano[3], Hideki Sakamoto[4] （1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. TAKAWASEIMITU, 3. East Japan Accounting Center, 4. ALPINE）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発
（Ⅵ）無線システムの模擬環境試験

Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant
(VI) Mock-up Test for Wireless Communication Terminal

*黒田　英彦[1]，代田 孝広[1]，池田 芳朗[1]，長谷川 健[1]，小田 直敬[1]，浅野 直樹[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

無線機器を原子力プラントで適用するには情報セキュリティ及び設備への電磁ノイズ干渉に関する対策が求められる。セキュリティ処理を実装した無線端末を用いて通信障害物がある環境でデータ伝送を行い、約 3Mbps の通信速度を確認した。保守点検の記録など各種データを現場から無線伝送できる見込みである。

キーワード：情報端末，IoT センサ，ワイヤレスセンサ，無線通信，情報管理，サイバーセキュリティ

1. 緒言

無線端末を原子力プラントで適用することで保守点検作業の効率化、端末位置に基づく作業管理及び安全管理などが期待される[1]。またワイヤレスセンサはケーブル物量の削減、設備監視用データの拡充などが期待できる。このため、通信電波の強度を抑えて不要な領域への拡散を抑え、通信時に無線機器の認証、通信データの暗号化及び改ざん検知を行うセキュリティ無線通信システムを開発している。特に無線端末は大容量のマルチメディアデータを扱えるため、機器類が障害となって電波強度が影響を受ける環境でも高速通信が必要である。ここでは障害物環境における無線端末の通信速度に関する検証結果を報告する。

2. 障害物環境における通信試験

現場を模擬した障害物環境において 10m 四方の領域を設定し、その四隅に無線アクセスポイントをそれぞれ配置した。領域内には各種機器が通信障害物として存在し、点検対象と想定した機器位置において無線端末から各種容量のデータを伝送して伝送時間を測定した。通信周波数は 5GHz 帯であり、通信時に無線端末の認証、データの暗号化及び改ざん検知を行う。伝送時間の測定結果を図 1 に示す。伝送時間は 1000Mbit 程度までのデータ量に対してほぼ比例関係にあり、直線近似から求められる通信速度は約 3Mbps である。伝送時間は障害物の影響で近似直線に一致しないと推定される。

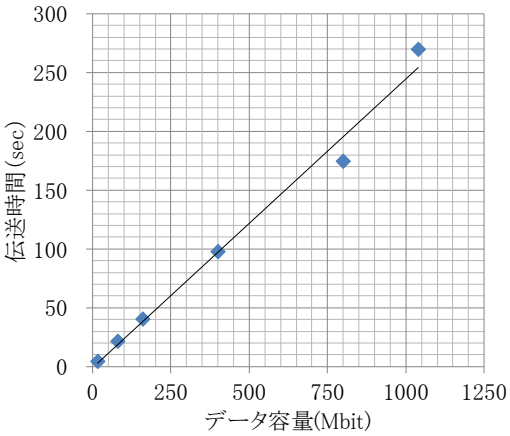


図 1　伝送時間の測定結果

3. 結論

通信障害物がある環境で無線端末の通信試験を行い、セキュリティ処理実装時の通信速度が約 3Mbps であることが確認できた。現場の作業員が不便を感じることなく、保守点検データ、画像や音声などのマルチメディアデータを伝送できる。引き続き、プラント環境での性能検証に向けて準備を進める。

参考文献

[1] H. M. Hashemian et al., “Wireless Sensor Applications in Nuclear Power Plants”, Nuclear Technology Vol.173, No1, P8-16, (2011).

---

*Hidehiko Kuroda[1], Takahiro Shirota[1], Yoshiro Ikeda[1], Takeshi Hasegawa[1], Naotaka Oda[1] and Naoki Asano[1].
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発（VII）
- 情報端末持ち出しによる情報漏洩も防護可能な点検支援システムの提案 -

WIRELESS SYSTEM FOR CONTROLLING ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT (VII)

- PROPOSAL OF CHECK SUPPORT SYSTEM TO PREVENT LEAKAGE OF INFORMATION BY CARRYING OUT INFORMATION TERMINAL -

*代田孝広[1]，黒田英彦[1]，小田直敬[1]，長谷川健[1]，池田芳朗[1]，荒川健[1]，大場功[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

今までに開発した通信セキュリティ技術および電波分布制御手法により、無線通信で一般的に懸念される情報漏洩を防ぐことができるが、データを保存した情報端末が無許可で管理区域外に持ち出された場合は情報漏洩に対応できることも課題となる。この課題に対応できるよう、点検シートを用いた情報端末による点検において、情報端末の持ち出しによる情報漏洩を防護するシステムを開発した。

キーワード：情報端末，情報漏洩，超音波ビーコン，情報管理

1. 緒言

近年、火力発電所をはじめとして様々なプラントに情報端末を用いた点検システム[1]が適用されており、点検員の負担低減や点検作業の効率化などの観点から、原子力発電所でも点検シートを用いた情報端末による点検が有効であると考える。しかし、点検時に点検シートに入力したデータは情報端末に保存されるため、情報端末自体を管理区域外に持ち出されるセキュリティ上のリスクがある。このリスクの対応として、超音波ビーコンを利用して情報端末内の情報管理を行うことで情報端末の持ち出しによる情報漏洩を防護する点検支援システムを開発したので、その有効性に関する試験結果を報告する。

2. 超音波ビーコンの ID 識別試験結果

点検支援システムでは、周辺機器に影響を与える電磁ノイズを発しない超音波ビーコンを使用し、発信機を点検建屋出口などに設置する。そこを通過した情報端末はビーコン ID を自動識別し、その ID に応じて点検シートのデータ消去などの情報管理を行う。そこで、歩行速度を変えて発信機の前を通過した場合の ID 識別傾向を確認した。結果を表 1 に示す。音圧レベルが約 80dB の高騒音環境において、歩行速度 2km/h では発信機から 1.5m 離れた場合でも 100%の確率で ID 識別ができ、歩行速度 8km/h でも 50%以上の確率で ID 識別ができた。

表1 歩行速度と発信機からの距離を変えた場合のID識別結果

歩行速度[km/h]	発信機からの距離[m]	ID識別結果
2	0.4	◎
2	1.0	◎
2	1.5	◎
4	0.4	◎
4	1.0	○
4	1.5	○
8	0.4	○
8	1.0	○
8	1.5	○

◎：75%～100%
○：50%～75%
△：25%～50%
×：0%～25%

3. 結論

超音波ビーコンの ID をトリガーとして情報端末内のデータを情報管理する点検支援システムを開発し、プラントの騒音環境を再現して超音波ビーコンの ID 識別傾向の確認試験を実施した。その結果、超音波ビーコン発信器から情報端末までの距離を短くすると情報端末の保持者が速足で通り抜ける場合でも ID 識別が可能であることを確認した。ID 認識確率がさらに向上可能となる手段についての検討を進めて行く。

参考文献

[1]井村裕義,タブレット端末を用いた設備診断業務の効率化,石油学会装置研究検討会,46th,52-55,2015

---

*Takahiro Shirota[1], Hidehiko Kuroda[1], Naotaka Oda[1], Takeshi Hasegawa[1], Yoshiro Ikeda[1], Takeshi Arakawa[1], Isao Ohba[1].

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

水中ロボット「ラドほたる」開発
（1）全体計画

Development of underwater robot " RADHOTAR "

(1) Overall plan

*鈴木 茂和[1]，川妻 伸二[1]，青木 英二[1]，高橋 正則[1]，渡邉 光貴[2]，中野 修三[3]，坂本 秀樹[4]
[1]福島高専，[2]タカワ精密，[3]東日本計算センター，[4]アルパイン

福島第一原子力発電所廃止措置において，原子炉格納容器内部の調査やデブリ回収を補完するための超小型水中ロボットシステム開発の全体計画について報告する．

キーワード：耐放射線性，水中ロボット，廃炉，福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業に伴う最大の課題は，高放射線環境下である格納容器（PCV）内部の現状把握である．原子炉建屋内は，水棺されており陸上ロボットでは侵入不可能な場所が存在する為、高耐放射線性の水中ロボットによる調査・作業が必要となる．現在，重工メーカーを中心にロボット開発[1]が行われているが，それらを補完するための小型水中ロボットシステムを福島県浜通りの企業と連携して開発する．

2. 研究開発体制

研究開発体制を図 1 に示す．連携企業は単にロボットの部品製作，制御ソフト作製を分担するだけではなく，概念検討や評価試験に参画することを予定しており，一部の要素技術だけでなくロボットシステムとして全体を統合できる技術の伝承・育成等が期待できる．これにより共同研究先は，自社でロボットシステムを構築出来る能力を蓄積でき，将来，廃炉や災害対応等のロボットシステムを受注して，設計製作が出来る可能性が高まると期待している．

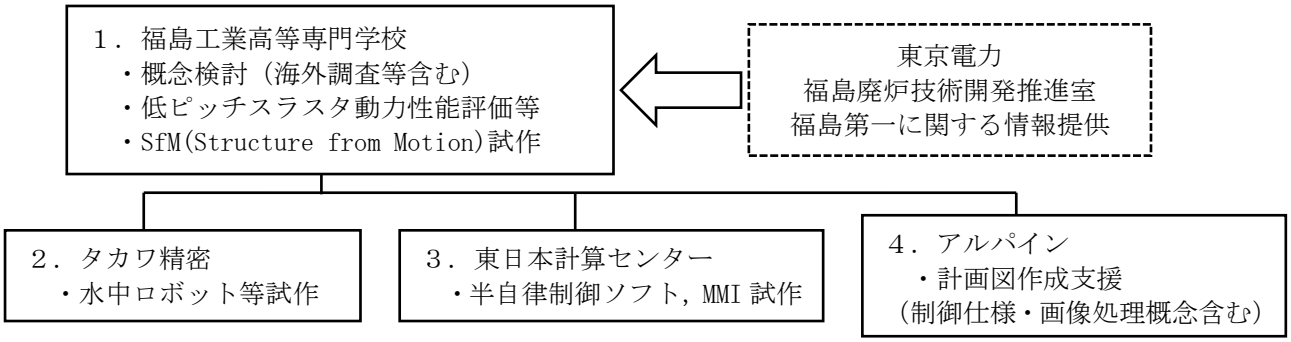


図 1 研究開発体制

3. 要求仕様

本研究において開発する小型水中ロボットの主な仕様は以下の通りである．

・直径 114 [mm]×長さ 300 [mm]，重さ 1.5 [kg]程度
・高耐放射線性（1×10^4 [Sv]，PCV 内での使用可能時間約 50 [時間]）
・画像解析による半自律制御と高操作性マンマシンインターフェース(MMI)

4. まとめ

福島県浜通りの企業が連携し，福島第一廃止措置に貢献できるロボット開発を進めている．実証試験等を通して技術を向上させていきたい．

参考文献

[1] 岡田聡，「福島第一原子力発電所向け調査ロボットの開発」，電気学会論文誌D，Vol. 137， No. 4， pp4，(2017)

*Shigekazu Suzuki[1], Shinji Kawatsuma[1], Eiji Aoki[1], Masanori Takahashi[1], Koki Watanabe[2], Shuzo Nakano[3] and Hideki Sakamoto[4]
[1]National Institute of Technology, Fukushima College, [2]Takawa Seimitsu Co. Ltd., [3]East Japan Accounting Center Co., Ltd. [4]Alpine Electronics Inc.

水中ロボット「ラドほたる」開発
（2）耐放射線性試験

Development of underwater robot “RADHOTAR”

(2) Radiation Tolerance Examination

*川妻 伸二[1]，鈴木 茂和[1]，青木 英二[1]，高橋 正則[1]，渡邉 光貴[2]，中野 修三[3]，坂本 秀樹[4]

[1]福島高専，[2]タカワ精密，[3]東日本計算センター，[4]アルパイン

水中ロボット「ラドほたる」の耐放射線性試験を行い，ロボットシステム全体として 10,000[Sv]の耐放射線性を有すること，耐放射線性向上の可能性を有することが判明したので報告する．

キーワード：耐放射線性，水中ロボット，廃炉，福島第一原子力発電所

1. 緒言

ロボットの構成部材のうち電子部品は，耐放射線性が低いことが知られている[1]． 前報で報告した水中ロボット「ラドほたる」[2]の高放射線下および中放射線下の電子部品等の耐放射線性試験結果を報告する．

2. 耐放射線性試験

2-1. 高放射線下および中放射線下の主な電子部品の試験結果

主な電子部品等をコバルト 60 線源で照射し，照射後の動作確認で異常がなく，高放射線下の電子部品等は 10,000[Sv]以上の，中放射線下の電子部品は 100[Sv]以上の耐放射線性を有することを確認した．

供試体（型番）	照射線量[Sv/h]	照射時間[h]	集積線量[Sv]	照射試験結果
モータ（DCX22S）	8,000	76	612,560	異常なし
LED（OSW4XME1C1E）	1,000	76	76,000	異常なし
CPU（Intel Core i5）	10	28	280	異常なし
DC/DC（AE_OKL-T/6-W12N-C）	10	76	760	異常なし

2-2. 三端子レギュレータの耐放射線性試験結果

現在市販されている一般的な半導体素子の放射線損傷による特性変化を見るため，併せて三端子レギュレータ（BA50ddoW）を，10[Sv/h]で 50[h]，合計 500[Sv]の耐放射線性試験を実施した．その結果，出力電圧は，31[h]で 5%，41[h]で 10%，50[h]で 100%低下し，瞬間的ではなく徐々に出力が低下していくことが確認された．

3. 結論

水中ロボット「ラドほたる」がシステムとして 10,000 [Sv] の耐放射線性を有していることが確認できた．

現在市販されている半導体素子でも，放射線影響を補償することで耐放射線性向上の可能性がある．

参考文献

[1] 川妻伸二，淺間一，“市販 CPU 棟半導体素子を使用したロボット及び無人建設重機の耐放射線性評価と放射線環境下での管理方法”，日本ロボット学会誌，Vol. 34, No. 8, pp552-557, 2016

[2] 鈴木茂和等，“水中ロボット「ラドほたる」開発 （1）全体計画”，日本原子力学会 2019 年春の年会

*Shinji KAWATSUMA[1], Shigekazu SUZUKI[1], Eiji AOKI[1], Masanori TAKAHASHI[1], Kouki WATANABE[2], Syuzou NAKANO[3] and Hideki SAKAMOTO[4]

[1]National Institute of Technology, Fukushima College, [2]Takawa Seimitsu Co. Ltd., [3]East Japan Accounting Center Co. Ltd., [4]Alpine Electronics Inc.

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

[3K05-08] Human-machine System, Advanced Information Processing

Chair:Kunihide Sasou(CRIEPI)

Fri. Mar 22, 2019 10:50 AM - 12:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[3K05] Development of 3D-LiDAR data of plant structure based on deep learning

*Yuta Tanifuji[1], Kuniaki Kawabata[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

10:50 AM - 11:05 AM

[3K06] Effectiveness of Non-Technical Skill Training on Mastery of Incident Command System

*Masaru Hikono[1], Yuko Matsui[1], Kazufumi Nagashima[2] （1. Institute of Nuclear Safety and System, Inc., 2. The Kansai Electric Power Co., Inc. ）

11:05 AM - 11:20 AM

[3K07] Experimental Study on Human Reliability for Monitoring Task

*Kazuki Otake[1], Makoto Takahahshi[1] （1. Graduate School of Engineering, Tohoku University）

11:20 AM - 11:35 AM

[3K08] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] （1. JAEA, 2. Nagaoka UT, 3. TeMS）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ディープラーニングを用いた 3D-LiDAR データに基づいた プラント構造物識別手法の開発

Development of 3D-LiDAR data of plant structure based on deep learning

*谷藤　祐太，川端　邦明

日本原子力研究開発機構

我々は、福島第一原子力発電所の原子炉建屋等の暗所でのプラント内構造物識別手法として 3D-LiDAR で取得した点群データに対してディープラーニングを適用する手法の開発を行っている。本稿では手法の基礎的な性能評価のための識別実験を行った結果について報告を行う。

キーワード：構造物識別，ディープラーニング，点群データ

1. 緒言

福島第一原子力発電所では事故対応のために遠隔操作機器が投入されており、特に原子炉建屋内部の調査等では電源喪失のために暗所での遠隔作業では光学式カメラ画像での目視による作業環境認識が難しい場合がある。このような状況下においても、安全な作業の遂行が求められることからオペレータの環境認識を支援する技術が必要である。そこで、我々は暗所でも安定して対象物形状を 3 次元点群で取得可能な 3D-LiDAR による計測データに基づいてディープラーニングを適用した構造物識別を用いた環境認識手法の開発に取り組んでいる。本稿では現在開発している手法の基礎実験の結果について報告する。

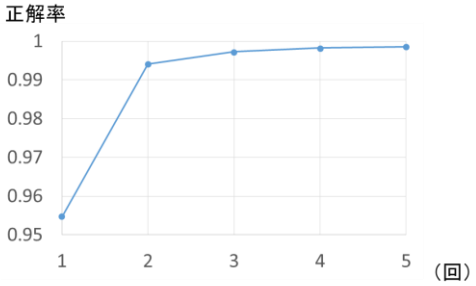


図1. 試行回数に対しての正解率の推移

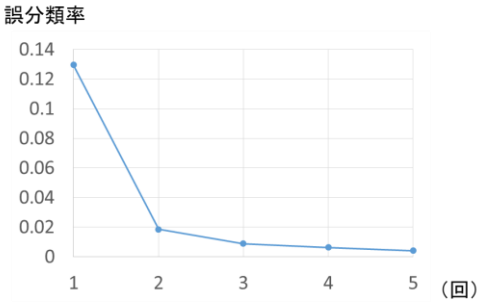


図2. 試行回数に対しての誤分類率の推移

2. 実験及びまとめ

3D-LiDAR を用いた計測により識別対象となる構造物の点群データを取得した後に点群を可視化した画面から画像データを作成し、それについてバッチ学習を行った。これは 3 次元点群データをそのまま扱うと発生する必要メモリ量の増大という課題に対して入力データを 2 次元の画像データとして扱うことで解決することを目的としている。識別対象には一般的なプラント内部に存在する階段・グレーチング・配電盤・配管の 4 種類を設定し、学習データに用いた画像の総数は 37,950 枚であった。ディープラーニングのフレームワークは TensorFlow[1]を用いた。識別器の精度検証については、ホールドアウト検証を用いた。

実験結果(図 1 及び図 2)は 1 種類 253 枚のテストデータ 4 種類分 1,012 枚に対して全体の正解率は 0.996, 誤分類率は 0.002 となり、提案手法により構造物識別が可能であることが確認できた。今回、画像データとして同一対象に対して複数視点方向からのデータを用意したため、識別器の汎化性能に寄与したと考えられる。

今後は 3D-LiDAR の計測データ中での位置検出及び識別対象の種類の増加を実現できるよう改良を進めていく予定である。

参考文献

[1] Abadi, M. et al. (2016). TensorFlow: A system for large-scale machine learning. *CoRR*, abs/1605.08695.

*Yuta Tanifuji and Kuniaki Kawabata

Japan Atomic Energy Agency

インシデントコマンドシステムの習熟に対するノンテクニカルスキル訓練の有効性

Effectiveness of Non-Technical Skill Training on Mastery of Incident Command System

*彦野 賢[1]，松井 裕子[1]，長嶋 一史[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]関西電力

ICS ガイドから抽出した災害初動時の ICS 項目と，緊急時対応訓練で観察された NTS 要素との関連を整理した。その結果、観察された NTS 要素はいずれかの ICS 項目に整理でき，ICS は何を行うかという側面（What）からのシステムであり，一方，NTS はどのようにやるかという側面(How)からのスキルと考えられる。プラント現場に即した ICS を効果的に実践する一つのツールとして，NTS 訓練は重要と考える。

キーワード：インシデントコマンドシステム，ノンテクニカルスキル，緊急時対応訓練

1. はじめに

東日本大震災後，プラントでは緊急時対応の充実が求められている。平成 28 年 3 月に閣議決定で示された「災害対策充実に向けた考え方」を踏まえ，一部の事業者では，インシデントコマンドシステム（ICS）の考え方を取り入れた指揮命令系統を導入している [1)]。一方，プラントの緊急時初期対応を担う指揮者チームに求められるノンテクニカルスキル（NTS）を向上するための訓練 [2)]（名称：たいかん訓練）の実践が報告されている。事業者が導入している ICS と，指揮者チームに求められる NTS との間には密接な関係があると思われるが，両者の関係を整理した研究報告は少ない。そこで本報告では，ICS ガイド [3)]から抽出した災害初動時の ICS 項目と，たいかん訓練で観察された NTS 要素との関連を整理するとともに，たいかん訓練の有効性を論ずることを目的とする。

2. 方法

ICS ガイドの緊急時行動計画立案過程より，プラントにおける災害初動時の ICS 行動計画 6 項目（「体制の確立」，「構内入域制限」，「要員派遣」，「戦略」，「情報伝達」，「対外通報」）を想定した。さらに，平成 28 年度および 29 年度に実施した「たいかん訓練」で観察された良好事例に対し各 ICS 行動計画項目との関連づけを行い，各 ICS 行動項目と NTS カテゴリとの関連づけを 2 名の研究員により行った。

3. 結論

指揮者チームに求められる NTS 8 分類のすべてが，いずれかの ICS 行動計画項目に関連づけられた。関連付けの一例を表 1 に示す。ICS は何を行うかというシステム的な側面（What）であり，一方，NTS 訓練は、どうすれば「スムースに」「確実に」できるかというスキルの側面(How)を扱うものと考えられる。プラント現場に即した ICS を効果的に実践するための一つのツールとして，NTS 訓練は重要と考える。

表1　ICSとNTSとの比較例

比較項目	プラントの危機対応でICSが求めること	たいかん訓練で観察されたNTS
体制確立	○要員の体制がスムースに仕分けられ，編成されたか ○事象の進展に応じ必要な増強を意識したか	②状況把握 ⑤ストレス下の関係構築 ⑥組織管理 ⑦権限委譲
戦略	○ホワイトボード等が活用され，リソースから優先順が判断され，実効的な復旧手段が検討されているか	①コミュニケーション ②状況把握 ④ストレス下の意思決定
情報伝達	○ブリーフィング時は静粛に ○組織に対し明確に指示し，確実に伝達されているか	①コミュニケーション ②状況評価 ④ストレス時の意思決定 ⑥組織管理
狙い	何をやるか、何を実現しなければならないか（WHAT:システム）	どのようにやるか（HOW:スキル）

参考文献

[1] 関西電力株式会社. 原子力災害対策充実に向けた考え方」に係る当社の取組みに関する進捗状況の報告について https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2016/1020_2j.html.
[2] 彦野賢ら(2017).ノンテクニカルスキルに着目した緊急時対応訓練の開発 -(1) 「たいかん訓練」の開発と試行, Journal of the Institute of Nuclear Safety System 24, 32-41.
[3] 公益社団法人日本医師会(2014). 緊急時総合調整システム ICS 基本ガイドブック 東京法規出版.

*Masaru Hikono[1], Yuko Matsui[1] and Kazufumi Nagashima[2]
[1]Institute of Nuclear Safety & System, Inc., [2]The Kansai Electric Power Co, Inc.

計器監視作業における人間信頼性の実験的評価

Experimental evaluation of human reliability in plant monitoring operation

*大竹 和希，高橋 信
東北大学大学院工学研究科

ヒューマンエラー低減策の一つである「ダブルチェック」について、プラントの監視作業を模擬した実験に基づき時間制約の違いよるエラー確率の比較検討を行った。更に実験で得られたエラー確率に関して人間信頼性評価手法（THERP）から得られる人的過誤確率との比較を行った。

キーワード：ヒューマンエラー、計器監視、ダブルチェック、時間制約

1. 緒言：原子力プラントにおける更なる安全性向上のためには、ヒューマンエラーに起因する事象を減少させる必要がある。人間の行動の信頼性については HRA の領域で検討が行われているが更なる検討が必要とされている。本研究では、ヒューマンエラー低減策の一つである「ダブルチェック」に着目し、時間制約下におけるダブルチェックの有効性を検証する。更に実験的に得られたヒューマンエラー確率に関して、PRA 分野で利用されている人間信頼性評価手法である THERP 手法[1]から得られる人的過誤確率との比較を行い、その整合性について検討を行った。

2. 手法：本研究における認知実験タスクとしては、プラントのオペレーターの監視作業を模擬した課題を作成した。タスク画面の一例を図 1 に示す。被験者は計器が示す状態が下部に示された条件を満たしているかチェックを行うが、異なる 3 つの条件下で課題に取り組んでもらう。条件は、充分な時間を用いてシングルチェックを行う条件（A）、充分な時間を用いてダブルチェックを行う条件（B）、制限された時間でダブルチェックを行う条件（C）の 3 つである。本実験には 15 名の東北大生が参加した（男性 13 名、女性 2 名、平均年齢 22.4 歳）。

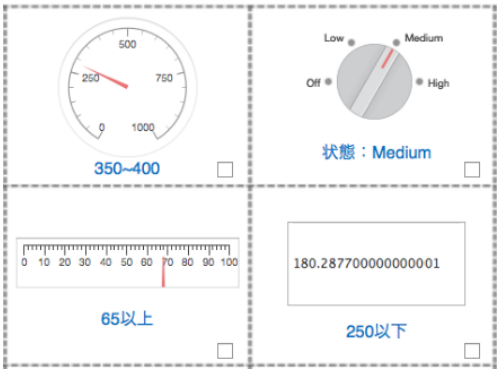


図1　チェック項目の一例

3. 結果と考察：各条件において、課題終了後のチェックの誤答率を「全体のエラー確率」として算出した結果を図 2 に示す。結果としてチェック作業の利用可能時間が少ない場合にはダブルチェックを行ってもエラー確率がシングルチェックと比べて大幅に低下することはないことが示されている。時間が充分にある場合のダブルチェックの場合のエラー率は、値に関してはシングルチェックと比べほぼ有意差はないが、個人差による分散を抑えられていることが示されている。これらの実験により得られたヒューマンエラー確率を THERP 手法[1]に基づき行動形成因子のストレスレベルやダブルチェックの従属性による補正を行った結果と比較したところ概ね整合していることが確認できた。

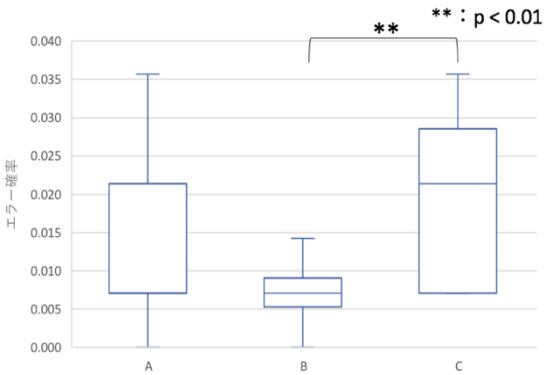


図2　各条件の全体のエラー確率の分布

参考文献：[1] D Swain, H. E. Guttmann, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”, NUREG/CR-1278, Final Report, USNRC, 1983

*Kazuki Otake and Makoto Takahashi
Graduate School of Engineering, Tohoku University

現場組織の緊急時対応力向上を目指した福島第一原子力発電所事故分析

（4）レジリエントな安全を実現した行動を生み出した背後要因の関係性に関する検討

Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident
(4) Investigation on Mutual Relationships of Causal Factors Contributed to Realization of Resilient Safety

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]長岡技大，[3]テムス研究所

本研究は，レジリエンスエンジニアリングの考え方に基づいて，福島第一原子力発電所事故（以下，「1F 事故」）対応の現場において，レジリエントな安全を実現するために発揮された能力の背後要因の関係性を検討したものである。
キーワード：レジリエンスエンジニアリング，レジリエントな安全，背後要因

1. 緒言　レジリエントな安全を実現する能力の発揮可能性を高める要因については，さまざまな検討がなされている。そのひとつである背後要因モデル[1]は，背後要因として，Attitude や，Technical Skill, Non-Technical Skill，Health，Working Environment を挙げている。これらの要因は，それぞれが独立して存在しているものではなく，相互に影響しあい，相乗効果ともいえる関係を築いていると考えられる。本稿では，1F 事故現場対応における具体的な行動事例の背後要因を分析し，それらの要因同士の関係について検討した。

2. 行動事例の分析

2-1. 事例概要：5・6 号機原子炉建屋穿孔　5・6 号機同様に定期点検中であった 4 号機の爆発原因が特定できない中，5・6 号機の圧力容器および燃料プール冷却の最終ヒートシンクが確保できない状況等を受け，建屋の穿孔工事を実施した。

2-2. 背後要因の分析　*※斜体は，レジリエントな安全を実現するための能力の発揮可能性を損なわせる要因*

Attitude：使命感（東電社員），1F への愛着（地元工務店所長）
Technical Skill：穿孔機材の操作（地元工務店所長）
Non-Technical Skill：日頃からの対人関係構築力，業務を遂行するチームワーク
Health：*飲食・睡眠等は圧倒的に不足，爆発するのではないかという恐怖*
Working Environment：穿孔機材（大手ゼネコン），建屋内の水素量，天候，*4 号機建屋の爆発*

2-3. 背後要因の関係性の検討　5・6 号機の建屋穿孔工事の実施を決め，機材の確保（Working Environment）および建屋内の水素量の確認がなされた（Working Environment）。東電社員は，自らが工事を行おうという使命感（Attitude）を持っていたが，機材の操作（Technical Skill）経験は有していなかった。しかし，この東電社員が 1F に向かおうとする時に，1F から避難してきた地元工務店所長と出会う。この地元工務店所長は，穿孔機材の操作（Technical Skill）経験を有しており，1F への愛着（Attitude）も持っていた。また，ふたりがそこで話し，一緒に工事を行おうとする背景には，両者の間に強い親密感や信頼関係，仲間意識を構築できた日頃からの対人関係構築力（Non-Technical Skill）を見ることができる。工事は 2011 年 3 月 18 日に行われたが，爆発した号機が見え（Working Environment），工事している号機の爆発に対する恐怖（Health）を感じる中で工事を遂行できたことには，チームワーク（Non-Technical Skill）の寄与が大きい。また，天候の良さ（Working Environment）もその他の要因に影響し，能力の発揮を促したと考えられる。

3. 結論

レジリエントな安全を実現する能力の背後要因は，それぞれが独立して能力発揮可能性を高めているのではなく，要因同士の影響関係を具体的に確認できた。また，能力の発揮可能性を損なわせる要因があっても，他の要因がカバーし，能力の発揮がなされる場合もあることも明らかになった。すなわち，レジリエントな安全を実現する能力の発揮可能性を高めるには，要因の関係性について分析・検討をさらに進め，それらを整理することで，レジリエントな安全を実現する能力発揮を促す背後要因全体に影響を与えうる施策が設計できる可能性がある。今後は，レジリエントな安全の実現につながる背後要因モデル以外の要因にも注目しながら，具体的に行うべき施策の設計について検討する。

参考文献

[1] 吉澤厚文他，“人材育成の観点から見た福島第一原子力発電所の過酷事故対応の教訓”，日本機械学会論文集，Vol. 83, No. 856，2017
[2] 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”，丸善出版，pp. 25-26，2014
[3] 吉澤厚文他，“福島第一原子力発電所事故をふまえた組織レジリエンスの向上（Ⅰ）”，日本機械学会 2014 年度年次大会，G2010102，2014

* Kyoko Oba [1], Atsufumi Yoshizawa [2] and Masaharu Kitamura [3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Nagaoka University of Technology, [3] Research Institute for Technology Management Strategy

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

[3L01-04] Fast Reactor

Chair:Kennichi Matsuba(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 9:30 AM - 10:35 AM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L01] Study on validation of initiating phase analysis code for core disruptive accident in an SFR

*Shinya Ishida[1], Kenichi Kawada[1], Yoshitaka Fukano[1] (1. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Solidification behavior of molten materials falling into coolant

*Kota Kawasaki[1], shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Kazuya Koyama[2] (1. University of Tsukuba, 2. Mitsubishi FBR Systems)

9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Three-Dimensional Particle-Based Simulation of Heat Transfer Behavior from Molten Mixture Pool to Structural Wall

*Kanji Funakoshi[1], Masatsugu Kato[1], Xiaoxing Liu[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3L04] Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR

*Munemichi Kawaguchi[1], Ikuo Yamamoto[1], Hiroshi Seino[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の起因過程評価コードの妥当性確認に関する研究

Study on validation of initiating phase analysis code for core disruptive accident in an SFR

*石田 真也[1]，川田 賢一[1]，深野 義隆[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故（CDA）の起因過程を評価する安全解析コード SAS4A に対して PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）手法を適用し、現象の階層分解や事象進展フロー図を用いて CDA に係る物理現象を詳細に検討した。さらに、各物理現象と SAS4A コードとの対比や試験解析を行う等、本研究によって、当該コードの信頼性を大きく向上させることが出来た。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、炉心損傷事故、起因過程、SAS4A コード

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉（SFR）は炉心が最大反応度体系で無いことから、SFR の安全研究の分野では炉心損傷事故（CDA）が評価上重要な課題として、その評価手法の研究開発が進められて来た。SAS4A コードは CDA の初期段階である起因過程を評価するための安全解析コードであるが、SFR の安全評価の信頼性を確保するためには、過渡時の事象評価に関する SAS4A コードの客観的な妥当性確認の十分性を示すことが必要である。

2. 妥当性確認

本研究では、PIRT 手法を用いた SAS4A コードの妥当性確認として、まず代表事象の選定と評価指標（FOM）の選定を行った。代表事象としては SFR の特徴や各事象の特徴を鑑み、炉心損傷頻度と炉容器バウンダリへの影響の観点から一次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象を代表事象とした。FOM には炉心のエネルギー状態を表すことのできる燃料平均温度を用いることとした。妥当性確認の十分性を示すためには、妥当性確認の対象となる物理現象を検討する段階で不足なく物理現象を抽出しておく必要がある。そのため、現象の階層分解（図 1）を行うとともに、時系列的に整理したフロー図や事象進展の検討を行うことで、物理現象を網羅的に抽出した。抽出した物理現象に対して FOM に対する重要度に応じたランク付けを行うとともに、各物理現象と SAS4A コードのモデルとの対応を確認し、検証マトリクスを作成した。最後に検証マトリクスに応じた試験解析を実施し、SAS4A コードの妥当性を確認した。

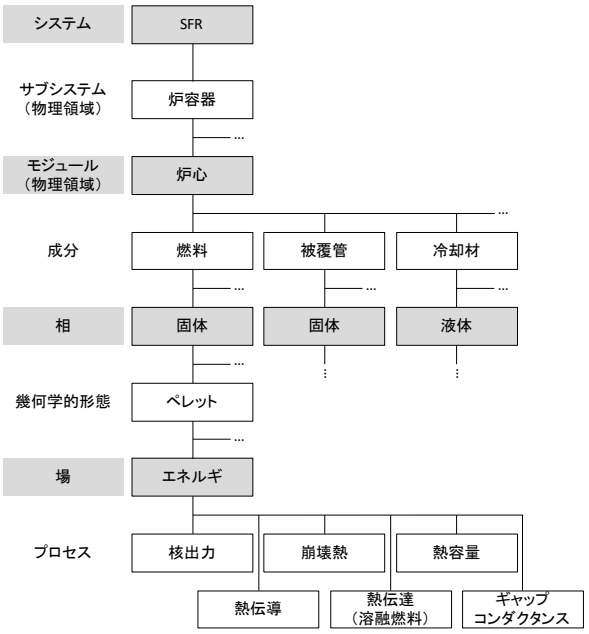


図 1　階層分析の例

3. 結論

SAS4A コードの妥当性確認に PIRT 手法を適用することで、客観的な妥当性確認の十分性を示すことが可能となり、本研究によって、当該コードの信頼性を大きく向上させることが出来た。

謝辞　本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の高橋一彦氏に感謝いたします。

*Shinya Ishida[1], Kenichi Kawada[1] and Yoshitaka Fukano[1]
[1]JAEA

冷却材中の落下溶融液滴の固化挙動

Solidification behavior of molten materials falling into coolant

*川崎 皓太[1]，齋藤 慎平[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]，小山 和也[2]

[1]筑波大学，[2]三菱 FBR システムズ

溶融ジェットブレイクアップの素過程として単一の溶融液滴の固化挙動に着目し，低融点合金を冷却材中へ落下させる実験を行った．冷却材中で変形する溶融液滴の変形および固化挙動を高速度撮影し，変形過程について定量化を試みた．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心溶融事故，固化，溶融液滴，低融点合金

1. 緒言

高速増殖炉の炉心損傷事象において，冷却材中に流出した高温の溶融燃料を原子炉容器内で安定に冷却・保持するために，溶融ジェットの微粒化挙動をよく理解する必要がある．本研究では，現象素過程として単一溶融液滴に着目し，プール水へ滴下された単一溶融液滴がどのように冷却・固化されるかの解明を目的とする．試料として複数の溶融材料を用いて，滴下高さや初期温度などをパラメータとして，プール水に滴下される単一溶融液滴の固化・流動挙動を調べる．さらに，得られた動画や初期条件から物理量を整理し，固化・流動挙動との関連を調べる．

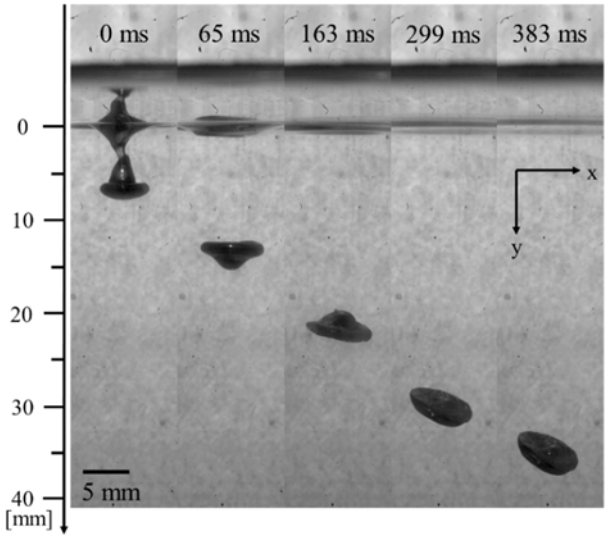


Fig. 1 U-アロイ 58 の固化挙動

2. 実験手法

三脚スタンドに取り付けたステージに試料を充填したプラスチックシリンジを固定し，その下部に置いた 100×100×100 mm のアクリル製水槽へ試料を滴下した様子を，バックライト法を用いて高速度カメラで撮影した．ステージは上下に動かすことができ，滴下高さを変更した実験も行った．試料は湯煎により溶融した U-アロイ 58 および 16 を用いた．冷却材として水を用いた．

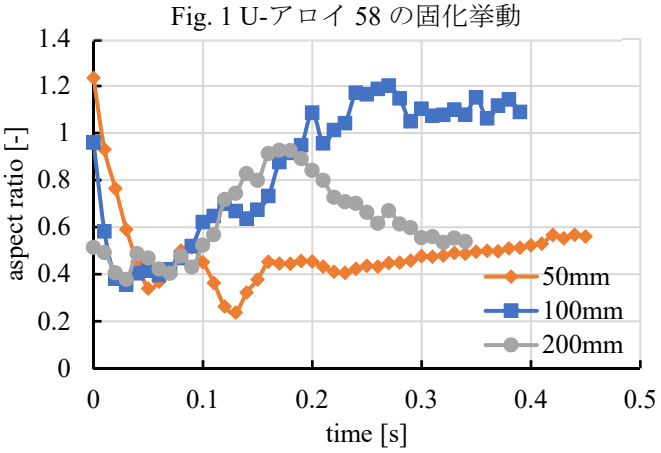


Fig. 2 各滴下高さにおけるアスペクト比の時間変化

3. 結果

滴下高さ 50 mm，初期温度 66 ℃，冷却材温度 15 ℃での U-アロイ 58 の固化挙動を撮影した結果を Fig.1 に示す．入水直後は変形をしながら下降していくが，ある時間から変形をほぼ起こさなくなる様子が確認された．変形の様子を評価するため，液滴のアスペクト比を撮影画像から算出し，その時間変化をグラフに示した(Fig.2)．滴下高さを変えた実験，U-アロイ 16 を用いた実験で得られた映像と比較し，その挙動変化と物理量の関係について議論した．

参考文献

[1] Iwasawa, Y., et al., 2015, *Transactions of the JSME*, Vol. 81, pp. 1-15. (in Japanese)

*Kota Kawasaki[1], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Kazuya Koyama[2]

[1]University of Tsukuba, [2]Mitsubishi FBR Systems, Inc.

溶融混合プールから構造壁への熱伝達挙動に関する３次元粒子法シミュレーション

Three-Dimensional Particle-Based Simulation of Heat Transfer Behavior from Molten Mixture Pool to Structural Wall

*船越 寛司[1]，加藤 正嗣[1]，劉 暁星[1]，劉 維[1]，守田 幸路[1]，神山 健司[2]
[1]九州大学，[2]JAEA

高速炉の炉心損傷事故における再臨界回避方策として内部ダクト付き燃料集合体（FAIDUS）が提案されている。本研究では、FAIDUS の早期燃料排出機能を実証するため、３次元粒子法シミュレーションにより、燃料ピン束の崩壊による溶融燃料／スティールの混合プール形成挙動および溶融プールからダクト構造壁への熱伝達に関する一連の多成分多相流の熱流動現象について解析的検討を行った。

キーワード：炉心損傷事故，内部ダクト付き燃料集合体，粒子法シミュレーション，溶融混合プール

1. 緒言　FAIDUS からの溶融燃料の排出を実証するための炉内試験 EAGLE ID1 では、早期のダクト壁破損の要因となった溶融プールからの熱伝達機構について解析的検討が行われている[1, 2]。著者らはこれまでに、ID1 試験を対象とした２次元粒子法シミュレーション[2]を実施するとともに、溶融プールからダクト構造壁への熱伝達を支配する溶融燃料とスティールの混合・分離挙動解析には、３次元シミュレーションが適切であることを示している[3]。

2. 計算手法　本研究では、燃料ピン束の崩壊による溶融燃料／スティールの混合プール形成挙動および溶融プールからダクト構造壁への熱伝達に関わる一連の多成分多相流の熱流動現象について、３次元粒子法シミュレーションによる解析的検討を行った。非圧縮性流体の保存式の離散化には、粒子の不規則な配置に起因する誤差を仮想粒子によって低減する手法を用いた有限体積粒子（FVP）法[4]を用い、３列の燃料ピン束、ダクト壁及びナトリウム流路からなる矩形体系を解析対象とした。

3. 計算結果　右図に、溶融混合プールからの熱伝達によってダクト壁が破損すると判定する時点（燃料ピン加熱開始後 3.86 秒）でのダクト壁近傍の燃料・スティールの体積率及び溶融プールからダクト壁への熱流束の軸方向分布を示す。10 MW/m^2 を超える大きな熱流束が局所的に発生し、特にプール上部（プール下端から 120 mm 付近）では、熱伝導率の大きい液体スティールによる高熱流束の発生が認められる。これは、試験後解析[1]の結果と同様の挙動と考えられる。

今後、ID1 試験と等価の体系で３次元解析を行い、ダクト壁破損に関わる熱伝達機構について検討を進める。

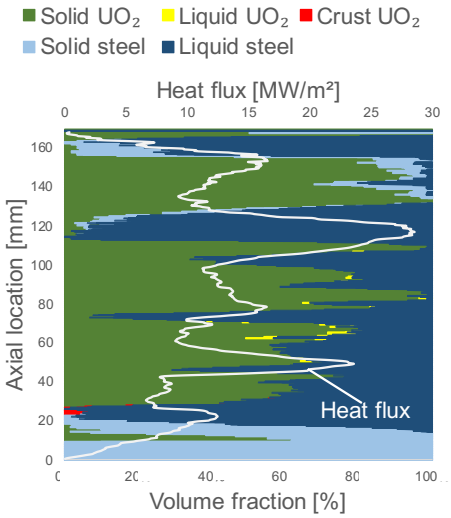


図　ダクト壁近傍の燃料・スティール体積率及び溶融プールからダクト壁への熱流束の軸方向分布（3.86 s）

参考文献　[1] 豊岡ら，本会和文論文誌, 12(1), 50 (2013) [2] K. Morita et al., NUTHOS-12, 954 (2018) [3] M. Kato et al., NTHAS11, N11P0033 (2018) [4] X. Liu et al., Comput. Phys. Commun., 230, 59 (2018)

*Kanji Funakoshi[1], Masatsugu Kato[1], Xiaoxing Liu[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] and Kenji Kamiyama[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

高速炉格納容器内事象解析コード CONTAIN-LMR の開発
ナトリウム-コンクリート反応解析モデルの検証

Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR
Validation Study of Sodium-concrete Reaction Model

*河口 宗道[1]，山本 郁夫[1]，清野 裕[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時における格納容器内の事象進展挙動を解析する計算コード CONTAIN-LMR を開発してきた。同コードのナトリウム-コンクリート反応解析モデル（SLAM）について、開発状況及び検証例を報告する。

キーワード：高速炉，シビアアクシデント評価，格納容器，ナトリウム-コンクリート反応，CONTAIN-LMR

1. 緒言　格納容器内事象解析コード CONTAIN-LMR には、ナトリウム（Na）冷却高速炉のシビアアクシデント時に想定される様々な格納容器内事象の解析モデルが組み込まれている。本報では、事故時に生じ得る事象の中でも重要となる Na-コンクリート反応現象を対象として、同反応の試験解析を通じた CONTAIN-LMR の当該解析モデル（SLAM）の妥当性確認結果について述べる。

2. 解析モデル　SLAM[1]は一次元の解析モデルであり、Na またはその化合物とコンクリート成分との化学反応に伴い、反応領域（コンクリートの侵食面）が深さ方向に進展していく状況や水素発生等を計算する。この際、各種化学反応にはアレニウス型の反応速度を、コンクリート中の水分移動にはダルシー則（駆動力は圧力差）を考慮している。また、主に玄武岩・硬質砂岩系コンクリート（主成分：二酸化ケイ素）や石灰岩系コンクリート（主成分：炭酸カルシウム）の計算が可能である。

3. 実験解析　SLAM の妥当性確認のため、硬質砂岩系コンクリート（0.2mφ×①0.3mH、②0.6mH、③0.9mH）を使用した JAEA 試験[2-3]及び玄武岩系コンクリート（0.9m□×0.6mH）を使用した HEDL 試験[4]を対象にした検証解析を行った。JAEA 試験についてコンクリート侵食量及び水素発生量を比較した結果を図 1 に示す。同図より、最初は Na 温度が低いために反応が起こらないこと、同温度が約 530℃を超えると激しく反応すること、時間の経過と共に反応が緩やかになるといった全体的な挙動を再現できていることがわかる。また、主要物理量であるコンクリート侵食量及び水素発生量の定量値についても概ね再現できている。さらに、HEDL 試験についても同様の結果を得ることができた。

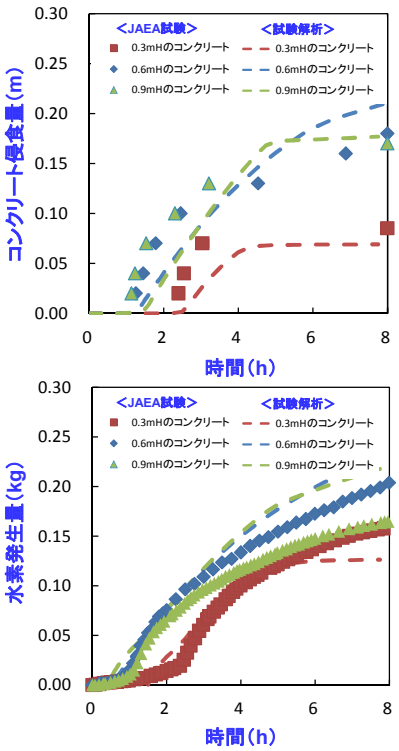


図 1. JAEA 試験[2-3]の試験解析

4. 結言　JAEA で開発・整備してきた CONTAIN-LMR の Na-コンクリート反応解析モデルについて、シリカ系コンクリートを対象にした試験解析を行った結果、コンクリート侵食量及び水素発生量を概ね再現できることが分かり、その妥当性を確認することができた。

参考文献 [1] A. J. Suo-Anttila, SAND83-7114 (1983)、 [2] 畝本敏行他, PNC TJ270 82-02 (1982)、 [3] M. Kawaguchi et al., JNST 53(12) 2098-2107 (2016)、 [4] M. W. McCormick et al., HEDL-TME-80-57 (1981)

*Munemichi Kawaguchi[1], Ikuo Yamamoto[1] and Hiroshi Seino[1] ／ [1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3L05-07] Severe Accident

Chair:Shunichiro Nishioka(IRID/JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 10:35 AM - 11:25 AM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L05] Fundamental Study on the solidification morphology and segregation of Gd and Fe in simulated molten corium

*Ayako Sudo[1], Igor Poznyak[2], Takumi Sato[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. JAEA, 2. Research Centre Rez)

10:35 AM - 10:50 AM

[3L06] Chemical equilibrium analysis for the enhancement of gaseous Iodine generation under the Boron-containing steam

*Hiroyuki Shiotsu[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Ohsaka[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] Development of Ru chemistry database under severe accident conditions of nuclear facilities

*Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Faoulat Miradji[1], Jiazhan Liu[1], Naoki Horiguchi[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

©Atomic Energy Society of Japan

模擬溶融コリウム中のガドリニウムおよび鉄の凝固時偏析に係る基礎検討

Fundamental study on the solidification morphology and segregation of Gd and Fe in simulated molten corium

*須藤　彩子[1]，イゴール　ポズニャック[2]，佐藤　拓未[1]，永江　勇二[1]，倉田　正輝[1]
[1]原子力機構，[2]レジュ研究センター

溶融燃料凝固過程の解析モデル妥当性評価のため、U-Zr-Gd-Fe-O 系模擬溶融コリウムの凝固試験を実施した。固化後の試料の分析を行うことによって燃料デブリ中の Fe および Gd の偏析傾向を評価した。

キーワード：コリウム，圧力容器下部ヘッド，コールドクルーシブル誘導加熱，凝固時偏析

1. 緒言　過酷事故時に圧力容器内で形成される溶融燃料(コリウム)は、表面が固化した後も内部では対流や崩壊熱等の影響を受けつつ長時間かけて凝固し、成分や相の偏析が起こることが予測される。特に、溶融コリウム中に含まれる Gd、Fe の偏析傾向の把握は再臨界の観点から非常に重要である。本研究では溶融燃料凝固過程の解析モデル妥当性評価のため、模擬溶融コリウムの凝固試験を行い、Gd および Fe の偏析傾向を評価した。

2. 実験　炉心溶融物の構成材料として、UO_2、ZrO_2、Gd_2O_3、FeO の粉末試薬を用いた。No.1 ではさらに小片の金属モリブデンを加え、No.2 では模擬 FP 酸化物(MoO_3、NdO_3、SrO_2、RuO_2)の粉末試薬を加えた。(重量～900g) それぞれの組成を表 1 に示す。模擬コリウム試料は最大出力 60kW のコールドクルーシブル誘導加熱炉を用い、金属 Zr (5g)を誘導体とし空気中で加熱した。溶融プール出現後、試料表面温度は約 2400℃まで達し、その後試料ステージを徐々に発熱源より下降させることにより徐冷した。固化後、試料インゴットの SEM/EDX での元素分析を行い試料内部の生成相および組織の調査を行った。

3. 結果・考察　No.1 では試験中、Mo 蒸発時に溶融物がるつぼから飛び散ったため、固化後は 266.3g、高さ 2.8cm のインゴットとして得られた。試料上部から下部にかけサンプリングを行い、それぞれ点分析を行ったところ、平均組成は $U_{0.59}Zr_{0.37}Gd_{0.03}Fe_{0.01}O_2$ であった。Mo は試料中には検出されなかった。No.2 では固化後、757.8g、高さ 3.2cm のインゴットとして得られ、試料の平均組成は $U_{0.67}Zr_{0.3}Gd_{0.02}Fe_{0.01}O_2$ であった。Mo、Nd、Sr は試料中には検出されず、Ru は金属として析出した。

インゴット高さ方向による Fe 濃度の変化を図 1 に示す。Fe 濃度は No.1 では、最終凝固位置に近いと予測される試料中心部(1.5cm)で最大となり(0.8wt%)、上部クラスト部分(2.5cm)で最小となった。一方、No.2 では試料上部(3.0cm)で最大となった。No.2 は No.1 に比べ溶融物の量が多く、最終凝固位置が 2.0cm~2.5cm 付近である考えられ、上部がより最終凝固位置に近かったためと考えられる。JAEA 内で行っている凝固解析モデルでは燃料デブリ中の Fe は最終凝固位置上部で濃化することが予測されており[1]、今回の実験結果とおおよそ一致している。

表 1　出発材料組成(wt%)

	UO_2	ZrO_2	Gd_2O_3	FeO	Mo(metal)	Sim-FPs
No.1	68.4	28.6	2	0.7	0.3	-
No.2	67.1	28	2	0.6	2.3	2

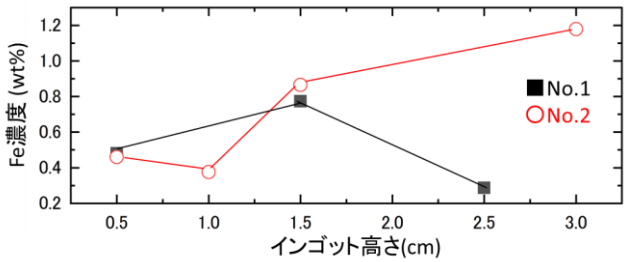


図 1 高さ方向による Fe 濃度の変化(wt%)

参考文献

[1] 佐藤他，シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（1）（その 7）凝固モデル整備，日本原子力学会 2018 年秋の大会 1H07 (2018).

*Ayako Sudo[1], Igor Poznyak[2], Takumi Sato[1], Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Rez Research Center.

ホウ素含有水蒸気条件での非凝縮性ヨウ素の生成促進現象に対する化学平衡論解析

Chemical equilibrium analysis for the enhancement of gaseous Iodine generation under the Boron-containing steam

*塩津 弘之，三輪　周平，逢坂　正彦，杉山　智之，丸山　結

原子力機構

ホウ素含有水蒸気下での非凝縮性ヨウ素の生成促進現象を明らかにするために、原子力機構の FP 放出移行挙動再現実験装置 TeRRa を用いた高温化学反応実験の化学平衡論解析を実施した。その結果、高温領域での $CsBO_2$ 生成に伴う反応により非凝縮性ヨウ素の生成が促進された可能性があることが分かった。

キーワード：ホウ素，セシウム，ヨウ素，移行，シビアアクシデント

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時のソースターム（ST）評価において、核分裂生成物（FP）の化学形を理解することは重要である。特にヨウ素（I）は、原子炉内で主に CsI 等の凝縮性 I になると推定される一方で、BWR 制御材等に由来するホウ素（B）存在下では非凝縮性 I の割合が増加することが懸念されている。しかしながら、この生成促進に係る反応機構は十分に理解されておらず、ST 評価への十分な適応が行われていない。そこで本研究では、Cs-I-B 相互作用に着目した個別効果実験 TeRRa を対象に、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[1]による解析を実施し、非凝縮性 I の生成促進に対する反応機構を推定した。なお TeRRa 実験は、水蒸気雰囲気で Cs-I-B 試料粉末を加熱炉で蒸発させ、温度勾配管（TGT）及び最下流の捕集領域（フィルター/溶液トラップ）で試料を捕集し、その化学形を分離・定量した実験である [2]。

2. 解析手法

本解析では、試験装置の温度履歴、試料の蒸発速度、キャリアガス流量、の実験値及び推定した流速を境界条件に使用した。また、実験と同様に、CsI のみ、$CsI+B_2O_3$ を試料として用いた 2 ケースの解析を実施した。

3. 結果・考察

CsI のみを用いた実験の解析では、実験と同様に、約 800 K の TGT 位置での I 沈着ピークと捕集領域へ到達する全ての I がエアロゾル状であることが示された。また、$CsI+B_2O_3$ ケースの解析結果は、CsI のみのケースに比べ捕集領域に到達する非凝縮性 I が増加することを示しており、実験との定性的な一致を得た。$CsI+B_2O_3$ ケースでの装置内を移行するガス状化学形の変化に関する解析結果（図 1）に着目すると、≧1000 K の高温部で非凝縮性の HI や I が増加していることが明らかとなった。さらに、非凝縮性 I と等量の $CsBO_2$ が生成していることから、B 存在下での非凝縮性 I の増加は≧1000 K の高温部の気相反応による $CsBO_2$ 生成に伴う反応に起因すると推定された。

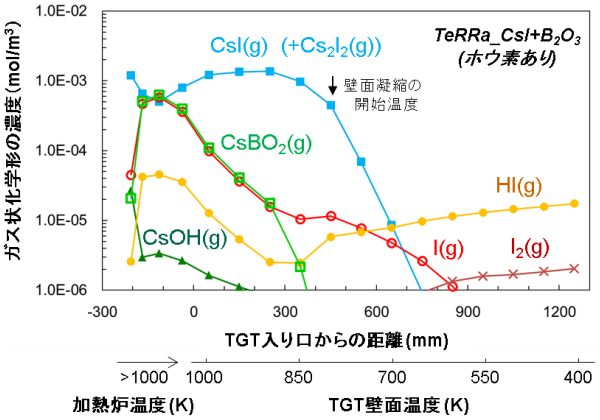


図 1 TeRRa 装置内を移行するガス状化学種

参考文献

[1] N. E. Bixler, NUREG/CR-6131,1998　　[2] 三輪、塩津、他、日本原子力学会 2018 秋の大会予稿集 2P21

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, Shuhei Miwa, Masahiko Osaka, Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama

Japan Atomic Energy Agency

原子力施設の重大事故時における Ru 化学挙動のデータベース構築

Development of Ru chemistry database under severe accident conditions of nuclear facilities

*宮原 直哉[1]，三輪 周平[1]，ミラジ ファウラ[1]，劉 家占[1]，堀口 直樹[1]，逢坂 正彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力施設の重大事故におけるソースターム評価の高度化に資するため、気相中の Ru-N-O-H 系化学反応速度定数のデータベースを構築し、試解析により Ru 化学形態評価に適用可能であることを確認した。

キーワード：原子力施設、重大事故，化学，データベース，ルテニウム

1. 緒言

軽水炉や再処理施設等の原子力施設の重大事故時に放出される Ru は化学形態ごとに揮発性等の性質が異なるため、ソースターム評価においては、その化学形態を正確に取り扱う必要がある。Ru 化学形態は、雰囲気中の HNO_3 や NO_x 等の N-O-H 系化学種に大きく影響される[1]。また、化学平衡到達までに長時間を要する中～低温領域（< 1000 K）においては、化学反応速度を考慮した Ru 化学形態の評価が必要である。従って、重大事故時に放出される Ru 化学形態を正確に評価するためには、Ru-N-O-H 系化学反応速度定数のデータベースが必要である。そこで本研究では、気相中の化学反応に着目した Ru-N-O-H 系化学反応速度定数のデータベースを構築し、試解析により、その適用性を確認した。

2. 化学反応速度定数データ整備及び試解析

主要な Ru-N-O-H 系化学種を含む化学反応を対象とし、文献値、または文献値が存在しないものについては第一原理計算を用いた遷移状態解析[2]に基づき、化学反応速度定数のデータを整備した。構築したデータベースを用いた試解析として、一様な空間内（10^5 Pa）における Ru 化学形態を、温度をパラメータとして解析した。初期組成として、空気と水蒸気の混合雰囲気中に少量の RuO_2 が存在するものとした（Air : H_2O : RuO_2 = 0.5 : 0.5 : 10^{-8}）。一例として、1000 K での Ru 化学形態を図 1 に示す。化学反応により RuO_2 の化学形態が徐々に RuO_3 及び RuO_4 に変化し、一定値（化学平衡）に近づく結果が得られた。また、考慮すべき化学反応に抜けがないことを確認するため、各温度における化学平衡到達後の組成を化学平衡計算結果と比較した結果、両者はほぼ一致した（図 2）。以上より、構築したデータベースは Ru-N-O-H 系化学反応速度を考慮した Ru 化学形態評価に適用可能であることが分かった。

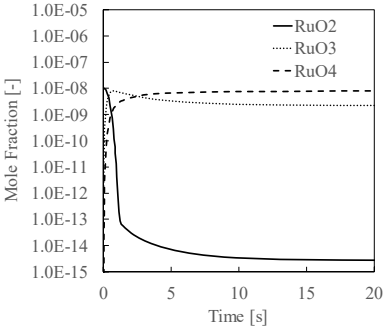


図１　一様空間内におけるRu化学形態（1000 K）

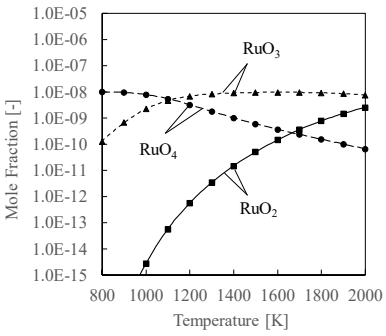


図２　化学平衡到達後のRu化学形態
（プロット：化学反応速度考慮、線：化学平衡計算）

3. 結論

原子力施設の重大事故におけるソースターム評価の高度化に資するため、気相中の Ru-N-O-H 系化学反応速度定数のデータベースを構築した。試解析により、構築したデータベースが化学反応速度を考慮した Ru 化学形態評価に適用可能であることを確認した。今後は実験結果等を用いてデータベースに含まれるデータを検証・改良すると共に、固体状 RuO_2 と HNO_3、NO_x との反応等の気相－固相反応を追加する。

[1] I. Kajan, et. al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 311, 2097 (2017).　[2] N. Miyahara, et. al., J. Nucl. Sci. Technol., 56, 228 (2019).

*Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Faoulat Miradji[1], Jiazhan Liu[1], Naoki Horiguchi[1] and Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3L08-09] ATWS

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 11:25 AM - 12:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L08] ATWS analyses with reactor simulator based on RELAP/SCDAPSIM code.

*Ryo Kikuchi[1], Takanori Kameyama[1] (1. tokai Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3L09] Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D

*Chihiro Yanagi[1] (1. INSS)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

RELAP/SCDAPSIM を搭載した原子炉シミュレータによる 原子炉停止機能喪失後のプラント挙動の解析 -MVP-BURN コードによる詳細な核特性の適用-

ATWS analyses with reactor simulator based on RELAP/SCDAPSIM code.
- Application to precise nuclear properties computed with MVP-BURN code -

*菊池 遼[1], 亀山 高範[1]
[1]東海大学

原子炉停止機能喪失(ATWS)後のプラント挙動の解析では事故時の核特性が重要である。必要な反応度係数を連続エネルギーモンテカルロ法中性子輸送計算コード MVP により求め、機構論的なプラント解析コード RELAP/SCDAPSIM に適用した。

キーワード：RELAP/SCDAPSIM、PWR、ATWS、MVP3.0、ドップラー反応度係数

1. 背景・目的

MVP3[1]には新たに厳密共鳴弾性散乱モデル(全エネルギーの熱運動を考慮した近似の無いモデル)が追加され、より精密なドップラー反応度係数を導出可能になった。本研究では、東海大学の原子炉シミュレータ SARS[2]に精密なドップラー反応度係数を適用し、ATWS 後の PWR プラントの挙動解析を行う。

2. 解析方法

PWR 炉心の反応度係数(減速材密度/ドップラー係数)を表 1 の条件と MVP で導出する(核種組成は MVP-BURN[3])。各反応度係数を燃焼度毎(0.0、16.0、32.0、48.0 [MWd/kgU])に導出し、それらの平均をサイクル初期/末期(BOC/EOC の平衡炉心)の反応度係数として SARS に適用する。SARS を用いて国内の PWR4 ループプラントを対象とした ATWS 後のプラント挙動の解析を表 2 の条件で行う。本解析では、BOC と EOC の反応度係数、燃焼度、出力分布を考慮する。

表 1　BOC での反応度係数の解析条件

解析コード	燃焼計算:MVP-BURN 中性子輸送計算:MVP3.0
核データライブラリ	JENDL-4.0u1/TZ[4]版
^{235}U 濃縮度[wt.%]	4.8(Gd 含まず)
平均燃焼度[MWd/kgU]	16.0(0、16、32 を使用)
ホウ素濃度[ppm]	2000

表 2　BOC でのプラント挙動の解析条件

解析コード	RELAP/SCDAPSIM mod3.5
起因事象 (0.0 秒に発生)	主給水流量喪失 スクラム失敗
炉心出力	100[%](3411MWt)
蒸気発生器保有水量	55000[kg/基]
ATWS 緩和設備 の作動信号:◇	蒸気発生器狭域水位 が 7%以下で発信
主蒸気ライン隔離	◇から 17 秒後に作動
補助給水ポンプ	◇から 60 秒後に作動 22[kg/(s・基)]

3. 解析結果

表 3 より BOC でのドップラー係数は従来の MVP による漸近モデルで-2.83pcm/K、厳密共鳴モデルで-2.99pcm/K となり、厳密共鳴モデルを使用した場合、負側に 5.98%大きい値となった。これらを ATWS 後のプラント挙動の解析に適用した結果、一次冷却材最大圧力は漸近モデルで 18.69MPa、厳密共鳴モデルで 18.91MPa となり、厳密共鳴モデルでは、0.22MPa 高い値となった(燃料温度の低下によりドップラー反応度が正に増加し、出力の低下が遅れる)。

表 3　BOC での精密なドップラー係数の影響

項目	ドップラー 係数[pcm/K]	一次冷却材 最大圧力[MPa]
漸近:a	-2.83	18.69
厳密共鳴:b	-2.99	18.91
a/b-1	5.98%	1.16%

BOC の ATWS 後のプラント挙動の解析結果を図 1 に示す。図 1 より ATWS 緩和設備(主蒸気隔離弁閉 t=48 秒及び一次冷却材温度上昇)による負の減速材反応度により原子炉出力は低下する①。その後、補助給水(t=94 秒)による正の減速材反応度により、原子炉出力は微上昇②し、7.2%で安定する。主蒸気隔離弁閉①や蒸気発生器の水位低下により一次冷却材圧力は上昇する③が、加圧器逃がし弁や安全弁により抑制される④。その後、補助給水により一次冷却材圧力は低下し⑤、13.7MPa に収束する。ATWS 後の最大圧力は 18.91MPa となり、制限値の 20.6MPa(最大使用圧力の 1.2 倍)まで 1.69MPa の余裕がある(EOC でも 17.75MPa となり制限値を下回る)。以上の結果から原子炉の安全は ATWS 後も確保されると判断できる。

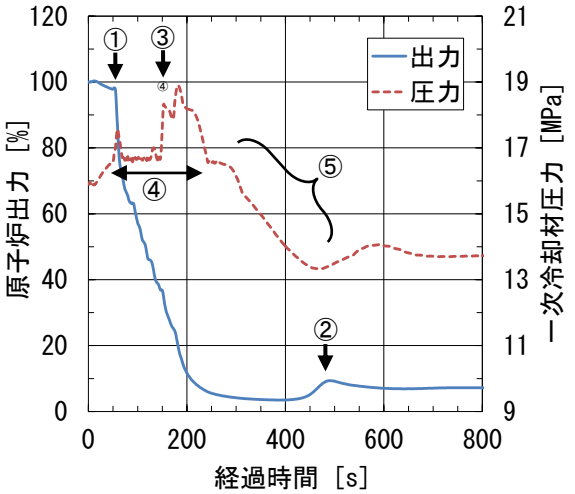


図 1　厳密共鳴を用いた出力と圧力の推移(BOC).

参考文献
[1] JAEA-Data/Code 2016-018 (2017). [3] J. Nucl. Sci. Technol., 37, 128 (2000). [4] J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).
[2] 日本原子力学会 2016 春の年会 1I17/1I18 、2017 春の年会 2M01/2M02、2018 春の年会 2K14.

*KIKUCHI Ryo[1] and KAMEYAMA Takanori[1]
[1]Tokai Univ.

分類:402-1

RELAP5-3D を用いた ATWS 事象解析

Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D

*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, ATWS 事象を RELAP5 (Mod. 3.2)を用い, ATWS 緩和措置の効果を調べる目的で解析を実施[1]してきた．また，RELAP5-3D コード[2]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[3]．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.

2. 解析モデルと解析条件等

炉心動特性モデルが 1P モデルの場合のノード図を図 1 に示す．本解析では 3 ループ PWR を対象とした．3D モデルの場合は過去実施した解析モデル[4]を使用した．解析ケースはレファレンスとして ATWS ではないケースを含め 5 ケース実施したが，本報では 1 ケースのみ記述する．主な解析条件を表 1 に示す．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た.

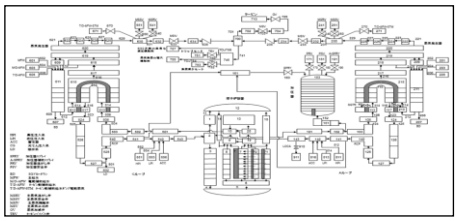


図 1　ノード図(掲載は 2 ループ分のみ)

表 1　主要過渡解析条件

原子炉停止機能	喪失(ATWS)
プラント状態	定格
用いる炉心	実炉心と同等
蒸気発生器狭域水位低設定点	7%
主蒸気逃がし弁	作動
主蒸気安全弁	作動
加圧器逃がし弁	作動
加圧器安全弁	作動
加圧器スプレイ	不作動
加圧器ヒータ	不作動
外部電源	あり
補助給水作動遅れ	ATWS 緩和措置作動設定点+60s

3. 解析結果と考察

表 2 に事象のクロノロジーと原子炉最高圧力評価結果を示す．図 2 に原子炉圧力最高値の時間推移を示す.

表 2　事象のクロノロジーと原子炉最高圧力評価結果

使用した炉心モデル	3D	1P
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	33 秒	33 秒
原子炉トリップ信号発信	ブロック	
主蒸気隔離弁　閉止 ＝ATWS 緩和設備作動時刻＋17 秒	50 秒	50 秒
補助給水ポンプ起動 ＝ATWS 緩和設備作動時刻+60 秒	93 秒	93 秒
原子炉最高圧力とその時刻	18.0MPaG @112 秒	18.0MPaG @114 秒

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，また，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.

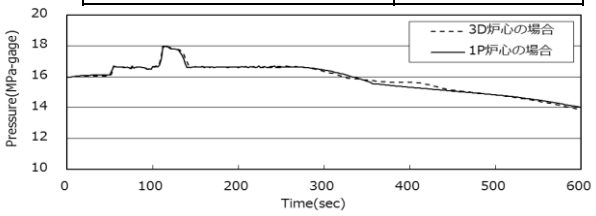


図 2　原子炉圧力最高値の時間推移

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，ともに原子炉冷却圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は制限値(20.59MPaG)を下回り炉心健全性を維持できることを解析的に確認した.

参考文献

[1] 柳千裕ほか，INSS JOURNAL，Vol.23，(2016), 130-134.
[2] The RELAP5-3D Code Development Team，RELAP5-3D Code Manual，INEL-EXT-98-00834 Revision 2.3, (2005)
[3] 柳千裕ほか，INSS JOURNAL，Vol.25，(2018), 143-148.
[4] 佐々木泰裕ほか，INSS JOURNAL，Vol.16，(2009), 254-268.

*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

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

[3L10-14] Safety Analysis

Chair:Akifumi Yamaji(Waseda Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L10] Reduced Order Model of Severe Accident Analysis Code for SBO aiming Probabilistic Safety Margin Analysis

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

2:45 PM - 3:00 PM

[3L11] Development of Next Generation Transient Analysis System for Nuclear Power Plant

*Sho Yoshizaki[1], Mitsunobu Hayashi[1], Akinori Kamito[1], Kenya Takiwaki[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Coporation)

3:00 PM - 3:15 PM

[3L12] Development of estimation measure for BWR LOCA break condition using machine learning technology

*Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Ryunosuke Yamaguchi[1] (1. TEPSYS)

3:15 PM - 3:30 PM

[3L13] Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents Using GOTHIC

*Hiroshi Kawai[1], Tatsuya Hayasaki[1], Daisuke Fujiwara[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

3:30 PM - 3:45 PM

[3L14] IC was no operation between earthquake and tunami in F1 No.1 Reactor

*Kiyoshi Yoneyama[1], Kazuo Watanabe[2] (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

確率的安全余裕評価に向けたSBO事象における過酷事故解析コードの低次元モデルの開発 −ROM構築に向けた効率的なデータサンプリングの開発−

Reduced Order Model of Severe Accident Analysis Code for SBO aiming Probabilistic Safety Margin Analysis -Development of an efficient data sampling method for ROM construction-

*松下 柾輝，遠藤 知弘，山本 章夫
名古屋大学

過酷事故解析コードの計算コストを抑えつつ低次元化モデル(Reduced Order Model, ROM)を構築するために、効率的なデータサンプリング法を開発した。本研究では、RELAP5/SCDAPSIM コードを用いた BWR の SBO・全給水機能喪失事象を対象として、原子炉隔離時冷却系（RCIC）の故障・復旧時間（$T_{down}/T_{restart}$）及び崩壊熱（相対値、F_γ）の不確かさを考慮した場合の効率的な ROM の作成方法について示す。

キーワード：ROM, 特異値分解, 過酷事故解析, RELAP5/SCDAPSIM, 全交流電源喪失

1. 緒言：確率的安全余裕評価に向けて、RELAP5/SCDAPSIM の事故進展結果を推定する ROM を開発している[1]。ROM の特徴は、複数の事故進展結果に対して特異値分解を施すことで、代表的な傾向を抽出してモデル化することである。実現象において、不確かさを考慮すべき入力パラメータは複数存在する。この不確かさによる影響を ROM で再現するためには、考慮する入力パラメータが増えるに従い、ROM を構築する RELAP5/SCDAPSIM のデータ数を増加させる必要がある。ROM の目的は、ある条件での炉心状態を高速に判断することである。従って、RELAP5/SCDAPSIM のデータ数の増加を抑えるために、炉心状態が変化する炉心損傷境界付近でデータを取ることが望ましい。そこで、ROM で推定される炉心損傷境界に着目し、少ないデータ数で ROM を構築する効率的なデータサンプリング法を開発した。

2. 解析：入力パラメータの摂動範囲は、T_{down}: $600-1800$ [s], $T_{restart}$: $900-8200$ [s], F_γ: $0.8-1.2$ [-]とした。ROM で推定するパラメータは、最高被覆管温度（PCT）とした。効率的なデータサンプリングのアルゴリズムについて述べる。①入力パラメータの最大及び最小値を RELAP5/SCDAPSIM で解析した。これらの結果において、炉心が健全と損傷状態の結果を含むようにした。②得られた時系列データを用いて、ROM を作成した。③T_{down}を 31 分割、F_γを 5 分割し、これら全ての組み合わせにおいて、PCT を推定する ROM で、炉心損傷判断基準（PCT= 1200℃）に一致する$T_{restart}$を求めて、炉心損傷境界とした。④この炉心損傷境界の点のうち、既に解析した RELAP5/SCDAPSIM の入力パラメータから最も離れた順に 12 点サンプリングした。⑤この 12 点を RELAP5/SCDAPSIM で解析した。⑥ROM を構築するデータとして、この 12 点の解析結果を追加した。以後、②から⑥の操作を繰り返すことで、RELAP5/SCDAPSIM の解析結果を推定する ROM を作成した。

3.結果・考察：図 1 に、反復 10 回目における ROM を構築したデータ点と推定された炉心損傷境界上の点を示す。RELAP5/SCDAPSIM で解析されたデータ点が、推定される炉心損傷境界付近に位置していることが分かる。これは、RELAP5/SCDAPSIM で解析される炉心損傷境界付近の情報を効率よくサンプリングできていることを示している。炉心損傷境界の情報を用いない場合、入力パラメータの摂動範囲内で大量にサンプリングする必要があり、本手法に比べ、大幅に計算コストが増加する。

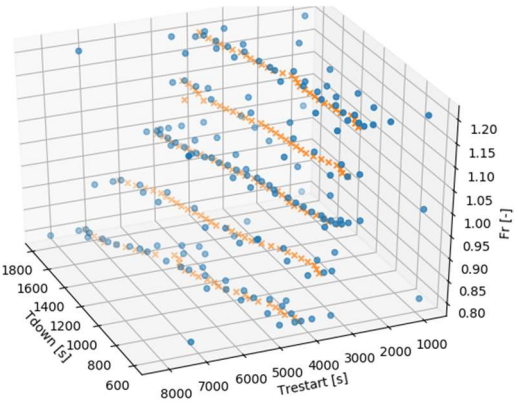


図 1：反復 10 回目におけるデータ点（○）と推定される炉心損傷境界（×、155 点）

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 , Tomohiro ENDO , Akio YAMAMOTO
Nagoya Univ..

次世代 BWR プラント過渡解析システムの開発
-コード間連携手法の開発-

Development of Next Generation Transient Analysis System for Nuclear Power Plant
Development of Procedure to Couple among Codes

*吉崎 翔[1], 林 光伸[1], 上都 礼智[1], 滝脇 賢也[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

プラント動特性解析コード TRACT™ を中心とした複数の動特性解析コード間での連携解析手法の開発を進めている。複数コード間において連携する物理量等を検討し、連携解析手法の妥当性評価として原子力プラントの安全性評価で用いられる代表事故事象における挙動を解析した。

キーワード：プラント安全，過渡解析，連携解析

1. 緒言

原子力プラントの解析では物理・時間スケールが異なる物理現象を複数取り扱うため、多数の解析コードが存在し、対象とする現象（事象）毎に用いられるが、複合事象の解析やシステム全体解析等を実施する場合は複数解析コード間での連携解析を行う必要がある。そこで次世代の解析システムとしてプラント動特性解析コード TRACT™ を中心とした複数の動特性解析コード間での連携解析手法の開発を進めている。1 次系と格納容器との間で連携する物理量や空間及び時間解像度を考慮した連携システム構成を検討した。

2. 連携解析概要

連携解析システム構成を Fig. 1 に示す。別プロセス上で解析コード各々が動作し、プロセス間通信にてデータの送受信と解析時刻の同期を行う。このシステムに TRACT™ と過酷事故(SA)解析コードを適用し、SA 移行条件（燃料被覆管最高温度 1200℃以上、または格納容器破損）に基づき SA 事象まで拡張した解析を行う。1 次系模擬を TRACT™ が、格納容器模擬を SA 解析コードが担当し、SA 移行条件到達前は両コードが並走する。TRACT™ は SA 解析コードから格納容器の境界条件として圧力、温度を受信し、SA 解析コードは TRACT™ から 1 次系の境界条件として出力、流量等を受信する。SA 移行条件到達後は 1 次系を含めて SA 解析コード単独で解析が継続する。

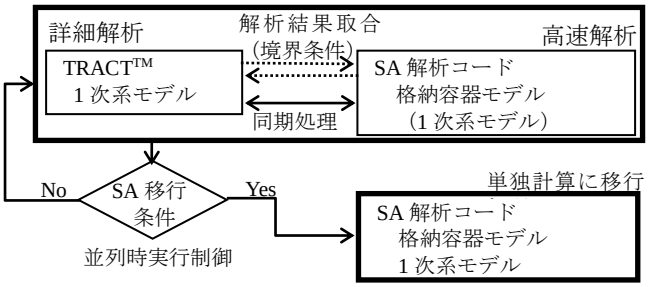


Fig. 1 連携解析システム構成

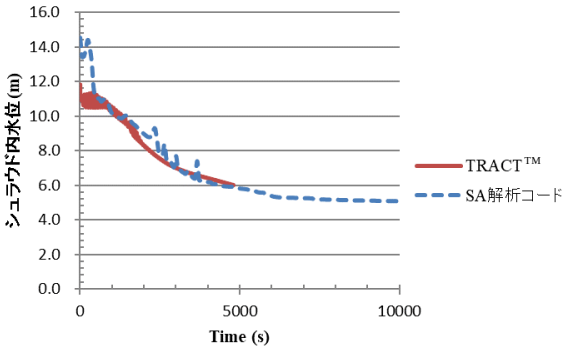


Fig. 2 連携解析結果例（シュラウド内水位）

SA 事象（高圧破損事象）時の連携解析結果例としてシュラウド内水位を Fig. 2 に示す。SA 移行前における両コードのシュラウド内水位はよく一致しており、SA 移行時に連続的に移行することが可能となる。

3. 結論

検討した連携解析手法を TRACT™ と SA 解析コードに適用して代表事故事象解析を実施した。今後は SA 解析以外で解析評価や連携手法の開発を進め、次世代解析システムの構築を進めていく。将来的にはプラント全体を対象としたバーチャルプラントや、原子力プラント以外の汎用な連携解析手法の開発を目指す。

*Sho Yoshizaki[1], Mitsunobu Hayashi[1], Akinori Kamito[1] and Kenya Takiwaki[1], [1]Toshiba Energy Systems and Solutions Corp.

機械学習による BWR LOCA 破断状況の推定手段の開発

Development of Estimation Measure for BWR LOCA Break Condition Using Machine Learning Technology

*藤原 大資[1]，白井 浩嗣[1]，山口 龍之介[1]
[1]テプコシステムズ

原子力発電所における過酷事故対応高度化に係る活動の一環として、BWR における LOCA 破断状況の推定に機械学習を活用することを検討している。本報告では、各種学習方法について破断面積、破断エレベーションの予測精度を比較し、実際の防災活動への適用性と課題を紹介する。

キーワード：BWR、過酷事故、LOCA 破断条件、機械学習、推定支援

1. 緒言　LOCA 発生時には多くのパラメータに急激な変化が見られ、それら挙動を総合的に判断することで破断状況（破断面積、破断エレベーション、破断系統）を推定し、その後の防災活動につなげる必要がある。なお、破断条件によってはこの事故進展が非常に早い状況が想定され、緊急時支援組織等における速やかな状況推定を支援する技術開発が望まれている。この背景の下、本検討では近年目覚ましい発展を遂げている機械学習を活用し、観測されたプラントパラメータに基づき LOCA 破断条件をより迅速且つ適切に推定する手法を開発する。先ず、MAAP コードを用いて BWR LOCA 時の主要プラントパラメータをデータベース化し、これに基づき学習モデルを構築する。実際の事故時には、観測されたプラントデータをこの学習モデルに入力することで瞬時に LOCA 破断状況を推定する。なお、同様の技術開発は既に海外で PWR LOCA に対する数例の報告[1]があり、本検討はこれを BWR LOCA に適用するものである。

2. BWR LOCA データベースの整備　MAAP コードを用いて、LOCA シナリオ（無注水条件）に対する各種破断面積及び破断エレベーションの組み合わせに対する主要パラメータ変化をデータベース化する。対象とするパラメータは、LOCA 時に重要となる原子炉水位・圧力、格納容器圧力・温度・水素濃度・水位とする。なお、機械学習を容易とするために、各時系列データは時間積分を行い、且つ最大値を 1 に規格化する前処理を行う。

3. 学習モデル間の予測精度の比較　整備したデータベースの内、3 割を学習データ、7 割をテストデータとして活用する。機械学習には Python+scikit learn ライブラリを用い、ニューラルネットワーク、SVM、決定木、ランダムフォレスト、k-近似法、ロジスティック回帰について推定精度を比較する。

4. 結論　一例としてニューラルネットワークを用いた場合の LOCA 破断面積、エレベーション推定結果を図 1 に示す。破断面積が小さい場合、エレベーションが高い場合の評価結果にばらつきが見られるものの、概ね良好な推定結果が確認でき、防災訓練における推定手段に活用できる見通しを得たと考える。なお、本結果は無注水条件に限定したものであり、より複雑な事故シナリオに対する適用についてはさらなる検討を要する。

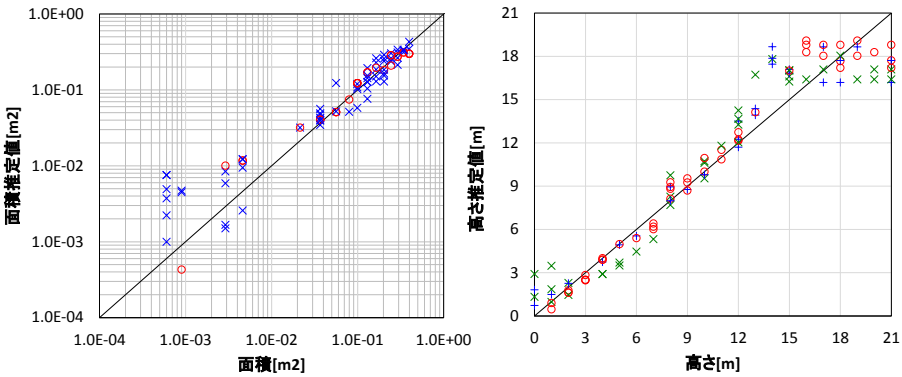


図 1　ニューラルネットワークによる LOCA 破断面積、エレベーション推定結果

参考文献

[1] “Prediction of severe accident occurrence time using support vector machines”, KAIST, Seung Geun Kim, et al.

*Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1] and Ryunosuke Yamaguchi[1]　[1]TEPCO Systems Corp.,

統合汎用多次元熱水力解析コードGOTHICによるBWR事故時格納容器解析
（4）格納容器スプレイ解析

Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents Using GOTHIC

(4) Analysis of Primary Containment Vessel Spray

*河合　宏[1]，白井　浩嗣[1]，藤原　大資[1]

[1]テプコシステムズ

格納容器スプレイによる格納容器内圧力・温度の抑制効果に対する格納容器内の 3 次元的挙動（循環流、温度分布、液滴速度分布、液滴粒径分布等）について、GOTHIC を用いた多次元解析と一点集中定数コードである MAAP の評価結果を比較し、評価モデルの違いによる影響を分析した。

キーワード：GOTHIC、MAAP、格納容器、格納容器スプレイ、三次元流動解析、粒径分布

1. 緒言　GOTHIC と MAAP のスプレイ評価モデルの特筆すべき相違点としては、領域内のメッシュ分割に関するものであり、GOTHIC は各領域内の気相成分、温度、流れ、及び液滴の分布を直接扱うのに対し、MAAP ではこれを均質化して扱う点である。本検討ではこれら評価モデルの相違による格納容器圧力・温度抑制効果への影響を把握することを目的に、BWR の格納容器における様々な格納容器条件（雰囲気圧力、雰囲気温度、雰囲気成分）やスプレイ条件（スプレイ流量、スプレイ水温度、スプレイノズル高さ、液滴径分布の有無）について、スプレイによる格納容器圧力・温度抑制効果をコード間で比較する。なお、本検討は GOTHIC コードとの比較により MAAP 事故解析結果に対する理解を深める活動の一環であり、2017 年秋の大会に続く第 4 報となる。

2. 検討方針

2-1. GOTHIC と MAAP のスプレイモデルの比較

項目	MAAP5.04	GOTHIC8.2 （ランプドボリューム）	GOTHIC8.2 （3 次元分割ボリューム）
液滴径の分布	液滴径の分布なし（入力値で一様）	液滴径分布は対数正規分布を仮定。Sauter 平均粒径と幾何学的標準偏差（GSD）を入力。	液滴径分布は対数正規分布を仮定。Sauter 平均粒径と幾何学的標準偏差（GSD）を入力。
液滴落下速度	初期速度に関係なくターミナル速度で垂直に落下すると仮定。ドラッグ係数 C_D は一定と仮定。	初期速度に関係なくターミナル速度で垂直に落下すると仮定。ドラッグ係数 C_D は流動様式に応じた値を使用。	初期速度で円錐状にスプレイされ、気相との摩擦力と重力を考慮して 3 次元速度分布を計算。
スプレイノズル高さ	入力値	考慮しない。液滴はボリューム内一様分布と仮定。	入力値

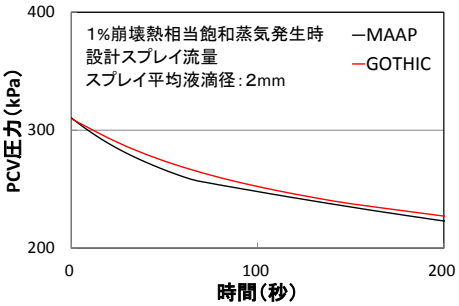
2-2. 解析条件

格納容器初期条件は、過熱状態（最高使用圧力、最高使用温度）と飽和状態（最高使用圧力での飽和状態、水蒸気 100%）の 2 ケースとした。また、スプレイ条件は、スプレイ流量（設計流量、代替スプレイ流量）、スプレイ水温度（50℃、20℃）、液滴径（2mm、6mm）、液滴径分布有無、スプレイノズル高さ（2m、10m）を組み合わせて設定した。

3. 検討結果

GOTHIC の結果と比較することにより、MAAP スプレイモデルの妥当性を確認した。主な結果は以下のとおり。

- 現実的なスプレイ条件（設計スプレイ、代替スプレイ）において、GOTHIC と MAAP の除熱効果は同等である（右図参照）。
- スプレイ液滴径が大きい（6mm）場合、MAAP は除熱効果を保守的に（小さく）評価する。これは液滴落下速度（ターミナル速度）が速くなり液滴が気相と接している時間が短いためである。



参考文献　[1] GOTHIC THRMAL HYDRAULIC ANLYSIS PACKAGE USER MANUAL, TECHNICAL MANUAL

*Hiroshi Kawai[1], Hiroshi Shirai[1] and Daisuke Fujiwara[1]

[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

福一１号機 IC は地震から津波まで運転停止
東電の１号機シミュレーション結果の考察

IC was no Operation between Earthquake and Tsunami in F1 No.1 Reactor
Observation of the Simulation of F1-No.1 Reactor by TEPCO

*米山　潔[1]（H.O.米山）、渡邊一男[2]（WNR-Cx 渡邊研究処）

The IC operations between earthquake and tsunami on 3.11 are clearly denied by our five reports. TEPCO researcher made an attempt of MAAP analysis for the certification of IC operation, but the pattern of the figure is not credible. We showed a simple numerical confirmation of PRV pressure and condenser heat removal.

キーワード: IC 非常用復水器、福一１号機、シミュレーション、事故分析

１．報告経過：筆者らは福一１号機 IC は地震から津波まで反応炉圧力記録を分析した結果、当初２台運転でその後３回の１台運転はありえないことを簡易計算で示した[1]。続いて反応炉水位記録を分析した結果、IC 停止時における水位低下は大き過ぎるので、IC 運転はありえないと簡易計算で示した[2]。また IC でなく SRV と HPCI の併用運転ならば、反応炉圧力と水位の記録を説明できると報告した[3]。さらに事故時運転操作手順書を調査し、事故時運転としては「SRV と HPCI」の併用が主で「IC」は従であることを知った[4]。続いて、「敦賀原発一号機の IC 作動記録」を調査し、IC の冷却水が沸騰するまでは、IC 冷却能力減少が崩壊熱の減少を上回るので、反応炉の圧力低下速度が暫時低減することがわかった[5]。これは上記[1]の結論を補強する。

２．シミュレーション結果の考察：筆者らは上記により、3.11 初期の１号機緊急時の冷却装置の作動台数は１台と推定している。それを２台から１台に変ったというシミュレーションを行なえば、実際の記録データと異なると共に、シミュレーション結果の中で自己矛盾が生じる。その予想に基づいて以下の検証を行った。

図１は TEPCO 公開報告[6]の添付資料 1-7 の転記である。見るからに、シミュレーション結果と実測値は異るが、「良く合っている」との強弁である。図１から圧力降下速度を読取って冷却時の除熱力を計算し、シミュレーション結果の除熱量と対比して表１に示す。１回目の最初１分間除熱の計算結果はシミュレーション結果の 280%となった。大きな相違はどちらかの間違いを示唆する。簡易計算は精度は落ちるが大きな間違いは避けられる。しかも１回目の最後の１分間除熱は 34%と激減し、これは物理的にありえずシミュレーション計算の正当性が疑われる。再度のシミュレーションを期待する。

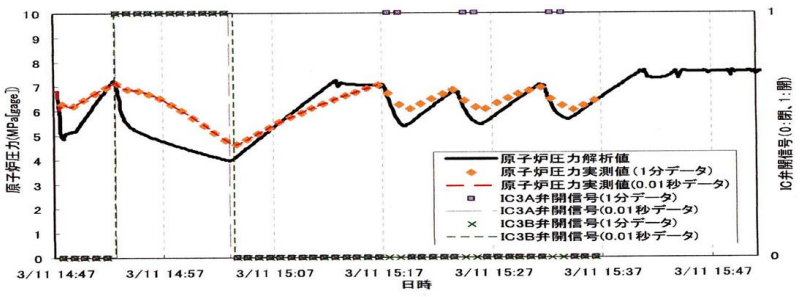


図１．TEPCO シミュレーション結果

表１ IC１分間除熱量（MW）比較

	最初	最後
シミュレーション	37.1	26.3
確認計算	106.5	8.9
比（%）	280	34

［注］数値は第１回の降圧時を示す。
第２回　314, 253%
第３回　321, 109%
第４回　311, 105%
となっている。

３．総括：これまでの５報に引続き地震津波間の IC 作動問題につき TEPCO シミュレーションと簡易計算を対比して IC 不作動と論じた。TEPCO 等原子力関係者により、改めて本題の技術検討を望む。

参考文献

[1] [2] [3] 米山潔、渡邊一男 全電源喪失時における反応炉状況把握技術の提案(2).(3).(4). 原子力学会 2016 年春季大会予稿集
[4] [5] 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 年春大会予稿集
[6] TEPCO 公開資料、福島原子力事故における未確認・未解明事項の調査・検討結果報告、2017 年 12 月 25 日

*[1]Kiyoshi Yoneyama　(H.O.Yoneyama)　　[2]Kazuo Watanabe　(WNR-Cx Watanabe Lab.)

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

[3M01-04] Fuel Behavior in SA and Long-term Storage

Chair:Kazuo Kakiuchi(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 9:30 AM - 10:35 AM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M01] Steam Oxidation of Silicon Carbide at High Temperature up to 1800°C

*Hai Vu Pham[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Kenichiro Furumoto[2], Hisaki Sato[3], Ryo Ishibashi[4], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. MNF, 3. Toshiba ESS, 4. Hitachi GE)

9:30 AM - 9:45 AM

[3M02] Study on application of Kriging for nuclear material accountancy of fuel debris

*Tomooki Shiba[1], Hirofumi Tomikawa[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Yasuhiro SUGIYAMA[2] (1. JAEA, 2. NAIS)

9:45 AM - 10:00 AM

[3M03] Amounts and varieties of fission products retained in fuel debris and released fission products of 1F NPP

*Isamu Sato[1], Toru Morikawa[1] (1. Tokyo City University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3M04] Evaluation of annealing effect on MA-bearing MOX pellet with lattice defect

*Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Akira Komeno[1], Takeo Sunaoshi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Steam Oxidation of Silicon Carbide at High Temperature up to 1800ºC

*Hai Vu Pham[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Kenichiro Furumoto[2], Hisaki Sato[3], Ryo Ishibashi[4] and Shinichiro Yamashita[1]

[1]JAEA, [2]MNF, [3]Toshiba ESS, [4]Hitachi GE

Abstract

Silicon carbide has been considered as a potential candidate for fuel cladding. Many studies have been conducted to investigate the steam oxidation of SiC at temperatures below 1600ºC. However, the steam oxidation behavior of SiC at temperatures above 1600ºC remained unclear due to the lack of test facilities. In this study, we investigated the steam oxidation of SiC at temperatures ranging from 1400-1800ºC using a newly developed laser heating facility.

Keywords: Steam oxidation, SiC, accident tolerant fuel, LAHF-facility

1. Introduction

Silicon carbide (SiC) has recently attracted much attention as a potential material for accident tolerant fuel cladding. Since the accident occurred in Fukushima-Daiichi nuclear power station which could cause the temperature of fuel rods raising up to 2000ºC, there is a high demand to seek a potential candidate for future fuel cladding. Many studies have indicated that oxidation rate of SiC in steam is much lower than that of Zircaloy and therefore induces lower hydrogen generation rate. Nevertheless, most of the studies were conducted at the temperatures below 1600ºC due to the lack of test facilities which can perform oxidation tests at higher temperatures in steam. In this study, we developed a laser heating test facility (LAHF) and investigated the steam oxidation of SiC at temperatures ranging from 1400-1800ºC.

2. Experimental details

Monolithic SiC sample (10x10x1 mm) was set into the test chamber as shown in Fig. 1. Steam, Ar carrier gas, gas pipes, chamber and view ports were heated up to 150ºC. Temperature of sample during the test was measured by two pyrometers. Flow rate of steam was set to 3 g/min which induced the steam partial pressure of 0.97 atm in the chamber. The investigation was conducted at 1400-1800ºC for 1-7h with a heating rate of 0.5ºC/s. During the test, sample appearance was monitored by a video camera. Amount of hydrogen and carbon monoxide generated during the test was measured by a gas chromatography. After the tests, sample characterization was performed with SEM and XRD.

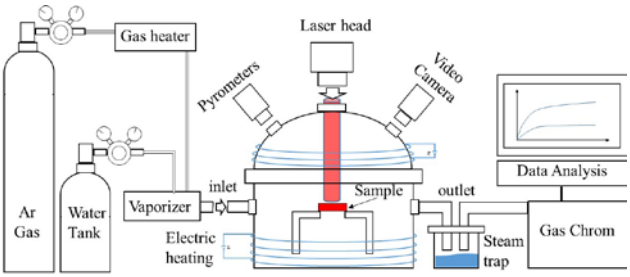


Fig. 1. Schematic diagram of the laser heating facility

3. Results

SiC samples experienced a mass loss under the investigated conditions. A dense oxide layer was observed on sample surface. Results of the study showed that the steam oxidation of SiC under these conditions followed paralinear law. This fact indicated that the oxidation parabolic rate and linear volatilization rate reached to steady state. In addition, bubbling phenomenon was observed on the surface at 1800ºC. This suggests that a different mechanism of the steam oxidation of SiC at higher temperatures.

Acknowledgment

This study is the result of “Development of Technical Basic for Introduction Advanced Fuels Contributing to Safety Improvement of Current Light Water Reactors” Carried out under the Project on Development of Technical Basic for Improving Nuclear Safety by Ministry of Economy, Trade and Industry (METI) of Japan.

燃料デブリの計量管理のためのクリギング手法の適用研究

Study on application of Kriging for nuclear material accountancy of fuel debris

*芝 知宙[1]，富川 裕文[1]，石神 努[2]，杉山 安弘[2]

[1]原子力機構，[2]株式会社ナイス

原子力機構では、燃料デブリの安全な取り出しに資するために、原子炉内の燃料デブリの物理・化学指標の分布を推定する、地球統計学手法のコード開発を行っている。具体的には、クリギングと呼ばれる手法を用いて、燃料デブリの性状マップを作成する。本発表では、この性状マップに核燃料物質含有率の分布を適用しクリギング手法を燃料デブリの計量管理に用いる方策を紹介する。

キーワード：地球統計学、クリギング 、燃料デブリ 、計量管理

1. 緒言

東京電力(株)福島第一原子力発電所の燃料デブリの取り出し時には、燃料デブリの物性や性状といった、デブリの安全な取り出しに資する物理・化学指標のデブリ内の分布を把握して置くことが重要である。そのため、燃料デブリの物理・化学指標の炉内分布を推定する、クリギングという地球統計学手法を用いた計算コードの開発を現在行っている。

2. 手法

評価対象とする燃料デブリは 3 次元形状であることから、クリギングを用いてデブリ性状の分布を推定するためには、3 次元座標点における物理量を対象とするクリギング手法を用いる必要がある。また、このクリギングの実際的計算を実行するためには、計算コードシステムを用いることが不可欠である。これまでに原子力機構においては 2 次元座標点における物理量をクリギングで計算する計算コードの開発は行われているが、3 次元クリギングコードの開発はなされていないため、まず 3 次元用の計算コードシステムを開発する必要がある。その計算コードが必要とする機能は、①バリオグラム計算、②通常型クリギング計算、③外生ドリフトクリギング計算、④異方性を考慮したバリオグラム計算、⑤交差検証、である。本研究におけるクリギングの概要と理論的側面に関しては、2 次元クリギングについての既往の文献[1]、[2]を参考とした。

3. クリギングの計量管理への応用

原子炉から取り出す燃料デブリ中の核燃料物質量を把握することは、保管管理を含め核物質管理上非常に重要である。クリギングを燃料デブリの計量管理に用いる方法はいくつか考えられるが、例えば、クリギングで燃料デブリ内の核物質含有率の分布が得られれば、燃料デブリ取出し時に容器に封入された燃料デブリ中のおよその核物質量が、取り出しの時点で推定できる。本発表では、クリギング手法を燃料デブリの計量管理に適用する研究の方法論の詳細を述べる。

※ 本研究成果は文部科学省の公募事業である「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業廃炉加速化研究プログラム」で得られたものです。

参考文献

[1] 石神努、他，JAEA-Data/Code 2012-023, 2012

[2] 石神努、他，JAEA-Data/Code 2015-019, 2015

---

*Tomooki Shiba[1], Hirofumi Tomikawa[1], Tsutomu ISHIGAMI[2] and Yasuhiro SUGIYAMA[2]

[1]JAEA, [2]NAIS

福島第一原発の燃料デブリにおける残留核分裂生成物と放出核分裂生成物の量と種類

Amounts and varieties of fission products retained in fuel debris and released fission products of 1F NPP

*佐藤　勇[1]　森川　徹[1]

[1]東京都市大学

東京電力福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機は事故により、高温に達した燃料からは、核分裂生成物(FP)がその物理化学的な性質に応じて放出される。燃料デブリの処理処分の観点からは燃料における残留 FP において、炉心上部の解体除染等の作業の観点からは放出 FP においてその詳細な挙動評価が必要となる。当該原子炉における FP インベントリの計算評価値や燃料デブリ温度推定値などの情報を利用して、残留 FP の量と種類及び放出 FP の量と種類を評価した。

キーワード：福島第一原発 1 号機・3 号機、燃料デブリ、残留核分裂生成物、放出核分裂生成物、セシウム

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所 1 号機(1F1)から 3 号機(1F3)は事故により、高温の溶融燃料は構造材と共に原子炉圧力容器(RPV)や原子炉格納容器(PCV)底部まで溶け落ち、燃料デブリとなっていると考えられている。核燃料が高温にさらされると、希ガスやセシウム(Cs)などといった揮発性の核分裂生成物(FP)が気体状態で放出される。ソースターム評価上重要な情報であるため、数多くの先行研究で照射済燃料等を用いた高温試験による FP 放出実験がなされてきた。一方で、FP 放出の影響を受けた燃料デブリにおける残留放射能評価はあまりなされていない。燃料デブリにおける残留放射能は回収，保管を計画し，機器・設備を設計する際重要である。したがって，本研究では、当該原子炉における FP インベントリの計算評価値や燃料デブリ温度推定値などの情報を利用して、残留 FP の量と種類及び放出 FP の量と種類を評価した。

2. 評価方法

核種生成消滅計算コード ORIGEN2 を用いて JAEA による先行研究[1]を参考にして、1F1 及び 1F3 の詳細な事故前およびスクラム後の炉心インベントリを得た。このインベントリを基に米 NRC が NUREG-0772[2]に示している各 FP 元素(Xe，Kr，Cs，I，Te，Ag，Sb，Ba，Sr，Zr，Ru)の放出速度を同文献で推奨されている式(1)、(2)を使用して計算を行った。

$$\Delta M = 1 - \exp\{-k(T) \cdot \Delta t\} \quad (1)$$

$$k(T) = A \cdot \exp(B \cdot T) \quad (2)$$

ΔM：FP 放出割合，$k(T)$：FP 放出速度係数，Δt：時間変化(分)，A：定数，B：定数，T：燃料温度(℃)

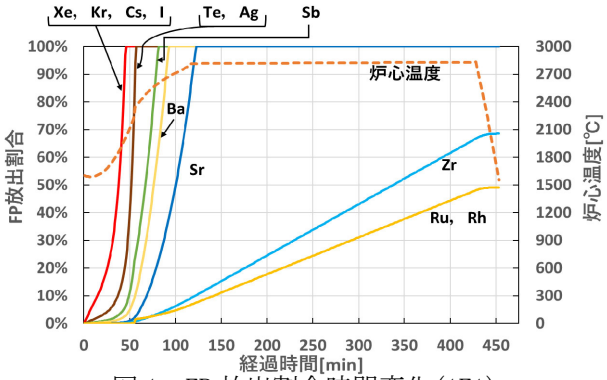


図 1　FP 放出割合時間変化(1F1)

燃料(球形と仮定)の温度分布については、文献値[3]等を参照し、3 ケースを想定した(詳細は発表で説明)。

3. 評価結果と考察

図 1 に燃料温度が最大 2800℃に達する領域の FP 放出割合を示す。希ガスや揮発性である Xe，Kr，Cs，I，Te，Ag，Ba，Sr，Sb は 100%放出する結果となった。Zr は 68%、貴金属である Ru は 49%の放出割合であった。一方、残留放射能は最小で元のインベントリの約 50～60%となることが明らかになった。環境に放出された放射能がインベントリに比べ極めて少ないこと[4]を考えると、燃料から放出された Cs 等の放射性物質の多くは高濃度で RPV や PCV 内部表面に沈着していることが考えられ、この状況に応じた原子炉解体時に汚染の飛散対策や除染方法の選択を行う必要があると考えられる。

参考文献

[1] 西原 健司 他，福島第一原子力発電所の燃料組成評価，JAEA-Data/Code2012-018，(2012).

[2] NRC，Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents，NUREG-0772(1981).

[3] TEPCO，福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 4 回進捗報告.

[4] 吉田 至孝，福島第一原子力発電所事故の推定解析，Vol. 19，pp. 249-270 (2012) .

*Isamu Sato[1] and Toru Morikawa[2]

[1]Tokyo City Univ.

格子欠陥が蓄積した MA 含有 MOX ペレットに対する熱処理の影響評価

Evaluation of annealing effect on MA-bearing MOX pellet with lattice defect

*廣岡 瞬[1]，加藤 正人[1]，米野 憲[1]，砂押 剛雄[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

アルファ崩壊により格子欠陥が蓄積した MA 含有 MOX ペレットを熱処理した結果、格子欠陥による密度低下は昇温に伴い回復したが、約 1300℃以上では再び密度低下が起こった。熱処理後の試料の観察の結果、この密度低下は粒界に析出した He ポアが原因であることが分かった。

キーワード：アルファ崩壊、格子欠陥、マイナーアクチニド、MOX、ヘリウムポア

1. 緒言

放射性廃棄物減容・有害度低減を目的とした高速炉開発では、マイナーアクチニド（MA）を含有する MOX 燃料が候補とされている。MA の中でも特に ^{241}Am はアルファ崩壊の半減期の短い核種であり、アルファ崩壊に伴う格子欠陥は、焼結体の密度低下や熱伝導率の低下を引き起こすことが報告されている [1,2]。また、この格子欠陥の影響は熱処理によって回復が進むことも報告されている。これまでの報告では 1300℃までの熱処理の効果が報告されていたため、本研究ではさらに高温の 1650℃まで熱処理を行いその効果を評価した。

2. 試験方法

アルファ崩壊により格子欠陥が蓄積した MA 含有 MOX ペレットとして、焼結後 16~17 年保管した、^{241}Am を 3.5~3.7%、^{238}Pu を 1.0~1.2%含有する（isotope/Pu+Am）試料を用いた。熱膨張計を用いて昇温速度 5～20℃/min で 1650℃まで昇温し、温度保持せず 20℃/min で降温した。熱処理後は金相観察を行った。

3. 結果・考察

図 1 に熱処理中の密度変化を示す。密度変化は、昇温中の高さ方向の変化率を測定し、熱膨張率を差し引くことで評価した。格子欠陥によりペレットの密度は 90.4%TD まで低下していたが、熱処理によって密度は約 1%TD 回復した。しかし、約 1300℃以上からは急激に密度が低下する結果が得られた。熱処理後の試料の金相では、粒界に沿ってポアが析出している様子が観察された（図 2）。このポアは結晶内に蓄積していた He が析出したものであり、これが 1300℃以上での密度低下の原因であると考えられる。

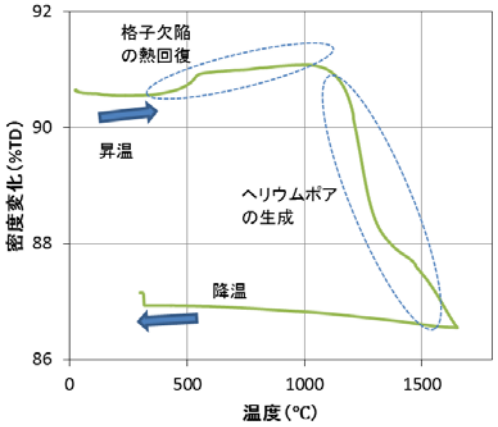


図 1 熱処理中の密度変化

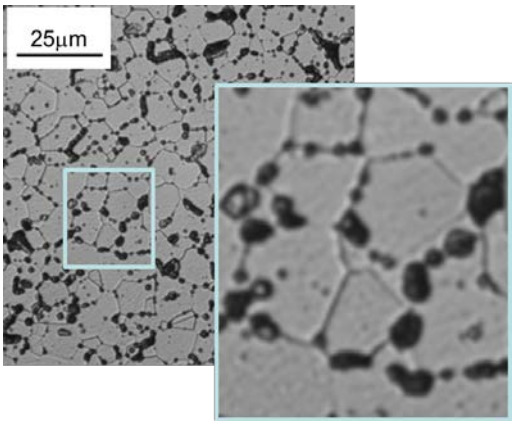


図 2 熱処理後のポアの分布

参考文献

[1] M. Kato et al., J. Nucl. Mater., 393(2009)134-140

[2] A. Komeno et al., Proceedings of FR09, Kyoto, Japan, 7-11 Dec. 2009

---

*Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Akira Komeno[1], Takeo Sunaoshi[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company

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

[3M05-09] Thermal Properties of Oxide Fuels

Chair:Ken Kurosaki(Osaka Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 10:35 AM - 12:00 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M05] Thermal Conductivity Estimation of Fully Ceramic Microencapsulated Pellets with ZrO2 as Simulated Particles

*Ariyani Kusuma Dewi[1,2], Souichirou Yamaguchi[1], Takashi Onitsuka[1], Masayoshi UNO[1] (1. University of Fukui, 2. National Nuclear Energy Agency (BATAN) Indonesia)

10:35 AM - 10:50 AM

[3M06] Measurement of Thermal Expansion and Specific Heat of CaF_2

*Ryota Tsuchimochi[1], Masato Kato[1], Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Hiroki Uno[2], Masahiro Ogasawara[2], Hiromasa Sugata[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company Ltd.)

10:50 AM - 11:05 AM

[3M07] Study of specific heat of liquid oxide by pulse heating

*Kenji Konashi[1], Kyoichi Morimoto[2], Masashi Watanabe[2], Masato Kato[2], Hiromichi Watanabe[3], Yuji Arita[4], Tomotake Niizeki[5] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. AIST, 4. Fukui Univ., 5. ART KAGAKU)

11:05 AM - 11:20 AM

[3M08] First-principles calculations of polarons in actinide dioxide

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

11:20 AM - 11:35 AM

[3M09] Study on O / M ratio change behavior of a simulated fuel, CeO2-x, under air atmosphere

*ryohei hattori[1], isamu sato[1], sumita takehiro[2], Yoshinao kobayashi[2] (1. Tokyo City University, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Thermal Conductivity Estimation of Fully Ceramic Microencapsulated Pellets with ZrO_2 as Simulated Particles

*Ariyani Kusuma Dewi[1,2], Souichirou Yamaguchi[1], Takashi Onitsuka[1] and Masayoshi Uno[1]

[1]University of Fukui, [2]National Nuclear Energy Agency (BATAN) Indonesia

Abstract

Thermal conductivity of fully ceramic microencapsulated (FCM) fuel estimation is important to provide accurate prediction of fuel performance and safety aspect of nuclear fuel. ZrO_2-SiC pellets with FCM fuel concept were fabricated using SPS, and characterize using laser flash analysis to measure thermal conductivity. Maxwell-Eucken model that was modified by considering the parameter of matrix-particle interaction was in good agreement with the measured thermal conductivity of ZrO_2-SiC pellets.

Keywords: Fully ceramic microencapsulated, thermal conductivity, ZrO_2-SiC pellets

1. Introduction

FCM fuel consist of tri-structural isotropic (TRISO) particles embedded in dense silicon carbide (SiC) matrix. TRISO fuel particle technology has been developed and optimized for high temperature gas-cooled reactor (HTGR) over the past five decades[1], while in conventional HTGR fuel these TRISO particles are embedded in graphite matrix. The replacement of matrix material based on the consideration of tremendous merits of SiC.

Most of previous studies[2,3] on estimation of FCM thermal conductivity focused on the particle volume fraction inside the matrix. Present work deals with the estimation of thermal conductivity with considering the interaction between components forming fuel pellet. In this work, ZrO_2 ($5\%Y_2O_3$) particles were chosen as simulated of TRISO particles.

2. Experimental

The ZrO_2-SiC FCM fuels with ZrO_2 volume fraction of 0% to 30% and with ZrO_2 particle size of 400 µm were prepared by spark plasma sintering (SPS) method at 2073 K under uniaxial pressure of 92 MPa for 15 min. The SPS pellet then was characterized by laser flash analysis (LFA) to obtain thermal conductivity data, and by scanning electron microscopy with energy dispersive spectroscopy (SEM-EDS) to observe the pellet cross-sectional microstructure.

3. Result and discussion

The existences of pores in the SiC matrix, interfacial layer and gaps between ZrO_2 particles and SiC matrix observed by SEM-EDS (Figure 1a, 1b, 1c) were suspected as the cause of decreasing the pellet thermal conductivity. The formulas were obtained to correct thermal conductivity values for the matrix porosity and particle matrix interface and gaps. These corrections then inserted to the basic equation of Maxwell-Eucken to obtain effective thermal conductivity and plotted with the measured value as shown in Figure 1d in the case of volume fraction of ZrO_2 of 30%.

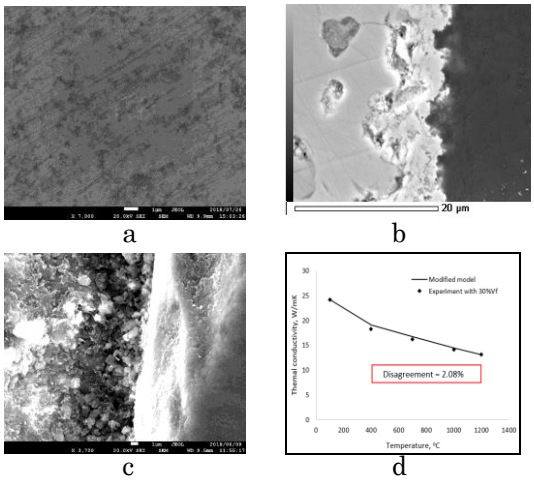


Figure 1. a. SiC matrix pores; b. Interfacial layer; c. gaps between ZrO_2 particles and SiC matrix; d. estimated and measured thermal conductivity ZrO_2-SiC pellet.

4. Conclusion

The simulated FCM pellets were fabricated by SPS in order to obtain the densified samples. The estimation model considering matrix porosity, interfacial layer, and gas conductivity inserted to the basic equation resulting in close agreement between the measured and estimated thermal conductivity.

References

[1] Terrani et al., *J Nuc Mater.* 426 (2012) 268-276
[2] Fangcheng Cao, et al. *J.Am Ceram Soc.* 2018;1-13
[3] Hyeon-Geun Lee, et al. *Nucl. Eng. Des.* 311 (2017) 9-15

CaF_2 の熱膨張率及び比熱の測定

Measurement of Thermal Expansion and Specific Heat of CaF_2

*土持 亮太[1], 加藤 正人[1], 廣岡 瞬[1], 松本 卓[1], 宇野 弘樹[2], 小笠原 誠洋[2], 菅田 博正[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]検査開発株式会社

アクチニド酸化物と同様の結晶構造を持つ CaF_2 について、音速測定装置、高温 X 線回折装置及び示差走査熱量計を用いて、音速、格子定数及び比熱を測定した。CaF_2 の定圧比熱は、定積比熱、熱膨張項に加えて、500K 以上の温度領域で励起される比熱を観察した。

キーワード： CaF_2、熱膨張率、比熱

1. 緒言

蛍石型結晶構造をとる CaF_2 の定圧比熱は、定積比熱と熱膨張項に加え、フレンケル欠陥生成と Bredig 転移による寄与が報告されている[1]。本試験では、音速測定装置、高温 X 線回折装置及び示差走査熱量計(DSC)を用いて CaF_2 の音速、熱膨張率及び比熱を評価し、蛍石型結晶構造をとる化合物の熱物性を評価するための基礎データとした。

2. 試験

CaF_2 について音速測定、高温 X 線回折による格子定数測定及び DSC による比熱測定を実施した。音速の測定は室温で実施した。格子定数の測定は、室温から 1473K の温度領域について実施し、格子定数の温度依存性から熱膨張率を評価した。比熱測定は、173K から 300K 及び 773K から 1473K の温度領域について実施した。

3. 結果・考察

理論密度比 93.71%の CaF_2 ペレットの音速測定を行い、縦波及び横波についてそれぞれ 6483m/s 及び 3511m/s を得た。

格子定数の測定結果を図 1 に、比熱の測定結果を図 2 に示す。格子定数の温度依存性は 1320K で変曲点が観察された。図 2 中には Naylor らによって報告された値[2]も示したが、実験結果と良く一致した。音速の測定結果からデバイモデルにより算出した定積比熱（C_V）を図 2 中に示すが、300K 以下で実験値と良く一致する。格子定数の測定結果を用いて熱膨張項（C_d）を評価した。実験値は、773K 以上で C_V+C_d より大きな値を示した。実験値と C_V+C_d との差をフレンケル欠陥生成項（C_f）と仮定して評価し、フレンケル欠陥の生成エンタルピー及びエントロピーを 100kJ/mol 及び 25J/mol と得た。実験値は 1320K を超えると $C_V+C_d+C_f$ からさらに増加するがこの温度は格子定数の測定で観察される変曲点とほぼ一致し、Bredig 転移の寄与と考えられる。

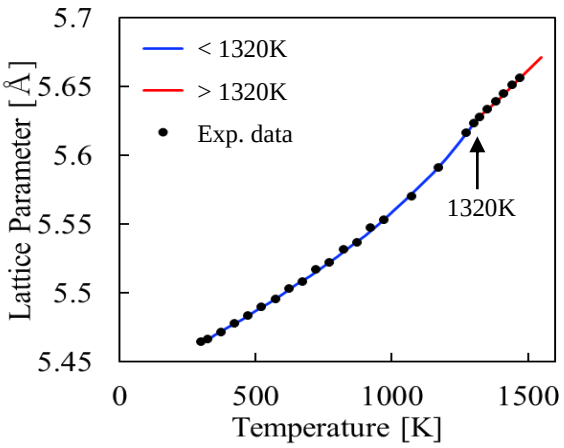


図 1　格子定数の測定結果

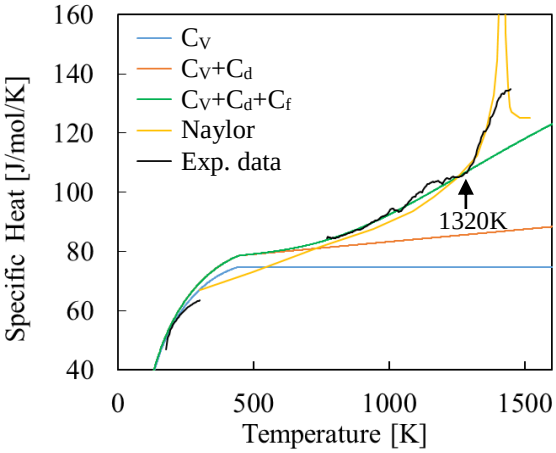


図 2　比熱の測定結果及び解析結果

参考文献

[1] T. Ohashi, Y. Arita, and T. Matsui, Netsu Sokutei, 24-3 (1997) 127.

[2] B. F. Naylor, J. Am. Chem. Soc., 67 (1945) 150.

*Ryota Tsuchimochi[1], Masato Kato[1], Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Hiroki Uno[2], Masahiro Ogasawara[2], and Hiromasa Sugata[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

パルス通電加熱による溶融酸化物の比熱測定

Study of specific heat of liquid oxide by pulse heating

*小無健司[1]，森本恭一[2]，渡部雅[2]，加藤正人[2]，渡辺博道[3]，有田裕二[4]，新関智丈[5]
[1]東北大学，[2]JAEA，[3]産総研，[4]福井大学，[5]アート科学

シビアアクシデント時の燃料挙動評価には、比熱などの物性値が必要であるが、実験データが不足している。本発表では、パルス加熱による酸化物の比熱測定手法の開発について述べる。

キーワード：酸化物燃料、シビアアクシデント、比熱

1. 緒言：原子炉用核燃料の融点付近の熱物性値は、シビアアクシデント（過酷事故）での事故進展を考える上で不可欠な熱物性値である。従来の測定方法では、試料を超高温で一定温度に長時間保持する必要があるため、「試料容器との反応が生じる」、「蒸発により試料組成が変化する」などの問題が測定を困難にしていた。本研究では、短時間で物性を測定することによりこれらの問題を解決する。本研究の成果により、核燃料の溶融状態の解析が可能になれば、高速炉及び軽水炉の事故時の燃料挙動や安全性評価の精度が向上する。

2. 実験方法：本方法では、測定試験試料は、チューブ型タングステン製容器（外径 4 mm、内径 3 mm、長さ 120 mm）に挿入して短時間パルス通電加熱をすることによって間接的に加熱する。この方法で ZrO2（融点：約 2700℃）が溶融できることを確認した[1]。また、コンピュータシミレーションによって約 4 秒で内部の温度分布が定常状態になることも確認した[2]。本発表では、チューブ型タングステン製容器のみのブランク試験の結果を報告する。

3. 結論：図 1 に加熱時の温度と出力の履歴を示す。図 2 にこのデータから算出した比熱の値を Codata と比較したものを示す。実験値はこれまでの報告値と良い一致をしている。これにより本比熱計算手法の妥当性が示された。

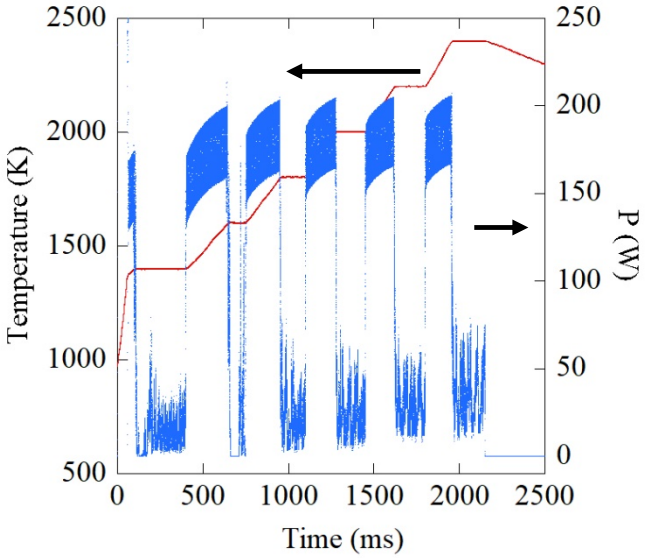


図 1　W の温度と加熱出力

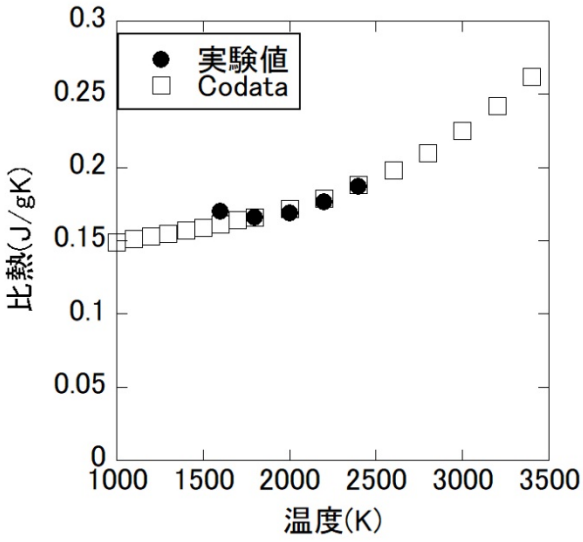


図 2　W の比熱測定値

参考文献

[1] 小無、森本、渡部、加藤、渡辺、有田、菱沼、日本原子力学会 2018 年春の年会予稿集 2D12
[2] 渡部、森本、加藤、小無、有田、渡辺、菱沼、日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集 2E08

* Kenji Konashi[1], Kyoichi Morimoto[2] Masashi Watanabe[2], Masato Kato[2], Hiromichi Watanabe[3], Yuji Arita[4] and Yukio Hishinuma[5]
[1]Tohoku University, [2]JAEA, [3]AIST, [4]University of Fukui,[5]Art Kagaku

平成２８年度－平成 30 年度　文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業」の研究課題「高速パルス通電加熱による超高温核燃料物性測定技術の開発」の成果の一部を含む。

二酸化アクチニドにおけるポーラロンの第一原理計算

First-principles calculations of polarons in actinide dioxide

*中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]

[1]原子力機構

核燃料の物性値の数値シミュレーションによる評価には、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算が多くの場合、有効である。本発表では、酸化物燃料の熱物性に対して、1500K 以上の高温領域で大きな影響を与えるとされるスモールポーラロンを第一原理計算で評価した。

キーワード：MOX 燃料、第一原理計算

1. 緒言

二酸化ウランをはじめとする二酸化アクチニドは MOX 燃料の主要成分の 1 つである。それゆえに、MOX 燃料の開発においてはその詳細な物性値が必要となる。しかし、アクチニドを含む核燃料物質は取り扱いの制限や高温での実験の困難さのため、測定によって詳細な物性を得ることが簡単ではない。それゆえに、数値計算によって測定された物性値の精度を補間していくことは燃料開発やシビアアクシデントの解析において重要な役割を担ってくる。物性評価のための数値計算手法としては、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算を用いるのが最も信頼性が高いと考えられる。

これまで、我々は二酸化アクチニドに対して、フォノンなどの影響を考慮して、比熱や熱伝導率などの熱物性値の第一原理計算による評価を行なってきた。しかしながら、1500K を超える高温領域ではスモールポーラロンと呼ばれる準粒子が励起され、熱物性や電気伝導に大きな影響を与えることが指摘されている。このポーラロンによる物性の第一原理計算による評価はあまり行われてこなかった。本発表では第一原理計算を用いて二酸化ウランのポーラロン状態を再現し、その生成エネルギーなどの物性を評価する。

2. 計算方法

UO_2 において、スモールポーラロンは U 原子に電子または空孔が局在して、その周辺の原子配置をゆがませることで生成されると考えられている。これは、UO_2 中の U^{4+}が U^{5+}や U^{3+}と価数を変化させていると考えることができる。そのため、ポーラロンを計算で再現するには UO_2 のスーパーセルに対して電子数を増減させ、それらを局在させる必要がある。これに対して、電子や空孔が局在した電荷密度を初期状態として、第一原理計算を行うことによってスモールポーラロン状態を得ることに成功した。この状態を用いて、ポーラロンの生成エネルギー等の評価を行なった。

3. 結果・考察

$2U^{4+} \rightarrow U^{5+} + U^{3+}$ の反応における電子ポーラロンと空孔ポーラロンの対生成エネルギーは 1.9eV となり、これまでの実験で知られている値と近い値が得られた。発表では、スモールポーラロン状態等の詳細について議論する。

---

*Hiroki Nakamura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

燃料模擬物質 CeO_{2-x} における空気雰囲気中の O/M 比変化挙動に関する研究

Study on O/M ratio change behavior of a simulated fuel, CeO_{2-x}, under air atmosphere

*服部 亮平[1]，佐藤 勇[1]，墨田 岳大[2]，小林 能直[2]

[1]東京都市大学，[2]東京工業大学

ウラン酸化物燃料に Pu、Am を添加すると酸燃料内の O/M 比に影響があることが知られている。このような混合酸化物燃料は空気中で容易に O/M 比が変化することも指摘されており、本研究では、CeO_2 をペレット成型し空気中での O/M 比挙動観察を行った。

キーワード： 模擬燃料(CeO_2)、 O/M 比、酸素分圧

1. 緒言

燃料サイクルにおける最終処分の負荷低減の一環として、Am 等のマイナーアクチニドを MOX 燃料に添加し、高速炉にて燃焼させるマイナーアクチニドの消滅処理が検討されている。ウラン酸化物燃料に Pu、Am を添加すると酸素ポテンシャルが高くなることが分かっている。したがって、このような混合酸化物燃料の O/M 比（金属元素に対する酸素の割合）は適切に管理されなければならない。一方で、燃料製造・保管時空気中においてこのような燃料の O/M 比が容易に変化する現象が確認されている [1]。本研究では、模擬物質として CeO_2 を用い、その O/M 比を低下させ、空気中に保管した際の O/M 比変化挙動を観察し、結晶学的考察を行った。

2. 実験方法

CeO_2 粉体 0.8 g（富士フイルム和光純薬：純度 99.9 %)、PVA 溶液 20wt.%を 50 μℓ、アセトン 100 μℓにおいて混合し、ダイセット（Φ6 mm、成型圧力 60 MPa）でグリーンペレットを作製した。これを空気雰囲気中において温度 1600 ℃・1 時間の焼結を行った（昇温：10 ℃/min、降温：徐冷)。次に、Ar ガスに満たされたグローブボックス内に設置されている電気炉で 900 ℃・5 時間の熱処理を行い、O/M 比を低下させた。熱処理後のペレットを空気雰囲気に保ち、その重量変化を計測し、CeO_2 の O/M 比変化挙動を評価した。また、同時にペレットに対する X 線回折（XRD）を GB 取出し後（12、52 および 312 分後）に 3 回行い、ピークパターンの分析をした。さらに、CeO_2 焼結ペレット解砕片 30 mg に対して 900 ℃・Ar ガス雰囲気下での熱重量分析（TG）を行った。

3. 結果・考察

焼結温度 1600 ℃・1 時間の焼結で、75 %TD の CeO_2 のペレットを得た。また、焼結後の O/M 比を 2.0 とした場合、Ar ガス雰囲気下の熱処理で O/M 比は 1.93 程度となった。その後、空気雰囲気下に保存することで、1 日以内で O/M 比は 2.0 まで上昇した。次に、O/M 比が変化している最中のペレットに対して X 線回折分析した。その結果、O/M 比の上昇時は高角側にピークがシフトした。XRD ピークパターンから格子定数の経時変化を得た（図 1)。また、TG より O/M 比の変化速度を定量的に評価した。CeO_{2-x} ペレットは、空気中で O/M 比が上昇し、結晶構造も変化していることが明らかとなった。

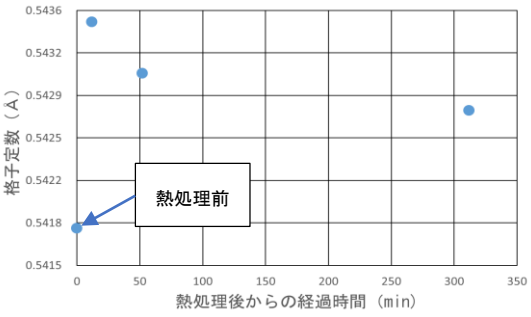


図 1 CeO_2 ペレットにおける格子定数と時間の関係

参考文献

[1] 三輪周平、逢坂正彦、吉持宏「Am 含有 MOX 燃料の焼結に及ぼす酸素ポテンシャルの影響」 JNC TN9400 2005-023(2005) 核燃料サイクル機構

---

*Ryohei Hattori[1], Isamu Sato[1], Takehiro Sumita[2] and Yoshinao Kobayashi[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]Tokyo Institute of Technology.

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

[3M10-11] Fuel Behavior in SA

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

Fri. Mar 22, 2019 2:45 PM - 3:20 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M10] Density and viscosity of liquid ZrO_2 measured by aerodynamic levitation

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

2:45 PM - 3:00 PM

[3M11] Experimental study on Cs containing aerosol behavior under severe accidents in sodium cooled fast reactors

*Masato Matsui[1], Daisuke Hoshino[1], Ryohei Hattori[1], Hayato Maejima[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガス浮遊法を用いた溶融 ZrO_2 の密度・粘性評価

Density and viscosity of liquid ZrO_2 measured by aerodynamic levitation

*近藤 俊樹[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，大石 佑治[1]
[1]大阪大学

炉心溶融物の挙動評価に必要な溶融 ZrO_2 の物性測定を試みた。ガス浮遊させた ZrO_2 試料をレーザー加熱によって溶融し、その体積から密度を算出した。また、液滴振動法を用いて、実験的に ZrO_2 の粘性を取得することに成功した。

キーワード：酸化物溶融物、原子炉過酷事故、密度測定、粘性測定、ガス浮遊法

1. 緒言

本研究は、原子炉過酷事故時の炉心溶融物の挙動評価に必要な、炉心溶融物の物性を測定することを目的とする。ZrO_2 は炉心溶融事故において発生すると考えられているが融点が非常に高いため、物性の取得が困難である。そのため、過去に計算によって物性が予測されているものの、実験報告例は乏しく、粘性については存在しない。本発表では近年開発されたガス浮遊法と液滴振動法を組み合わせた手法により、ZrO_2 の実験的な物性取得を行った成果を報告する。

2. 試験方法、結果と考察

図 1 に本研究で用いた装置の概略図を示す。直径 2 mm 程度の ZrO_2 試料を用意し、$Ar+O_2$ のガス流によって浮遊をさせた。浮遊試料は上下よりそれぞれ 100 W の CO_2 レーザーを照射することで均質加熱・溶融を行った。この状態の試料形状を観察することで体積を得て、密度を算出した。また、浮遊試料にスピーカーから音波振動を印加し、振動の減衰挙動を観察することで粘性を得た（液滴振動法）。図 2 に ZrO_2 の粘性測定結果を文献値（計算推定値）と共に示す。測定値は計算値よりやや大きい値となることが明らかになった。

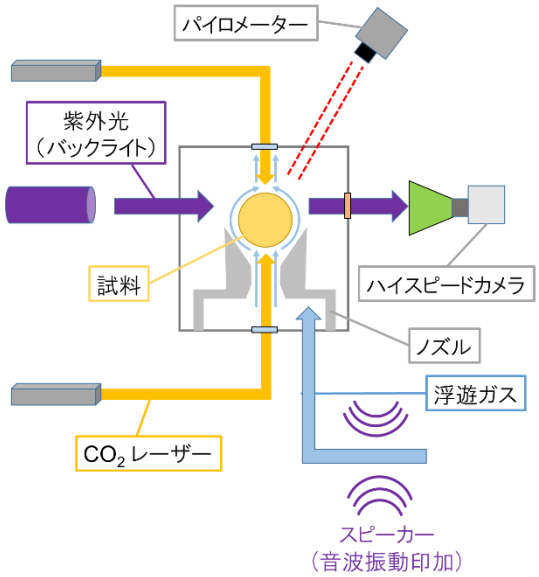


図 1　ガス浮遊装置の概略図

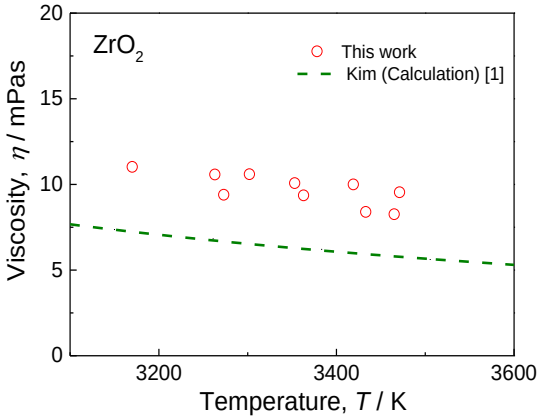


図 2　ZrO_2 の粘性

3. 謝辞

本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」における「Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化」の成果である。

参考文献

[1] W. K. Kim, J. H. Shim, and M. Kaviany, J. Nucl. Mater. 491, 126 (2017).

*Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Yuji Ohishi[1]
[1]Osaka Univ.

ナトリウム冷却高速炉におけるシビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する実験研究 (2) セシウム及びナトリウムエアロゾルの凝集試験

Experimental study on Cs containing aerosol behavior under severe accidents in sodium cooled fast reactors

(2) Experiments on coagulation of Cs containing aerosol and Na containing aerosol

*松井 将都[1]，星野 太輔[1]，服部 亮平[1]，前島 颯人[1]，佐藤 勇[1]

[1]東京都市大学

ナトリウム冷却高速炉（以下、SFR）のシビアアクシデント（以下、SA）時における放射性エアロゾル挙動の予測評価精度をより向上させるため、「本研究・(1) 実験計画と課題」に引き続き、セシウム化合物エアロゾルとナトリウム化合物エアロゾルの凝集試験を実施、その基本的な挙動を観察した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，セシウム，ナトリウム，エアロゾル

1. 緒言

SFR における SA 時の放射性エアロゾル挙動において、プラントの特性・事故進展等を熟慮した予測評価が必要である。軽水炉 SA 時と大きく異なる点として、冷却材ナトリウムとコンクリートの反応によるナトリウムエアロゾルの発生が挙げられる。「本研究・(1) 実験計画と課題」では、エアロゾル挙動評価のための試験装置の製作・整備及び予備試験を実施し、本試験を行う上で検討すべき課題を抽出することができた。今回、これらの課題を解決するために、試験体系の改良（エアロゾル流入機構、チャンバ内流量調整、試料選定など）を行った。その上で、エアロゾル挙動において、極めて重要な現象である「凝集」に着目し、均一粒径をもつ SiO_2 粒子、また電気炉により作製したセシウム及びナトリウム化合物エアロゾルを用いた凝集試験を行い、その基本的な挙動を観察した。

2. エアロゾルの作製

電気炉により、石英ガラス管内の白金坩堝上において CsI 及び NaCl の粉末を一旦溶かし、再度、固体形に戻すことで、エアロゾルスペクトロメータの測定可能粒径 (0.1-40μm) を持つエアロゾルの作製を行なった（図 1 左）。作製したエアロゾルは粒径にばらつきがあるため、分粒して使用することを考えている。

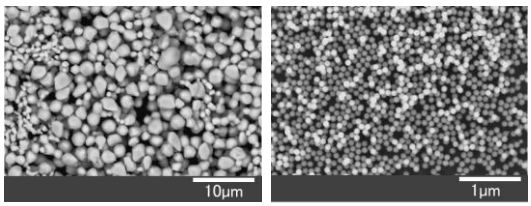


図 1 左：作製した CsI エアロゾル
右：0.1μm-SiO_2 粒子(日本触媒,KE-P10)

3. 凝集試験

粒径 0.1μm の SiO_2 粒子（図 1 右）に対し、改良した試験体系を用いて凝集試験を行った。図 2 より、測定地点ごとの粒子のカウント数はあまり変化がみられないのに対し、発生器からの距離が遠くなるほど、分布がなだらかになっていることが確認できる。これは、エアロゾルの衝突回数が増え、凝集率が高くなることで、粒径の大きな粒子の割合が多くなっているものと思われる。また作製したエアロゾルを用いて、凝集試験を行い、その挙動を観察した。これについては、当日の報告にて発表する。得られた結果がエアロゾルの基本挙動から解析的に予測されるものであるかを評価する予定である。

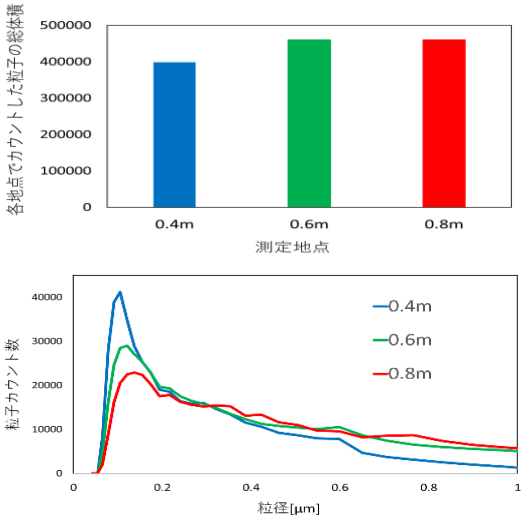


図 2　距離による凝集粒子粒径の比較

参考文献

[1] Cousin, F., Girault, N., “Modelling of fission-product transport in the reactor coolant system” Nucl. Vol.61, Nov.2013

謝辞　本研究は原子力規制庁から東京都市大学への委託研究「高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する試験」として実施した。

*Masato Matsui[1], Daisuke Hoshino[1], Ryohei Hattori[1], Hayato Maejima[1], Isamu Sato[1],
[1]Tokyo City University

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

[3M12-14] Fabrication of Fast Reactor Fuels

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 3:20 PM - 4:10 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M12] Evaluation on the denitration characteristics heated by the circular polarized microwave

*Tomoomi Segawa[1], Masafumi Tanigawa[1], Yoshiyuki Kato[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Toshihide Kitazawa[2], Kenji Taguchi[3], Tatsuya Kashiwa[3] （1. JAEA, 2. Ritsumeikan University, 3. Kitami Institute of Technology）

3:20 PM - 3:35 PM

[3M13] Development of Flowability Improvement Technology for MOX Powder by Wet Granulation

*Katsunori Ishii[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Masahiro Suzuki[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

3:35 PM - 3:50 PM

[3M14] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

*Atsushi Ouchi[1], Mutsumi Hirai[1], Humiki Mizusako[1], Kenji Konasi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] （1. NIPPON NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CO.,LTD., 2. TOHOKU UNIVERSITY, 3. OSAKA UNIVERSITY）

3:50 PM - 4:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

円偏波制御マイクロ波加熱による脱硝特性の評価

Evaluation on the denitration characteristics heated by the circular polarized microwave

*瀬川 智臣[1]，谷川 聖史[1]，加藤 良幸[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，鈴木 政浩[1]，
北澤 敏秀[2]，田口 健治[3]，柏 達也[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]立命館大学，[3]北見工業大学

マイクロ波加熱脱硝技術の高度化を目的として，円偏波に制御したマイクロ波加熱装置を用いて模擬物質の脱硝特性について解析・評価を行った．数値シミュレーションによる解析結果およびマイクロ波加熱脱硝試験結果について報告する．

キーワード：マイクロ波加熱脱硝，円偏波，硝酸コバルト水溶液，数値シミュレーション

1. 緒言

原子力機構では，使用済燃料の再処理工程で製造される MOX 原料粉の品質向上を目的とし，マイクロ波加熱脱硝技術の開発を進めている．マイクロ波加熱領域の可視化試験の結果から，直線偏波に比べて円偏波の方が均一に加熱できる傾向にあることを確認した[1]．円偏波制御マイクロ波加熱による脱硝特性を評価するために，数値シミュレーションによる電力吸収分布の解析を行うとともに，模擬溶液を用いたマイクロ波加熱脱硝試験により生成した粉末の評価を行った．

2. 試験方法

Fig. 1 に本試験に使用したマイクロ波加熱装置を示す．本装置は，円形導波管，八角錐型屋根を有する円形キャビティにより構成される．マイクロ波は円形導波管により円偏波に変換された後，円形キャビティ内の模擬溶液に照射される．模擬溶液として硝酸コバルト水溶液を使用した．マイクロ波照射時の模擬溶液のリアルタイムでの温度変化および重量変化を放射温度計および円形キャビティの下部に設置した電子天秤によりそれぞれ測定した．

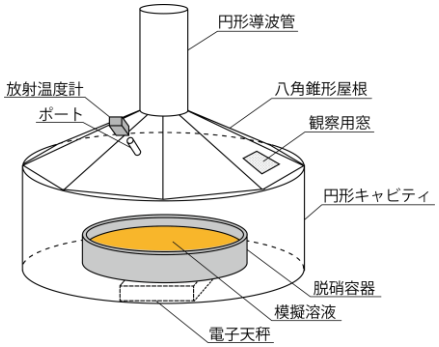


Fig. 1 マイクロ波加熱装置の構成図

3. 試験結果と考察

数値シミュレーションにより，円偏波制御マイクロ波照射においては，周方向の吸収電力分布が均一になることを確認した．

マイクロ波加熱脱硝により生成した粉末の XRD パターンおよび SEM 像を Fig. 2 および Fig. 3 に示す．中心部，中間部および周縁部へ径方向にサンプリングした試料の XRD ピークにおいて，いずれも Co_3O_4 のピークが得られており，径方向についても均一に脱硝が進行することを確認した．

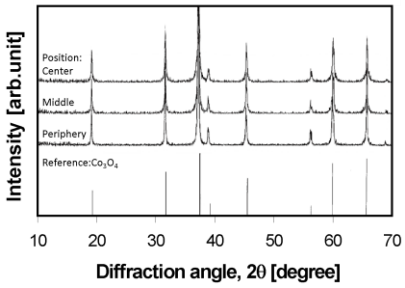


Fig. 2 マイクロ波加熱脱硝により生成した粉末の XRD パターン

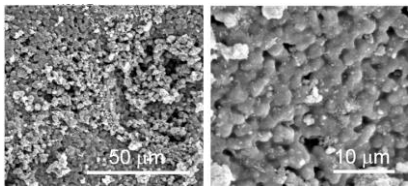


Fig. 3 マイクロ波加熱脱硝により生成した粉末の SEM 像

4. 結論

円偏波制御マイクロ波加熱装置における数値シミュレーションおよび硝酸コバルト水溶液の加熱脱硝試験を行った結果，良好な加熱・脱硝特性が得られることが明らかとなった．

参考文献

[1] 川口浩一　他　「マイクロ波加熱における被加熱物の相対的温度分布の可視化」，2B04，第６回日本電磁波エネルギー応用学会シンポジウム

*Tomoomi Segawa[1], Masafumi Tanigawa[1], Yoshiyuki Kato[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Toshihide Kitazawa[2], Kenya Taguchi[3], Tatsuya Kashiwa[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ritsumeikan University, [3]Kitami Institute of Technology

湿式造粒法による MOX 原料粉末の流動性改良技術開発
ー 造粒粉の粒度分布調整試験 ー

Development of Flowability Improvement Technology for MOX Powder by Wet Granulation
- Experiments on Size Distribution Control of Granulated Powder -

*石井 克典[1]，瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，鈴木 政浩[1]
[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構では、将来の高速炉用 MOX 燃料製造プロセスとして、簡素化ペレット法の研究開発を実施している。整粒機による粉砕処理を行うことにより、湿式造粒法で製造した造粒粉に含まれる粗大粒子を、流動性を低下させることなく除去することができた。

キーワード：高速炉，燃料製造，簡素化ペレット法，MOX，原料粉末，造粒，整粒，粉末流動性

1. 緒言

簡素化ペレット法の原料粉末の流動性改良手法として、湿式造粒法が用いられている。前報[1]では、従来の高速撹拌造粒機よりも構造を簡素化し、粉末付着防止機能を強化した湿式造粒機を用いて造粒試験を実施し、15 分以内に中位径数百μm の造粒粉を得ることができたが、造粒粉には粒径 1mm を超える粗大粒子が含まれることがわかった。そのため、造粒直後の造粒粉を整粒機により粉砕し、金型への充填に適した造粒粉の割合を増加させることを目的とした。

2. 実験方法

本試験で用いた整粒機は、㈱奈良機械製作所製のネビュラサイザーNS-20 型であり、模擬造粒粉として、湿式造粒機で製造した WO_3 造粒粉を用いた。はじめに、排出口のクリアランスとローター回転数をパラメーターとした粉砕試験を実施し、装置の運転条件を最適化した。次に、最適化した運転条件により、約 5 kg の WO_3 造粒粉を整粒機で粉砕処理し、目標粒径範囲（75～500μm）にある造粒粉の割合を評価した。また、粉砕前後の造粒粉の流動性の変化を Carr の流動性指数により評価した。

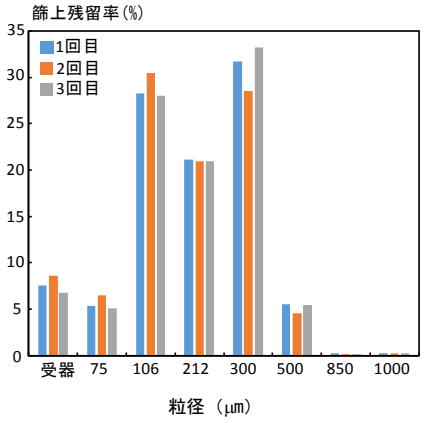


図 1　整粒処理後の WO_3 造粒粉の粒度分布

3. 結果と考察

最適化した運転条件（ローター回転数：1750 rpm、クリアランス：0.5 mm）を用いて、約 5 kg の WO_3 造粒粉の粉砕試験を 3 回実施したところ、図 1 に示す粒度分布となり、目標粒径範囲にある造粒粉の割合を 51%から 87%に増加させることができた。また、Carr の流動性指数は 87 から 86 に変化する程度であり、整粒機の粉砕処理に伴い発生した微粉による流動性の低下は、ほとんど無いことがわかった。

4. 結論

湿式造粒機で得られた粗大粒子を含む WO_3 粉末を整粒機で粉砕処理することにより、流動性を低下させることなく、粗大粒子を除去することができた。

参考文献

［1］石井　克典，他，「湿式造粒法による MOX 原料粉末の流動性改良技術開発－造粒機の性能評価－」，2E05，日本原子力学会 2018 年秋の大会

*Katsunori Ishii[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1] and Masahiro Suzuki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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
- 水素化に適した(Ln,Zr)合金の作製 -

Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket
- Preparation of (Ln, Zr) alloy suitable for hydrogenation -

*大内敦[1]，水迫文樹[1]，平井　睦[1]，小無健司[2]，牟田浩明[3]，黒崎健[3]
[1]日本核燃料開発，[2]東北大学，[3]大阪大学

マイナーアクチノイド（MA）の核変換に用いる MA-Z r 水素化物ターゲット製造における金属ペレット作製技術として有望と考えられているメカニカルアロイ／ホットプレス法で調製した Ln-Zr 合金についてジーベルツ法による水素化試験を行い、当該合金が水素化物に適していることを確認した。

キーワード：マイナーアクチノイド、核変換、希土類、ジルコニウム、水素化

1. 緒言

長寿命放射性廃棄物の地層処分の負担軽減を目的とした、MA-Zr 水素化物ターゲットの核変換システムでは、MA-Zr 合金を水素化して水素化物ターゲットを得る計画である。これまでに、アトライターで作製した混合粉末をホットプレスすることにより合金ペレットを得る工程が有望であることを報告した[1]。水素化に関しては、高温溶融過程により調製した Ln-Zr ペレットの水素化に関する報告はあるが、ホットプレスにより得られた試料についての報告はない。本報告では、本工程で得られる Ln-Zr 合金ペレットが水素化に適していることを確認する目的で、本工程で得られた合金ペレットの水素化試験結果を示す。

2. 実験方法

Zr 粉末と Nd 粉末をアトライターで 3 時間処理して Zr-Nd 混合粉末とし、750℃-138MPa でホットプレスすることにより合金ペレットを得た。この合金ペレットを真空中 700℃で加熱保持した後、ジーベルツ法に従ってゆっくりと必要量の水素を供給し、0.2℃/min で 500℃まで降温しながら水素化した。得られた水素化物の H/M 比（金属元素数に対する水素元素数の比）を重量変化および水素圧力変化から評価するとともに、SEM/EDS、XRD により元素分布、結晶構造の評価を行った。

3. 結果

Zr-Nd 合金ペレットは、直径約 6 ㎜、高さ約 6 ㎜、密度 94%TD であり、均一に Nd が分布していた。このペレットを水素化し、重量法による H/M 比 1.43（水素圧力法で 1.32）の水素化物を得た。外観写真を図 1 に示す。本手法で作製した Zr-Nd 合金ペレットの水素化に既存のジーベルツ法が適用できたことから、原料粉末から水素化物ターゲット用ペレットまでの製造工程の見通しを得た。

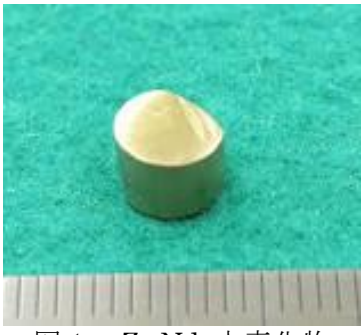


図 1　Zr-Nd 水素化物ペレットの外観

※　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] 大内敦、水迫文樹、平井睦、小無健司、牟田浩明、黒崎健、日本原子力学会 2018 年秋の大会、3E02 他

*Atsushi Ouchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3] and Ken Kurosaki[3]
[1] NFD, [2] Tohoku Univ., [3]Osaka Univ..

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

[3O01-05] Fusion Neutron Source

Chair:Eiji Hoashi(Osaka Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 9:30 AM - 10:50 AM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[3O01] Conceptual Study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules

*Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST)

9:30 AM - 9:45 AM

[3O02] Conceptual study on Fusion Neutron Source (A-FNS) test modules

*Makoto Nakamura[1], Satoshi Sato[1], Changho Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Hiroo Kondo[1], Kentaro Ochiai[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST)

9:45 AM - 10:00 AM

[3O03] Conceptual Study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules

*ChangHo Park[1], Satoshi Sato[1], Masayuki Ohta[1], Makoto Nakamura[1], Saerom Kwon[1], Kentaro Ochiai[1], Atsushi Kasugai[1], Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:00 AM - 10:15 AM

[3O04] Conceptual Study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules

*Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1], Changho Park[1], Makoto Nakamura[1], Motoki Nakajima[1], Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Jaehwan Kim[1], Tsuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

[3O05] Conceptual Study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules

*Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1], Makoto M. Nakamura[1], Saerom Kwon[1], ChangHo Park[1], Kentaro Ochiai[1], Youji Someya[1], Yoshiteru Sakamoto[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核融合中性子源(A-FNS) 試験モジュールの概念検討
(1) 試験モジュール全体概要

Conceptual study on Fusion Neutron Source (A-FNS) test module

(1) Overview of test module

*佐藤 聡[1], 中村 誠[1], 朴 昶虎[1], 権 セロム[1], 太田 雅之[1], 落合 謙太郎[1], 春日井 敦[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

核融合原型炉建設判断に資する必須の材料照射データを取得するために、核融合中性子源(A-FNS)と8種類の試験モジュールを用いて照射試験を行う。核融合材料試験モジュールの概念検討を行い、基本概念を確立した。併せて、核融合以外の多目的利用に関しても検討し、利用可能性を示した。

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

1. A-FNS 概要

QST 六ヶ所研にて、核融合中性子源(A-FNS)の概念検討を行っている。A-FNS では、40MeV/125mA の重陽子と液体リチウムターゲットとの核反応により、線源強度 6.8x10^{16}n/s の 14MeV 近傍にピークを有する中性子を発生させ、様々な試験モジュールを用いて、核融合材料照射試験を行う。加えて A-FNS では、発生する中性子を核融合材料照射試験に加えて、核融合以外の多目的利用にも使用する。

2. A-FNS 照射場

試験モジュールを設置する照射場の大きさはビーム方向に 1.5m、ビームと直交方向に 1.5m である。図1に照射場の全中性子束分布を示す。全中性子束は約 5x10^{14}n/cm^2/s～1x10^{12}n/cm^2/s であり、中性子束強度や中性子スペクトルに応じて、各種試験モジュールを設置する。

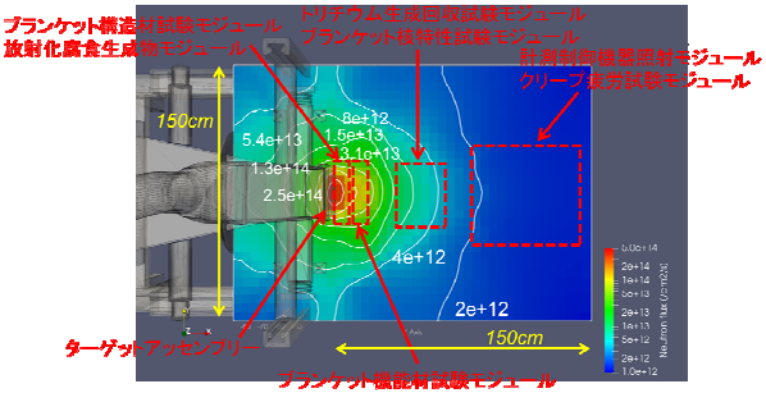


図1　照射場の全中性子束分布及び試験モジュールの配置

3. 試験モジュール

A-FNS では、中性子束計測モジュール、ブランケット構造材料照射試験モジュール、ブランケット機能材料照射試験モジュール、トリチウム放出回収特性試験モジュール、放射化腐食生成物試験モジュール、ブランケット核特性試験モジュール、計測制御機器照射試験モジュール、クリープ疲労試験モジュールを用いて、核融合材料照射試験を行い、核融合原型炉建設判断に資する必須の材料照射データを取得する。A-FNS では、核融合材料試験モジュールに加えて、A-FNS で発生する莫大な量の中性子を利用して、医療用や産業用の RI 生成等の核融合以外の多目的利用にも使用する。図1には、照射場での核融合材料試験モジュールの配置を示す。

---

*Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1] and Atsushi Kasugai[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合中性子源(A-FNS) 試験モジュールの概念検討
（2）安全/遠隔保守システム設計

Conceptual study on Fusion Neutron Source (A-FNS) test module

(2) Design of the safety and remote maintenance systems

*中村 誠[1], 佐藤 聡[1], 朴 昶虎[1], 権 セロム[1], 太田 雅之[1], 近藤 浩夫[1], 落合 謙太郎[1], 春日井 敦[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

A-FNS の安全性検討を行い、A−FNS 設計では危険時の措置が要求されうることを明らかにした。試験モジュールの遠隔保守システムを検討し、試験モジュール設計を劇的に向上させる新遠隔保守方式「遮蔽プラグ一体型・水平引抜き方式」を考案した。

キーワード：核融合中性子源, A−FNS, 安全性, 遠隔保守, システム設計, 放射線防護

1. 緒言

核融合中性子源(A–FNS)では多量の放射線と放射性物質が発生するため、作業者と公衆の放射線防護に関する安全設計が重要である。そこで、A–FNS の安全システム、および放射線防護に資する遠隔保守システムの概念設計を行っている。

2. 安全システム概念設計のための予備検討

改正障防法では「数量の極めて大きい RI の許可届出使用者」又は「大規模研究用加速器施設の許可使用者」を対象に、新たに危険時の措置の事前対策が要求されることになった。そこで、改正障防法に適合した A-FNS 安全設計指針の構築に向け、A-FNS で危険時の措置の事前対策が要求されるか否かの予備検討を行った。検討の結果、A-FNS は加速器ビームに関しては非該当であるが、「数量の極めて大きい RI の許可届出使用者」に該当することが分かり(表 1)、A-FNS で危険時の措置の事前対策が要求される法令的根拠を明らかにした。

表 1 改正障防法で義務付けられる危険時の措置の強化対象の判定表

対象	基準値	A-FNS	判定
RI 数量	使用場所ごとに $\Sigma_i A_i/D_i \geq 1$(*1)	$\Sigma_i A_i/D_i = 2.54$	該当
加速器ビーム	P > 0.5 kW かつ E > 100 MeV/A	P = 5 MW, E = 20 MeV/A	非該当

3. 遠隔保守システム概念設計

IFMIF 工学設計における試験モジュールの遠隔保守方式では、冷却管やケーブルを試験セル内で遠隔的に接続・切断しなければならない等の技術的課題があった。そこで新遠隔保守方式「遮蔽プラグ一体型・水平引き抜き方式」を考案した(図 1)。本方式の利点は、(i)技術的に難しい試験セルでの接続を排除できる点、(ii)試験セル・モジュール設計の取合いを低減できる点にある。本方式を適用することにより、試験モジュール設計の自由度が大幅に高まり、設計を劇的に向上できる。

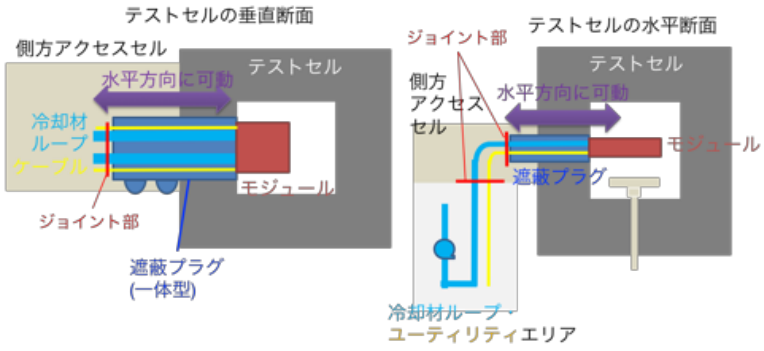


図 1 試験モジュールの新遠隔保守方式の基本概念図

* Makoto Nakamura[1], Satoshi Sato[1], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1] and Atsushi Kasugai[1]

[1] National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合中性子源(A-FNS)試験モジュールの概念検討
(3) ブランケット構造材照射試験モジュール(BSMTM)の設計

Conceptual Study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules

(3) Design of Blanket Structural Material Test Module (BSMTM)

*朴 昶虎[1], 佐藤 聡[1], 太田 雅之[1], 中村 誠[1], 権 セロム[1], 落合 謙太郎[1], 春日井 敦[1],
野澤 貴史[1], 谷川 博康[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

核融合中性子源(A-FNS)のブランケット構造材照射試験モジュール(BSMTM)の基本概念設計を行った。基本仕様の確立を目的に核・熱解析を実施し, ユーザーが要求する照射条件を満たす見通しを得た。

キーワード：核融合中性子源, A-FNS, 照射試験モジュール, ブランケット, F82H, 照射キャプセル

【緒言】 BSMTMでは, ブランケット構造材であるF82H試験片を10dpa/fpyの条件で照射実験する。BSMTMの照射条件として, 試験部の①照射時における試験片温度の均一化(10℃以内)と②温度(250~550℃)の維持が求められている。本研究では, このモジュールの基本概念の設計及び核・熱解析を行い, その結果より設計要件を満たせる見通しを得ることを目的とする。

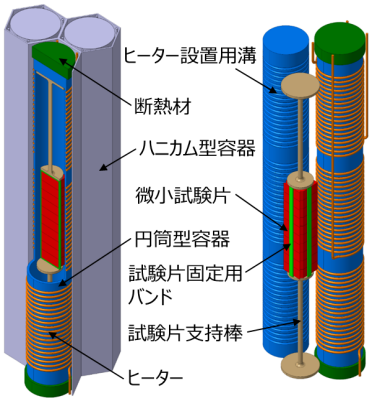


図1 BSMTMの概念図

【BSMTMの基本概念設計】 図1にBSMTMの概念図を示す。ハニカム型容器に円筒型キャプセルを設置し, キャプセル内にF82H微小試験片を装荷する。ハニカム型容器とキャプセル間にHeガスを上から下に流す。上・中・下段の3箇所にヒーターを設置することで, 試験片の温度制御の自由度の向上を図った。ターゲットアセンブリから5cm離れた位置に配置することでDPAの均一化と遠隔操作性の向上を図った。キャプセル内には熱媒体としてNaKを充填する。オンラインで試験片の温度を計測する多対式熱電対, 照射後温度履歴を計測するSiC延び計等をキャプセル内に装填する。

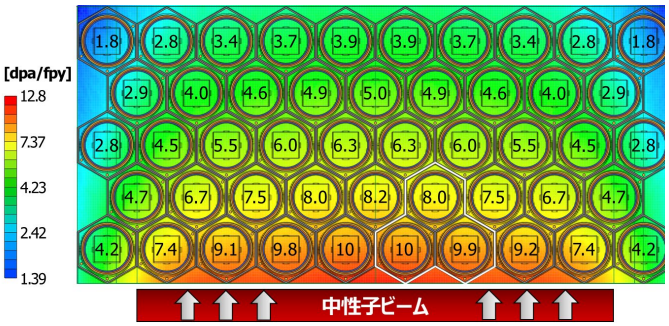


図2 BSMTM中心部のはじき出し損傷分布(水平方向)

【BSMTMの核・熱の数値解析】 BSMTM基本仕様の確立を目的に核・熱解析を行った。MCNPによる核解析によりはじき出し損傷, 核発熱等の核特性を評価した。BSMTM中心部の水平方向のはじき出し損傷分布を図2に示す。数値は各キャプセルごとのはじき出し損傷の平均値(dpa/fpy)であり, 設計条件を満足している。核発熱分布をインプットとしてANSYSを用いて熱解析を行った。図3に試験片部の温度分布を示す。He冷却ガスとヒーターの適切な制御により, 設計温度条件(500±10℃)を満足できる見通しを得た。

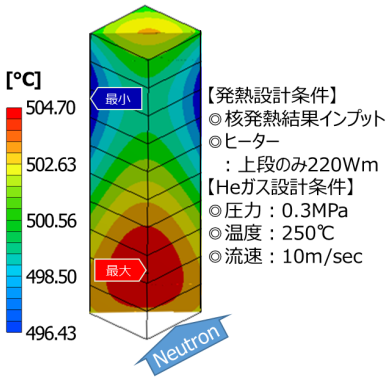


図3 BSMTMの試験部の温度分布

*ChangHo Park[1], Satoshi Sato[1], Masayuki Ohta[1], Makoto Nakamura[1], Saerom Kwon[1], Kentaro Ochiai[1], Atsushi Kasugai[1], Takashi Nozawa[1] and Hiroyasu Tanigawa[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合中性子源（A-FNS）試験モジュールの概念検討
（４）NFMM/ACPM/TRTM/BFMTM 設計

Conceptual study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules
(4) Design of NFMM/ACPM/TRTM/BFMTM

*権 セロム[1]，太田 雅之[1]，佐藤 聡[1]，中村 誠[1]，朴 昶虎[1]，落合 謙太郎[1]，中島 基樹[1]，野澤 貴史[1]，谷川 博康[1]，金 宰煥[1]，星野 毅[1]，中道 勝[1]，春日井 敦[1]
[1] 量子科学技術研究開発機構

A-FNS 試験モジュールとして、中性子束計測モジュール、F82H の核融合中性子照射下腐食データを取得する放射化腐食生成物試験モジュール、トリチウム増殖材・中性子増倍材微小球からのトリチウム放出回収特性試験モジュール、ブランケット機能材料照射試験モジュールの基本概念を確立した。

キーワード：核融合中性子源、A-FNS、照射試験モジュール、核解析、中性子計測、 F82H、ブランケット

1. 緒言

A-FNS では 8 種類の核融合材料照射試験モジュールを用いて照射試験を行う。A-FNS 試験モジュールとして、中性子束計測モジュール（NFMM）、放射化腐食生成物試験モジュール（ACPM）、トリチウム放出回収特性試験モジュール（TRTM）、ブランケット機能材料照射試験モジュール（BFMTM）に関する基本概念を検討した。MCNP による核解析を実施し、試験モジュールの核特性を評価し照射条件等を確立した。

2. 各試験モジュールの要求仕様及び基本概念

2-1. NFMM: NFMM は各試験モジュール中の中性子束や反応率分布等を計測するモジュールである。ビームコミッショニング時に、各試験モジュールと同じ形状の NFMM を用いて実験データを取得する。NFMM には放射化箔やペレット、熱蛍光線量率計等の検出器を設置する。使用する放射化箔選定を目的として、東北大 CYRIC を用いて d-Li（E_d=40 MeV）中性子場における反応率測定実験を実施し、ドジメトリー断面積の精度を評価した。

2-2. ACPM: ACPM は核融合原型炉構造材 F82H 配管中に原型炉と同じ条件の高温高圧水（15 MPa、300 ℃の）を流し、核融合中性子照射条件下での放射化腐食生成物を測定するモジュールである。はじき出し損傷率 10dpa/fpy、照射時間 3000 時間での照射条件で腐食生成物データを取得する。

2-3. TRTM: TRTM はトリチウム増殖材及び中性子増倍材微小球からのトリチウム放出及び回収特性をオンライン測定により実験データを取得する試験モジュールである。A-FNS 照射場でのトリチウム増殖材及び中性子増倍材からのトリチウム生成率分布を計算し（図参照）、設置位置や照射条件等を確立した。

2-4. BFMTM: BFMTM はトリチウム増殖材及び中性子増倍材の核融合中性子照射データを照射後試験により取得するモジュールである。初期照射データとして、2～3 年の積算照射時間でベリリウムのはじき出し損傷値 2dpa、ヘリウム生成量 3000appm の照射データを取得する。核解析により BFMTM 中の弾き出し損傷率及びヘリウム生成率を計算し、基本概念を確立した。

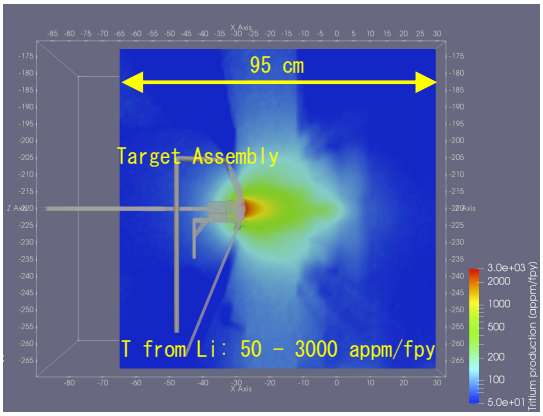


図. 核解析で得られた A-FNS 照射場でのトリチウム増殖材からのトリチウム生成率分布.

*Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], Changho Park[1], Kentaro Ochiai[1], Motoki Nakajima[1], Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Jaehwan Kim[1], Tsuyoshi Hoshino[1], Masaru Nakamichi[1] and Atsushi Kasugai[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合中性子源（A-FNS）試験モジュールの概念検討
（５）BNPTM/DCTM 設計、応用利用

Conceptual study on Fusion Neutron Source (A-FNS) Test Modules
(5) Design of BNPTM/DCTM, Application

*太田 雅之[1]、佐藤 聡[1]、中村 誠[1]、権 セロム[1]、朴 昶虎[1]、落合 謙太郎[1]、染谷 洋二[1]、
坂本 宜照[1]、春日井 敦[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

A-FNS 核融合照射試験モジュールとして、ブランケット核特性試験モジュールと計測制御機器照射試験モジュールの基本概念を確立した。A-FNS では、核融合照射試験に加えて、莫大に発生する中性子の応用利用を計画しており、応用利用で用いる試験モジュールおよびシステムについての基本概念を確立した。

キーワード：核融合中性子源、A-FNS、原型炉ブランケット、計測制御機器、中性子利用

1. 緒言

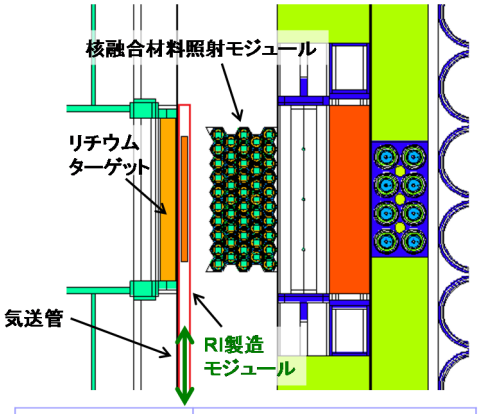
A-FNS では 8 種類の核融合材料照射試験モジュールを用いて、照射試験を行う。A-FNS 試験モジュールとして、ブランケット核特性試験モジュール(BNPTM)、計測制御機器照射試験モジュール(DCTM)に関する基本概念を検討した。加えて、核融合に関する照射試験以外の応用利用で用いる試験モジュールおよびシステムの概念について検討した。MCNP による核解析を実施し、これらの試験モジュールおよびシステムの核特性を評価し、照射条件等を確立した。

2. 各試験モジュールの要求仕様及び基本概念

2-1. BNPTM: BNPTM では、原型炉ブランケットモックアップを用いて体系内のトリチウム生成率分布や中性子束分布、核発熱率分布を測定するためのモジュールである。測定値と核解析による計算値を比較することにより、原型炉ブランケット核設計解析精度を確立する。

2-2. DCTM: DCTM では、原型炉で使用する原型炉計測装置、制御装置、窓材、絶縁材、コイル線材等の核融合中性子照射試験を行い、照射データを取得する。

2-3. 応用利用: 応用利用では、気送管（図 1 参照）を利用して高エネルギー中性子による医療・工業・農業用 RI を生成、回収する。図 1 に ^{99}Mo の生成量と需要量の比を示す。A-FNS では、需要量を充分に満足できる ^{99}Mo を生成できる。その他、試験セル外側での低エネルギー中性子照射によるシリコン半導体の製造、ビーム孔を利用したビーム状の中性子を用いた中性子イメージング、液体や気体のループを利用して放射性核種から放出されるガンマ線や陽電子利用を実施する。



濃縮$^{100}MoO_3$試料を用いた場合（5 mm厚）	放射能（TBq/week）と日本の需要に対する割合 [%]
2 日照射×3回	186 [222%]
3 日照射×2回	167 [198%]
6 日照射×1回	122 [146%]

図 1. 気送管を利用した RI 製造モジュールと ^{99}Mo 製造量の一例.

*Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1], Makoto M. Nakamura[1], Saerom Kwon[1], ChangHo Park[1], Kentaro Ochiai[1], Youji Someya[1], Yoshiteru Sakamoto[1] and Atsushi Kasugai[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

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

[3O06-08] Neutron Field Evaluation

Chair:Nakamura Makoto(QST)

Fri. Mar 22, 2019 10:50 AM - 11:40 AM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[3O06] Re-preparation of a gas target at Tohoku University FNL for neutron detector calibrations and the neutron field evaluation by the PHITS code

*Takeo Nishitani[1], Shigeo Matsuyama[2], Toshiya Sanami[3], Kunihiro Ogawa[1,4], Mitsutaka Isobe[1,4]
（1. NIFS, 2. Tohoku Univ., 3. KEK, 4. SOKENDAI）

10:50 AM - 11:05 AM

[3O07] Evaluation of Neutron Flux Distribution using Activation Foil/Wire and Imaging Plate

*Yasuyuki Ogino[1], Keisuke Mukai[1,2], Juro Yagi[1,2], Satoshi Konishi[1,2] （1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2. Institute of Advanced Energy, Kyoto University）

11:05 AM - 11:20 AM

[3O08] Experimental evaluation of the amount of radioactivity formed in the torus hall of the large helical device

*Yuya Yamamoto[1], Makoto Kobayashi[2,3], Tomoyo Tanaka[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Kunihiro Ogawa[3,2], Takeo Nishitani[2], Mitsutaka Isobe[2,3]
（1. Nagoya Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI）

11:20 AM - 11:35 AM

©Atomic Energy Society of Japan

中性子検出器較正のための東北大 FNL 重水素ガスターゲットの再整備と PHITS による中性子場特性評価

Re-preparation of a gas target at Tohoku University FNL for neutron detector calibrations and the neutron field evaluation by the PHITS code

*西谷 健夫[1]、松山 成男[2]、佐波 俊哉[3]、小川 国大[1,4]、磯部 光孝[1,4]
[1]核融合研，[2]東北大，[3]高エネルギー研，[4]総研大

LHD の重水素プラズマ実験で使用する中性子検出器の較正を目的として、東北大 FNL の重水素ガスターゲットの再整備を行った。また PHITS により整備した重水素ガスターゲットの特性評価を行った。

キーワード：重水素ガスターゲット、東北大 FNL、中性子検出器、PHITS、LHD

1. 緒言

大型ヘリカル装置(LHD)では 2017 年 3 月から重水素プラズマ実験を開始した。LHD では数種類の中性子検出器を使用しているが、それらの特性評価のために 2-5MeV の範囲の単色性のよい中性子源が必要である。そこで東北大学高速中性子実験室（FNL）用に重水素ガスターゲットを再整備した。

2. 重水素ガスターゲット

再整備した FNL 用の重水素ガスターゲットを図 1 に示す。ガスセルは ϕ 10.8 mm×30 mm で、加速器側の窓には 6.47 μ m 厚のハーバーフォイルを使用した。ガスセルを一旦真空にした後、1～1.2 気圧の重水素ガスを充填した。

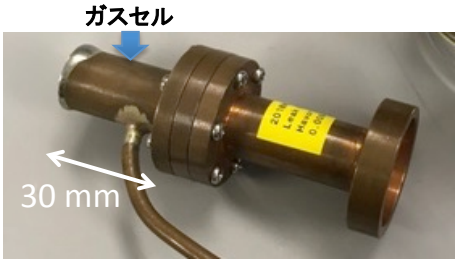


図 1 東北大 FNL 用重水素ガスターゲット

3. PHITS コードによる重水素ガスターゲットの特性評価

製作した重水素ガスターゲットの中性子発生特性を PHITS コードを用いて評価した。しかしオリジナルの PHITS では、10MeV 以下の D(d, n)^{3}He 反応など、軽核ターゲット、低エネルギー荷電粒子入射の再現性が悪い。そこで D(d, n)^{3}He 反応の二重微分断面積ファイルを作成し、PHITS の Frag Data 機能を利用して角度依存の中性子スペクトル・フラックスを計算した。D(d, n)^{3}He 反応の微分断面積は、重心系における近似式 $\sigma(\theta)=\sigma_T(1+A\cos^2\theta+B\cos^4\theta)/4\pi(1+1/3A+1/5B)$ を実験室系に変換して用いた。D(d, n)^{3}He 反応は 2 体反応であるので、二重微分断面積は必要ないが、PHITS の Frag Data では断面積を全て二重微分断面積の形にする必要がある。角度は 1° ごと 0～180° まで 181 点、中性子エネルギーは 0.01MeV ごと 1～6.99MeV まで 600 点とした。図 2 は 3MeV D$^+$入射の場合の 0° 、30° 、60° 、150° における中性子スペクトルを示す。角度ごとに単色性のよい中性子が得られていることがわかる。加速エネルギー依存性、ガス圧依存性についても紹介する。

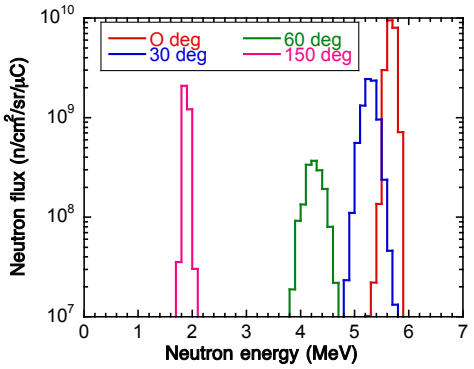


図 2 重水素がスターゲットからの中性子スペクトル

*TakeoNishitani[1], Shigeo Matsuyama[2] , Toshiya Sanami[3] , Kunihiro Ogawa[1,4] and Mitsutaka Isobe[1,4]
[1]NIFS, [2] Tohoku Univ. , [3] KEK , [4] SOKENDAI

放射化金属およびイメージングプレートを用いた中性子束の空間分布評価

Evaluation of Neutron Flux Distribution using Activation Foil/Wire and Imaging Plate

*荻野 靖之[1]，向井 啓祐[2]，八木 重郎[2]，小西 哲之[2]

[1]京都大学大学院エネルギー科学研究科，[2]京都大学エネルギー理工学研究所

核融合炉ブランケットのトリチウム増殖比を評価するためには，正確な中性子束分布の測定が必要となる．本研究では，小型の DD 核融合中性子源から発生する中性子を実験体系内に配置した金属箔および金属線に照射し，放射化した金属から放出されるガンマ線およびベータ線を，イメージングプレートを用いて測定した．この実験で得られた結果を，MCNP による中性子輸送計算と比較することで，中性子束の空間分布評価を行なった．

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，中性子輸送計算，放射化箔

1. 緒言

核融合炉に組み込まれるブランケットのトリチウム増殖比(TBR)を評価するためには，高い精度での中性子束分布の取得が必須であり，そのためには MCNP などによる中性子輸送計算に加え，実際の測定を要する．考案されている中性子計測手法のうち，放射化箔を用いた中性子の点計測を行なった報告[1]等を参考に，本研究では空間的分布法としてイメージングプレートを用いた方法を開発し、その感度、分解能、スペクトル分析の可能性を評価した．イメージングプレートによる転写での測定には，フルエンス分布の取得という他の計測方法にはない要素があり，またダイナミックレンジの広さ，測定後の再利用が金属・イメージングプレート双方で可能であるというメリットを有する．また，金やインジウム，ディスプロシウムなどを用いることで，複数のエネルギー領域での中性子束測定が可能となる．

2. 研究手法

小型の DD 核融合中性子源を用いて中性子を発生させ(中性子発生率:約 1.5×10^7n/s)，主にポリエチレンによって構成される実験体系内に置かれた金属箔および金属線へ照射を行なった．放射化させる金属には金線，インジウム箔，ディスプロシウム箔を使用し，中性子束の減衰を判断するために中性子源から y 軸方向に各金属を配置した(Fig.1)．照射後に放射化した金属は，イメージングプレート(Fujifilm BAS-MS)によって暗室で転写を行い，スキャナー(Molecular Dynamics STORM8200) によって輝尽性発光(PSL)強度の測定を行なった．また，上記の実験結果との比較検討のために，MCNP5(核データ:ENDF/B-VII.1,FENDL-3.1)によってモデル化した体系での中性子輸送計算を行った(Fig.1)． また，^{137}Cs 線源を用いてイメージングプレートの校正を行い，イメージングプレートによって取得される PSL とガンマ線の発生量との関係性を調べた．

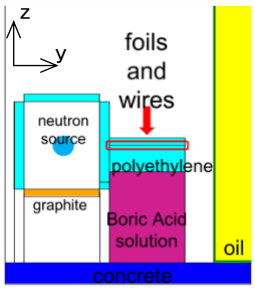


Fig.1 MCNP での計算体系

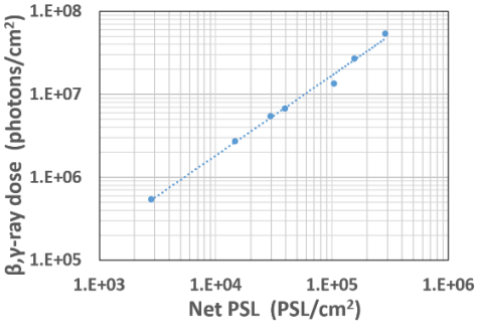


Fig.2 Cs 線源による IP の校正

3. 結果・考察

イメージングプレートの校正結果を Fig.2 に示す．横軸の PSL 密度と縦軸の単位面積当たりの β,γ 線量とが，図中約３桁の範囲で直線的に分布していることを確認した．放射化金属から得られた PSL 密度は，$10^3\sim10^6$ PSL/cm^2 の間で取得されたため，校正結果に基づき放射化金属の線量率(photons/cm^2)に換算した．

放射化金属の実験および計算で得られるガンマ線発生量と中性子源からの距離との関係は，距離に対する減衰傾向を同様に有しているものの，中性子数は計算に対して実験結果が過小である結果が得られた．この原因として，発生するガンマ線のエネルギーごとにイメージングプレートに寄与する感度が異なることが挙げられる．

参考文献

[1] Kentaro OCHIAI, Yosuke TATEBE, Keitaro KONDO, Seiki OHNISHI, Satoshi SATO, Kosuke TAKAKURA, and Chikara KONNO, Nuclear science and technology, 142-145 (2011)

*Yasuyuki Ogino[1], Keisuke Mukai[2], Juro Yagi[2] and Satoshi Konishi[2]

[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

大型ヘリカル装置本体室内における放射化物の形成量の実験的評価

Experimental evaluation of the amount of radioactivity formed in the torus hall of the large helical device

*山本 優弥[1]，小林 真[2,3]，田中 智代[1]，吉橋 幸子[1]，瓜谷 章[1]，渡辺 賢一[1]，山崎 淳[1]
小川 国大[2,3]，西谷 健夫[2]，磯部 光孝[2,3]
[1]名古屋大学，[2]核融合研，[3]総研大

大型ヘリカル装置で実施された重水素プラズマ実験 2nd キャンペーンにおいて放射化法を用いて構造材料の放射化物形成量を測定し、将来的な廃止措置に関わる放射化物の予測を行った。

キーワード：LHD，核融合，廃炉，放射化法

1. 緒言

岐阜県土岐市の核融合科学研究所にある大型ヘリカル装置（LHD）において、平成 30 年度において重水素プラズマ実験の 2nd キャンペーンが行われた。重水素プラズマ実験では、核融合反応によって 2.5 MeV の中性子が発生する。この中性子は、LHD 本体のみならずコンクリート壁等の構造物や周辺機器を放射化させる。そのため、将来の核融合炉の廃止措置計画や、核融合炉における作業環境の向上を考えた場合、これらの放射化物の形成量の評価は必要不可欠である。そこで、本研究では放射化法を用いた放射化物形成量の測定と、粒子輸送モンテカルロ計算コード PHITS[1]と放射化計算コード DCHAIN-SP を用いて、将来的な放射化物の形成量の長期予測を行った。

2. 手法

2-1 ステンレスにおける放射化物の形成量評価

本研究では、LHD で用いられている SUS316L の小片(40×40×0.3mm)と、比較のための SUS316 の小片(20×20×1mm)を LHD のポート周辺と LHD から 10m、23m、35m 離れた場所に設置し、重水素プラズマ実験の期間中放射化させた。放射化させた各小片を HPGe 半導体検出器を用いて測定し、検出されたガンマ線のエネルギーから生成した誘導放射能を選定した。また、カウント数から放射化量を推定した。

2-2 モンテカルロシミュレーションによる放射化量の評価

SUS316、SUS316L に含まれる Co、Mo、Ni に着目して PHITS および DCHAIN-SP による放射化量の評価を行い、2.1 で得られた測定結果と比較した。

3. 結論

SUS316 や SUS316L を用いてシミュレーションと実験の観点から放射化量の評価を行った。本研究においてこれらの材料では ^{54}Mn(312d)と ^{60}Co(5.26y)が長期放射化物として問題となることが分かった。今後、コンクリートなど他の材料についても放射化量の評価を行っていく予定である。

参考文献

[1] 仁井田浩二,"PHITS User's Manual Ver.3.02"(2017)

---

*Yuya Yamamoto[1], Makoto Kobayashi[2,3], Tomoyo Tanaka[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Kunihiro Ogawa[3,2], Takeo Nishitani[2], Mitsutaka Isobe[2,3]

1.Nagoya Univ., 2.NIFS, 3.SOKENDAI

General Meeting

[3B_GM]「バックエンド部会」第50回全体会議

Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room B)

[3B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[3D_GM]「再処理・リサイクル部会」第36回全体会議

Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room D)

[3D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[3E_GM] 「核データ部会」第39回全体会議

Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room E)

[3E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[3K_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第59回全体会議

Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[3K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room K)

[3K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[3L_GM] 「原子力安全部会」第21回全体会議

Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room L)

[3L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[3M_GM]「核燃料部会」第46回全体会議

Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Mar 22, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room M)

[3M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan