Mon. Mar 16, 2020

Room F

Planning Lecture (Free Entry) | Joint Session | Joint Session 3 - Health Physics and Environment Science subcommittee, Radiation Science and Technology subcommittee

[1F_PL] Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasuresand

Chair:Sumi Yokoyama(Fujita Health Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F_PL01] Activities of Health Physics and Environment Science Subcommittee in connection with Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasuresand

*Takatoshi Hattori[1] (1. CRIEPI)

[1F_PL02] Current situation of environmental radiation monitoring and activities of Radiation Science and Technology Subcommittee

*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

[1F_PL03] Discussion

*All Presenters[1]

©Atomic Energy Society of Japan

Mon. Mar 16, 2020

Room A

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1A_PL] Development Status of Accident Tolerant Fuel

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A_PL01] Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (1)
*Kan Sakamoto[1] (1. NFD)

[1A_PL02] Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (2)
*Masao Owaki[1] (1. Toshiba ESS)

[1A_PL03] Development of Accident Tolerant Fuel for PWR
*Seiichi Watanabe[1] (1. MNF)

[1A_PL04] General discussion

Room B

Planning Lecture | Special Lecture | Local Commition

[1B_PL] Activities for Reconstruction in Tohoku

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[1B_PL01] Revitalization of Fukushima and Promotion for Research, Technology Development and Industrial Creation by Innovation
*Yoshihito Ozawa[1] (1. Fukushima Univ.)

[1B_PL02] JAEA Activities for 1F Decommissioning and Environment Remediation
*Tokio Fukahori[1] (1. JAEA)

[1B_PL03] Activities of CFReND (Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning), Tohoku University
*Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ.)

Room E

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation, The Reprocessing and Recycle Technology Division

[1E_PL] Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

Takashi Matsuda(JNFL)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E_PL01] Introduction od Research Committee
*Tatusya Suzuki[1] (1. NUT)

[1E_PL02] Requirement for New Reprocessing 1
*Masatoshi Iizuka[1] (1. CRIEP)

[1E_PL03] Requirement for New Reprocessing 2
*Takashi Shimada[1] (1. MHI)

[1E_PL04] Panel Discussion

Room G

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Fukushima support project]

[1G_PL] Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

Chair:Shinichi Nakayama(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[1G_PL01] Measures against radioactive contamination and its achievements in agricultural land in Fukushima
*Moono Shin[1] (1. Fukushima Univ.)

[1G_PL02] Resumption process of farming damaged by nuclear disaster - Ensuring food safety -
*Ryota Koyama[1] (1. Fukushima Univ.)

[1G_PL03] Future perspective of restoration policy in Fukushima after 10 years from the Great East Japan Earthquake and nuclear disaster
*Kiyoshi Tachibana[1] (1. Fukushima pref. gov.)

[1G_PL04] Discussion
*All Presenters[1]、*Shigeaki Okajima[2]、*Michitaka Sasoh[3] (2. President of AESJ, JAEA, 2. Toshiba ESS)

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1H_PL] Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

Chair:Takaya Ito(MFBR)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H_PL01] Overview of safety enhancement technologies
*Shoji Kotake[1] (1. JAPC)

[1H_PL02] Recriticality-elimination technology
*Kenji Kamiyama[1] (1. JAEA)

[1H_PL03] Nanoparticle suspension sodium technology
*Kuniaki Ara[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

[1H_PL04] Three-dimensional seismic isolation technology
*Tsuyoshi Fukasawa[1] (1. MFBR)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1I_PL] R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I_PL01] Current Understanding of Fukushima Daiichi Accident and Fuel Debris Information Obtained from Decommissioning Activities
*Shinya Mizokami[1] (1. TEPCO HD)

[1I_PL02] Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris
*Makoto Nakano[1] (1. IRID, MHI)

[1I_PL03] Important Issues in terms of Criticality Safety
*Kotaro Tonoike[1] (1. JAEA)

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1K_PL] Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K_PL01] Pursuing Nuclear Innovation
*Kentaro Funaki[1] (1. METI)

[1K_PL02] Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale
*Hideji Yoshida[1] (1. JGC)

[1K_PL03] The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design
*Masayoshi Matsuura[1] (1. Hitachi-GE)

[1K_PL04] Regulatory Trends on SMRs in other countries
*Kiyoteru Suzuki[1] (1. MRI)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[1L_PL] Status and prospects of R&D for fusion DEMO

Chair:NAKAJIMA Noriyoshi(NIFS)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L_PL01] Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design
*Yoshiteru Sakamoto[1] (1. QST)

[1L_PL02] R&D and issues for in-vessel components design
*Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST)

[1L_PL03] Concept of remote maintenance and R&D issues
*Kouichi Kikuchi[1] (1. MHI)

[1L_PL04] Concept of fuel cycle system and R&D issues
*Yasunori Iwai[1] (1. QST)

[1L_PL05] General discussion

Room N

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

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

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[1N_PL01] Diagnostics and characterization of concrete structures using laser driven ultrasonic techniques
*Tomonori Yamada[1] (1. JAEA)

[1N_PL02] Development of ultra-compact pulse lasers and application to preventive maintenance of infrastructure
*Yuji Sano[1] (1. NINS)

Room O

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

[1O_PL] Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)
1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O_PL01] Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment
*Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

[1O_PL02] Application of nuclear reactor thermal-hydraulics to risk assessments

©Atomic Energy Society of Japan

*Atsushi Ui[1] （1. CRIEPI）

[1O_PL03] Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*Kazuo Yoshida[1] （J1. AEA）

[1O_PL04] Panel Discussion

*All Presenters[1]

©Atomic Energy Society of Japan

Mon. Mar 16, 2020

Room A

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

[1A01-03] Fission Products

Chair:Hiroaki Muta(Osaka Univ.)
10:30 AM - 11:15 AM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A01] Study on Effective Utilization of Fission Products and Fuel Debris Handling for Nuclear Fuel Cycle

*Isamu Sato[1], Toru Suzuki[1], Haruaki Matsuura[1], Akifumi Yamaji[2] (1. Tokyo City University, 2. Waseda University)

10:30 AM - 10:45 AM

[1A02] Study on Effective Utilization of Fission Products and Fuel Debris Handling for Nuclear Fuel Cycle

*Asahi Nitta[1], Ryohei Hattori[1], isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo cuty university)

10:45 AM - 11:00 AM

[1A03] Measurement of ruthenium activity in Ru-Pd binary alloy

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

11:00 AM - 11:15 AM

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

[1A04-06] High Temperature Thermal Property of Oxide Fuel

Chair:Isamu Sato(Tokyo City Univ.)
11:15 AM - 12:00 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A04] The bredig transition effect on the thermal conductivity of CaF_2

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

11:15 AM - 11:30 AM

[1A05] Evaluation of high-temperature properties of CaF_2 with machine-learning molecular dynamics

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

11:30 AM - 11:45 AM

[1A06] Development of physical property measurement technique for molten oxide fuel by high-speed electrical pulse heating-2

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

11:45 AM - 12:00 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties/501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[1A07-10] Reaction of Cesium with Stainless Steel

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A07] Cs chemisorption behavior onto stainless steel under steam atmosphere

*Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Jumpei Imoto[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A08] Microstructure of Cs chemisorbed stainless steel type 304

*Eriko Suzuki[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1], Naoyuki Hashimoto[2], Shigehito Isobe[2] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A09] Adsorption behavior of Cs on stainless steel during severe accident by means of in-situ synchrotron radiation X-ray photoelectron spectroscopy

Masaaki Kobata[1], Akitaka Yoshigoe[1], *Kenji Yoshii[1], Yumito Aoyagi[2], Naoshi Ikeda[2], Tsuyoshi Yaita[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. Okayama Univ)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A10] Wettability of liquid CsI on the SUS316 solid surface

*Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Eriko Suzuki[2], Kunihisa Nakajima[2], Shuhei Miwa[2], Masahiko Osaka[2], Masayoshi Uno[3], Ken Kurosaki[3,4] (1. Osaka University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 4. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties/501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[1A11-14] Cesium Compounds and Fuel Fabrication Technique

Chair:Kenji Yoshii(JAEA)
3:50 PM - 4:55 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

©Atomic Energy Society of Japan

[1A11] The formation processes of highly concentrated radioactive Cs particles released by the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power plant accident from the view point of the amounts of Sr and Pu.

*JUNYA IGARASHI[1], Jian Zheng[2], Zijian Zhang[1], Kazuhiko Ninomiya[1], Yukihiko Satou[3], Miho Fukuda[2], Youy Ni[2,4], Tatsuo Aono[2], Keisuke Sueki[5], Atsushi Shinohara[1] (1. Graduate school of sicience, Osaka University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Peking University, 5. Graduate School of Pure and Applied Sciences, Tsukuba University)

3:50 PM - 4:05 PM

[1A12] Synthesis of $CsFeO_2$ by powder synthesis method

*Jumpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1A13] Technological development of the prevention of powder adhesion on substrate by the micro-fabrication and nanoparticle coating

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1A14] Development of nuclear fuel fabrication technology using additive manufacturing

*Masashi WATANABE[1], Masato KATO[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

Room B

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

[1B01-05] Nuclide Separation and Transmutation

Chair:Jun Onoe(Nagoya Univ.)

10:30 AM - 11:55 AM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[1B01] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Akihiro Suzuki[1], Yoichi Endo[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Yusa Muroya[5], Tatsuro Matsumura[3], Katsunori Ishii[3], Tetsuo Fukasawa[4] (1. NFD, 2. Kyushu Univ., 3. JAEA, 4. HGNE, 5. Osaka Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1B02] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1] (1. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM

[1B03] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Katsunori Ishii[1], Akihiro Suzuki[2] (1. JAEA, 2. NFD)

11:00 AM - 11:15 AM

[1B04] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akihiro Suzuki[2] (1. HGNE, 2. NFD)

11:15 AM - 11:30 AM

[1B05] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Yusa Muroya[1], Akihiro Suzuki[2], Yoichi Endo[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. NFD)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1B06-10] Vitrification 1

Chair:Takayuki Nagai(JAEA)

2:45 PM - 4:10 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[1B06] 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)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B07] 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], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Masato Nakaya[1], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B08] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption

©Atomic Energy Society of Japan

characteristic of platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

*Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Ria Mishima[1,2], Sotaro Tachioka[1], Keita Saito[1], Kenji Takeshita[1], Shinta Watanabe[3], Jun Onoe[3] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B09] 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

*Ria Mishima[1,2], Yusuke Inaba[2], Sotaro Tachioka[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[3], Jun Onoe[3], Masahiko Nakase[2], Tatsuro Matsumura[1], Kenji Takeshita[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. Nagoya Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B10] 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], Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2] (1. Tokyo Tech, 2. Nagoya Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1B11-13] Vitrification 2

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)
4:10 PM - 5:00 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[1B11] Residual glass removal in melting furnace at Vitrification Technology Development Facility (TVF)

*Tadayuki Matsumura[1], Hirotaka Sumi[1], Takeshi Tokoro[1], Sho Yamauchi[1], Shohei Sato[1], Shigeru Kano[1], Yo Morikawa[1] (1. JAEA)

4:10 PM - 4:25 PM

[1B12] Investigation of silica structure in borosilicate glasses by Raman spectrometry

*Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Koji Kaneko[1], Ryuhei Motokawa[1], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Homma[2], Kazuya Hirono[2] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1B13] Study on evaporation behavior of undissolved residue (platinum group elements) during production of the high-level radioactive wastes

*Ryohei Hattori[1], Asahi Nitta[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matuura[1], Haruka Tada[2], Kawashima Hidenori[2] (1. Tokyo City University , 2. IHI Corporation)

4:40 PM - 4:55 PM

Room D

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

[1D01-06] Nuclide Migration

Chair:Takamitsu Ishidera(JAEA)
10:30 AM - 12:10 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[1D01] Ion Mobility Parameter of Crystalline Rocks in Intact Part

*Kenji Fukuda[1], Yusuke Ozaki[1], Hiroaki Murakami[1], Kaori Itai[2], Masayuki Ishibashi[1], Eiji Sasao[1] (1. JAEA, 2. C・Tech)

10:30 AM - 10:45 AM

[1D02] Geochemical modeling for groundwater chemistry at crystalline rock area

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

10:45 AM - 11:00 AM

[1D03] Follow-up survey of environmental transfer parameter values for biosphere assessment

*Yukiko Fukaya[1], Siyi Sun [1], Makoto Hirayama[1], Takeshi Sugiyama[1], Keiko Tagami[2], Tomoko Kato[3], Shigeo Uchida[1,2] (1. JANUS, 2. NIRS, 3. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1D04] The application of Machine learning for reducing the computational load in the particle tracking simulation

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

11:15 AM - 11:30 AM

[1D05] Changes of mass transfer and porosity distribution in porous media, considering a drying process before the closure of repository

*Satoshi Kano[1], Yuichi Niibori[1], Taiji chida[1] (1. Tohoku Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1D06] Laboratory experiments of the swelling behavior of bentonite buffer due to the mechanical interactions between the buffer and backfill materials

*Shun Kimura[1], Kimihiro Kinota[1], Yutaka Sugita[1], Motoki Moriiwa[2], Sumio Niunoya[2], Shinichi Takahashi[2], Tomoyuki Shimura[2] (1. JAEA, 2. OBAYASHI)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[1D07-10] Organic Matter/Solubility

Chair:Masaaki Yamaguchi(JAEA)

2:45 PM - 3:50 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[1D07] Classification of deep groundwater natural organic matters by fluorescence spectroscopy and multivariate analysis

*Shusaku Nishi[1], Takumi Saito[1], Yusuke Watanabe[2], Kazuya Miyakawa[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D08] Molecular size distribution of gamma-ray irradiated humic acid complexed with metal ions

*Qi Zhao[1], Takeshi Saito[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D09] Solubility of palladium and tin in the presence of α-isosaccharinic acid

*Akira Kitamura[1], Yasushi Sekioka[2] (1. JAEA, 2. MMC)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D10] Structural studies on trivalent lanthanide hydroxides and oxides

*Md Moniruzzaman[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Graduate School of Engineering, Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1D11-13] Sorption

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

3:50 PM - 4:40 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[1D11] Effect of pH increase on sorption of Sn and Nb onto montmorillonite

*Takamitsu Ishidera[1], Sanae Shibutani[2] (1. JAEA, 2. NUMO)

3:50 PM - 4:05 PM

[1D12] A study on mobility of uranyl and europium ions on silica gel by using photoluminescence microspectroscopy

*Ryoji Kusaka[1], Masayuki Watanabe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM

[1D13] Sorption behaviors of cations into altered rock occurred in fault

*Yusuke Watanabe[1], Koki Kashiwaya[2] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

Room E

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

[1E01-03] Actinide Chemistry

Chair:Tatsuya Suzuki(Nagaoka Univ. of Tech.)

10:30 AM - 11:25 AM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E01] Development of Advanced Adsorbent for Uranium Recovery from Seawater Based on Uranyl Coordination Chemistry

*Koichiro Takao[1], Masashi Kaneko[2], Satoru Tsushima[3,1] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. HZDR)

10:30 AM - 10:45 AM

[1E02] Development of novel analytical method of uranyl ions in environmental samples using supercritical CO_2 with fluorogenic sensor.

*Minseok Kim[1], Takehiko Tsukahara[1,2] (1. Tokyo Institute of Technology, School of Materials and Chemical Technology, 2. Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

10:45 AM - 11:00 AM

[1E03] Development of DGA compounds and their mutual separations of trivalent lanthanide and actinides

*Yuji Sasaki[1], Masahiko Matsumiya[2], Masahiko Nakase[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Yokohama National University, 3. Tokyo Institute Technology)

11:00 AM - 11:15 AM

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

[1E04-05] Debris Treatment and Cesium Deposition

©Atomic Energy Society of Japan

Chair:Takehiko Tsukahara(Tokyo Tech)
11:25 AM - 12:00 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E04] Chlorination of Uranium Oxides - containing Substances by Thermochemical Reaction
*ZhuoRan Ma[1], Tadao YATO[2], Yoshiya HOMMA[2], Kenji Konashi[2], Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech, 2. Tohoku Univ.)
11:25 AM - 11:40 AM

[1E05] Deposition of cesium molybdate on concrete at 550 to 950° C in Aron gas
*Thi Mai Dung Do[1], Vu Nhut Luu[1], Kenta Murakami[1], Tadachika Nakayama[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[1E06-09] Analytical Technique 1

Chair:Koichiro Takao(Tokyo Tech)
2:45 PM - 3:50 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E06] Development of the desalting method for total alpha activity determination
*Tomoaki Hosokawa[1], Hideki Fujiwara[1], Shuichi Kamoshida[1], Kiyoshi Anzai[1], Masanao Nakano[2], Yuko Koike[2], Ryohei Yamada[2], Mika Nagaoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Japan Atomic Energy Agency)
2:45 PM - 3:00 PM

[1E07] Development of the desalting method for total alpha activity determination
*Masanao Nakano[1], Yuko Koike[1], Ryohei Yamada[1], Mika Nagaoka[1], Tomoaki Hosokawa[2], Hideki Fujiwara[2], Shuichi Kamoshida[2], Kiyoshi Anzai[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)
3:00 PM - 3:15 PM

[1E08] Development of simultaneous analytical method for ^{93}Zr and ^{93}Mo based on solid phase extraction combined with ICP-MS/MS
*Takahiro Furuse[1,2], Van-Khoai Do[1,2], Rena Aita[1,2], Yuki Ohta[1,2], Erina Murakami[1,2], Tomohiro Tomitsuka[1,2], Yuichiro Sano[1,2], Yuji Akimoto[1,2], Tsubasa Endo[1,2], Atsushi Katayama[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)
3:15 PM - 3:30 PM

[1E09] Development of simultaneous analytical method for ^{93}Zr and ^{93}Mo based on solid phase extraction combined with ICP-MS/MS
*Van-Khoai Do[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Rena Aita[1,2], Ohta Yuki[1,2], Erina Murakami[1,2], Tomohiro Tomitsuka[1,2], Yuichi Sano[1,2], Yuji Akimoto[1,2], Tsubasa Endo[1,2], Atsushi Katayama[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1E10-12] Analytical Technique 2

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)
3:50 PM - 4:40 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E10] Study on analytical method of Sn-126 in accident waste collected from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Ryuji Aono[1,2], Yoshiyuki Sato[1,2], Ken-ichiro Ishimori[1,2], Yutaka Kameo[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)
3:50 PM - 4:05 PM

[1E11] Analysis using the least-squares method of two-dimensional distribution measured by the LIBS.
*Katsuaki Akaoka[1], Chihiro Ogawa[1], Akihiro Tagawa[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)
4:05 PM - 4:20 PM

[1E12] Direct measurement of Cs-135 in Cs adsorbent used for water decontamination by laser-ablation ICP-MS
*Shiho Asai[1], Masaki Ohata[1], Yukiko Hanzawa[2], Takuma Horita[2], Takumi Yomogida[2], Yoshihiro Kitatsuji[2] (1. AIST, 2. JAEA)
4:20 PM - 4:35 PM

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

[1E13-13] Isotope Separation

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)
4:40 PM - 5:00 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E13] An experimental study with a stable isotope for highly efficient separation of cesium isotopes utilizing light-induced drift
*Leo Matsuoka[1], Yuya Kusano[2], Noritaka Nishiya[2], Yoshiharu Yoshimura[2], Keishi Nakano[2], Hitoshi Goto[2], Ryo Mizoguchi[2], Tomonori Matsushita[2], Kenta Yuki[2], Takanori Kobayashi[2] (1. Hiroshima Inst. of Tech., 2. Hiroshima Univ.)
4:40 PM - 4:55 PM

Room F

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

©Atomic Energy Society of Japan

Health Physics and Environmental Science

[1F01-05] Medical and Biological Application 1

Chair:Kentaro Manabe(JAEA)
10:30 AM - 11:55 AM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F01] 3D internal points position prediction using a recurrent neural network for tumor tracking during lung cancer radiotherapy
*Michel Pohl[1], Mitsuru Uesaka[1], Kazuyuki Demachi[1], Ritu Bhusal Chhatkuli[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. NIRS)
10:30 AM - 10:45 AM

[1F02] Study on Comparison of Cancer Uptake of RI-labeled and Fluorescent-labeled Glucose Analog Probe
*Mariko Kobayashi[1], Keiichiro Kushiro[1], Kenji Shimazoe[1], Akira Sugiyama[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. Univ. of Tokyo)
10:45 AM - 11:00 AM

[1F03] Fundamental Research on DNA Irradiation Analysis with He Ion Microbeam for α-ray Therapy
*Masaya Sakai[1], Tokihiro Ikeda[2], Atsushi Shibata[3], Masako Izumi[2], Kento Takemoto[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. RIKEN, 3. Gunma Univ.)
11:00 AM - 11:15 AM

[1F04] Analysis of gene expression changes by irradiation of cells
*Kento Takemoto[1], Atsushi Shibata[2], Nobunyoshi Akimimtsu[1], Masaya Sakai[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Gumma Univ.)
11:15 AM - 11:30 AM

[1F05] Mathematical model for the relationship between cancer incidence and survival curve in mice
*Tetsuhiro Kinugawa[1], Yuichiro Manabe[1], Takahiro Wada[2] (1. Osaka Univ., 2. Kansai Univ.)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1F06-08] Medical and Biological Application 2

Chair:Hiroko Yoshida(Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:35 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F06] Activation of antioxidative functions by low-dose X-irradiation inhibits forced swim test induced immobility of mice
*Hina Shuto[1], Takahiro Kataoka[1], Jyunki Yano[1], Shota Naoe[1], Tsuyoshi Ishida[1], Tetsuya Nakada[1], Keiko Yamato[2], Katsumi Hanamoto[1], Takaharu Nomura[3], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Okayama Univ., 2. National Cerebral and Cardiovascular Center, 3. CRIEPI)
2:45 PM - 3:00 PM

[1F07] Radon inhalation time dependent changes of hydrogen peroxide production in mice organs
*Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[2], Akihiro Sakoda[2], Hina Shuto[1], Junki Yano[1], Hiroshi Tanaka[2], Katsumi Hanamoto[1], Hiroaki Terato[1], Fumihiro Mitsunobu[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Okayama Univ, 2. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[1F08] Risk of Gradual Exposure Likely Received in Severe Nuclear Power Plant Accident
*Masayoshi Kawai[1] (1. KEK)
3:15 PM - 3:30 PM

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

[1F09-13] Environmental Radioacitivty and Dose Aceessment

Chair:Haruyasu Nagai(JAEA)
3:35 PM - 5:00 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F09] DGT sampling of labile Cs-137
*Masafumi Fukuoka[1], Takumi Saito[1], Tanoi Keitaro[1], Natsuko Kobayashi[1], Kenso Fujiwara[2], Motoki Terashima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)
3:35 PM - 3:50 PM

[1F10] Assessment of horizontal variation of radiocesium activity distribution in mountain forest
*Hiroshi Ogawa[1], Katsue Miura[2], Koichi Ide[2], Masanori Kodaka[2], Tohru Kawamoto[1], Ryuichi Kamimura[2] (1. AIST, 2. Tokyo Power Technology)
3:50 PM - 4:05 PM

[1F11] Temporal changes in distribution of radioactive substances in residential houses within former/current evacuation areas
*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2] (1. Tohoku Univ., 2. AIST)
4:05 PM - 4:20 PM

[1F12] Development of internal-dosimetry code based on ICRP 2007 recommendations: development of a beta version of the code
*Kentaro Manabe[1], Yuji Tokashiki[2], Kaoru Sato[1], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA, 2. V.I.C.)
4:20 PM - 4:35 PM

[1F13] Development of low energy X-ray exposure dose

©Atomic Energy Society of Japan

evaluation method

*Yukie Izumoto[1,2], Kodai Takamura[1,3], Yasuhiro Sakai[3], Oguri Yoshiyuki[2], Yoshii Hiroshi[1] (1. QST, 2. Tokyo Tech, 3. Toho Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

Room G

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

[1G01-05] Scrubbing and Aerosol

Chair:Yasushi Saito(Kyoto Univ.)
10:30 AM - 11:55 AM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[1G01] Aerosol behavior in gas-liquid two phase flow during pool scrubbing

*Kohei Yoshida[1], Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Univ. of Tsukuba)

10:30 AM - 10:45 AM

[1G02] Aerosol decontamination efficiency in a single-bubble during pool scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:45 AM - 11:00 AM

[1G03] The Influence of Gas Species on Gas-Liquid Two-Phase Flow

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

[1G04] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

*Naoki Horiguchi[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1G05] Observation of Transport Behavior of Aerosol Particles at Gas-liquid Interface

*Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1G06-10] Fukushima Daiichi Accident

Chair:Masahiko Machida(JAEA)
2:45 PM - 4:00 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[1G06] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[1], Yuji Ohishi[2], Ikken Sato[3], Hirofumi Fukai[1], Xin Li[3], Hiroshi Madokoro[3] (1. Waseda Univ., 2. Osaka Univ., 3. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G07] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*IKKEN SATO[1], Akifumi Yamaji[2], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Xin Li[1], Hiroshi Madokoro[1], Hirofumi Fukai[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Waseda Univ., 3. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G08] Fukushima Daiichi Unit-1 Accident Analysis using SAMPSON/JUPITER coupling simulation

*Chiaki Kino[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. IAE, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G09] Fukushima Daiichi Unit-1 Accident Analysis using SAMPSON/JUPITER coupling simulation

*Susumu Yamashita[1], Chiaki Kino[2], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. IAE)

3:30 PM - 3:45 PM

[1G10] GOTHIC analysis of pressure behavior after the ADS operation in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant unit 3

*Yuta Arai[1], Ikken Sato[2], Shinji Yoshikawa[2] (1. CSAJ, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1G11-14] Fast Reactor Thermal Hydraulics

Chair:Toshiki Ezure(JAEA)
4:00 PM - 5:00 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[1G11] Study on droplet generation during upward spray flow collision onto a solid surface

*Yi Zhan[1], Guo fu Sun[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2] (1. UEC, 2. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

[1G12] Basic Research on Elucidation of Dynamics of Liquid Sodium Multiphase Flow

*Yosuke Ogino[1], Yuta Akimoto[1], Takeshi Fukuda[1] (1. Osaka Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

4:15 PM - 4:30 PM

[1G13] Study on cooling process of decay heat removal systems in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments

*Kosuke Aizawa[1], Mitsuyo Tsuji[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Shigeru Nakane[2], Ishida Katsuji[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. Ascend)

4:30 PM - 4:45 PM

[1G14] Solidification behavior of molten droplet falling through coolant

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

4:45 PM - 5:00 PM

Room H

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

[1H01-02] Research Reactor Analyis

Chair:Tomomi Otani(MFBR)

10:45 AM - 11:20 AM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H01] Analysis on beyond-design basis accident for a pool-type research reactor

*Takashi Tsumura[1], Nobuhiko Hirane[1], Toru Nakatsuka[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1H02] Effect of temperature distribution of full core burnup calculation of the HTTR by Monte-Carlo method

*Reiji Ikeda[1], Quan Hai Ho[2], Nozomu Fujimoto[1], Shinpei Hamamoto[2], Satoru Nagasumi[2], Etsuo Ishitsuka[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

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

[1H03-04] Advanced Reactor Design

Chair:Tomomi Otani(MFBR)

11:20 AM - 11:55 AM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H03] Possibility of Small Sodium Cooled Breed and Burn Fast Reactor with Rotational Fuel Shuffling

*Aronne Travaglia[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:20 AM - 11:35 AM

[1H04] Sodium Experiments on Coolability of Decay Heat Removal System with Dipped-type Direct Heat Exchanger in PLANDTL2

*Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojim[1], Masaaki Tanaka[1], Antoine Gerschenfeld[2], Yannick Gorsse[2], Simon Li[2] (1. JAEA, 2. CEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1H05-08] Fluid and Accident Analysis 1

Chair:Susumu Yamada(JAEA)

2:45 PM - 3:55 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H05] An improved two-phase lattice Boltzmann method with large denisty ratios

*Kenta Sato[1], Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H06] Locally mesh-refined lattice Boltzmann method for fuel debris air cooling analysis

*Naoyuki Onodera[1], Idomura Yasuhiro[1], Uesawa Shinichiro[1], Yamashita Susumu[1], Yoshida Hiroyuki[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H07] Reducing memory usage towards ensemble simulation of local urban wind analysis using locally mesh-refined lattice Boltzmann method

*Yuta Hasegawa[1], Naoyuki Onodera[1], Yasuhiro Idomura[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H08] Particle-based In-situ Visualization and In-situ Steering for GPGPU Simulation

*Takuma Kawamura[1], Yasuhiro Idomura[1], Naoyuki Onodera[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1H09-12] Fluid and Accident Analysis 2

Chair:Masaaki Suzuki(Tokyo Univ. of Sci.)

3:55 PM - 5:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H09] Development of a coarse graining DEM for a simulation of solid particle behavior in a solid-liquid flow

*Yuki Mori[1], Kazuyoshi Uruga[2], Takeshi Tsukada[2], Akira Yamaguchi[1], Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI)

3:55 PM - 4:10 PM

[1H10] Effects of silt-fence on behavior of suspended

©Atomic Energy Society of Japan

matters

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

4:10 PM - 4:25 PM

[1H11] Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Masashi himi Himi[1], Naotoshi Tominaga[1], Koichi Nakamura[2] (1. AdvanceSoft, 2. Criepi)

4:25 PM - 4:40 PM

[1H12] Application of Surrogate Models for Severe Accident Analysis

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

4:40 PM - 4:55 PM

Room I

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

[1I01-04] Criticality Safety of Fuel Debris

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

10:45 AM - 11:55 AM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I01] Criticality calculations of fuel debris in various conditions during falling down

*Anton Smirnov[1], Ekaterina Bogdanova[1], Georgy Tikhomirov[1], Hiroki Takezawa[2], Jun Nishimaya[3], Toru Obara[3] (1. MEPhI, 2. TCU, 3. Tokyo Tech)

10:45 AM - 11:00 AM

[1I02] Criticality safety evaluation of powder fuel debris using DEM and MPS method

*Takeshi Muramoto[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo institute of Technology)

11:00 AM - 11:15 AM

[1I03] Consequence analysis of postulated criticality in SFP using the randomized model of fuel debris

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

11:15 AM - 11:30 AM

[1I04] Radiolysis gas reactivity feedback effect on prompt supercritical transient analysis of fuel debris

*Kodai Fukuda[1], Jun Nishiyama[2], Toru Obara[2] (1. Graduate major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1I05-07] Subcriticality Evaluation Method

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:35 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I05] Applicability of the Extended Kalman Filter Technique to Reactivity Monitoring at KUCA

*Masao Yamanaka[1], Cheol Ho Pyeon[1] (1. KURNS)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I06] Subcriticality Estimation using Unscented Kalman Filter

*Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Masao Yamanaka[2], Cheol Ho Pyeon[2] (1. Nagoya Univ., 2. KURNS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I07] Measurement of Subcriticality in Dollar Units using Time-Domain Decomposition Based Integral Method

Asahi Nonaka[1], *Tomohiro Endo[1], Sho Imai[1], Kenichi Watanabe[1], Akio Yamamoto[1], Masao Yamanaka[2], Cheol Ho Pyeon[2] (1. Nagoya University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[1I08-12] Advanced Reactor Development

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)

3:35 PM - 5:00 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I08] Critical Experiments of Thorium Loaded Cores at KUCA

*Tadafumi Sano[1], Hironobu Unesaki[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Jun-ichi Hori[2], Hiroshi Yashima[2], Kunihiro Nakajima[1] (1. Atomic Energy Research Institute, Kindai University , 2. Kyoto University)

3:35 PM - 3:50 PM

[1I09] Critical Experiments of Thorium Loaded Cores at KUCA

*Hironobu Unesaki[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-ichi Hori[1], Hiroshi Yashima[1], Tadafumi Sano[2] (1. Inst. Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1I10] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

*Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2], Toshikazu Takeda[3] (1. HGNE, 2. Osaka Univ., 3. Univ. of Fukui)

©Atomic Energy Society of Japan

4:05 PM - 4:20 PM

[1I11] Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX

*Rei Kimura[1], Shohei Kanamura[1], Yuya Takahashi[1], Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba ESS)

4:20 PM - 4:35 PM

[1I12] Evaluation of analysis accuracy in graphite-moderated critical assembly by Monte-Carlo code

*Naoki Nakagawa[1], Nozomu Fujimoto[1], Quan Hai Ho[2], Shimpei Hamamoto[2], Satoru Nagasumi[2], Etsuo Ishitsuka[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

Room J

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

[1J01-02] Challenge to the Future

Chair:Katsumi Ebisawa(Tokyo City Univ.)
10:30 AM - 11:25 AM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J01] Feasibility of Installing Micro-Reactors within Microgrid

*Takanori Tanaka[1] (1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

10:30 AM - 10:45 AM

[1J02] Formulation of " JAEA 2050 +" future vision at JAEA

*Keisuke Maekawa[1], Toshihisa Nagai[1], Kiyoshi Ono[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[1J04-05] Nuclear Education

Chair:Toshio Wakabayashi(Tohoku Univ.)
11:25 AM - 12:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J04] Development of Safety Attitude Education Program for Engineers

*Ekou YAGI[1], Tomoki OHASHI[2], Masaharu KITAMURA[3] (1. Osaka University, 2. Miyagi Gakuin Women's University, 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

11:25 AM - 11:40 AM

[1J05] MHI human resource development of nuclear power "Human resource development of nuclear power based on PWR design technology" accomplishment report

*Hikaru Sakamoto[1], Hirotatsu Ogawa[1], Yasunari Shinohara[2], Teruhisa Yamamoto[3], Takako Shiraki[1], Takaaki Kitagawa[1] (1. MHI, 2. NDC, 3. MNF)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1J06-08] Social Survey

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)
2:45 PM - 3:35 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J06] An analysis on the durability of nuclear energy utilization in Japan - How to handle locational factors -

*Shin Aoyama[1] (1. CTC)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J07] The social cost of nuclear power: An effect of risk recognition

*Naoya Kihara[1], Ryuta Takashima[1], Mari Ito[1], Noriaki Sakai[2], Natsuki Nagata[2], Yumiko Kawasaki[2], Takeshi Iimoto[3] (1. Tokyo University of Science, 2. Japan Atomic Energy Relations Organization, 3. The University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J08] Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States, Europe and Asia

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[1J09-13] Communication

Chair:Ryuta Takashima(Tokyo Univ. of Sci.)
3:35 PM - 5:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J09] Issues on permanent access to the full-text of non-conventional literature in INIS Repository

*Minoru Yonezawa[1], Misa Hayakawa[1] (1. JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[1J10] The future of geological disposal of high-level radioactive waste.

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

3:50 PM - 4:05 PM

[1J11] Organizing knowledge based on demonstrations and dialogues regarding nationwide map of scientic features for geological disposal of high-level radioactive waste and concept of utilization

*Katsumi Ebisawa[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

4:05 PM - 4:20 PM

[1J12] The Opinion Exchange Meeting by high school

©Atomic Energy Society of Japan

students on recovery from the Fukushima nuclear accident

*Yukiko Kanari[1], Yasuhiro Uezu[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

[1J13] Summary of the Dialogue Meeting between Local Residents and Experts for Rehabilitation of Fukushima by ICRP and JAEA

*Kazuyuki Sato[1], Yuya Endo[1], Tsuyoshi Maeda[1], Yasuhiro Uezu[1], Jacques Lochard[2], Christopher Clement[2], Hiroki Fujita[2], Ryoko Ando[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. International Commission on Radiological Protection, 3. Fukushima Dialogue)

4:35 PM - 4:50 PM

Room K

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

[1K01-04] Accident Analysis

Chair:Chiaki Kino(IAE)

10:45 AM - 11:55 AM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K01] Analysis of Pressure Suppression Chamber Behavior in BWR Accidents by GOTHIC Code

*Hideo Konishi[1], Hiroshi Eguchi[1], Masashi Sekine[1] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

10:45 AM - 11:00 AM

[1K02] Modeling of safety equipments based on Fukushima accident in MAAP

*Takayoshi Kusunoki[1], Toshiya Takaki[1], Naoki ano[1] (1. INSS)

11:00 AM - 11:15 AM

[1K03] Analysis of Halden LOCA Test Using Coupled TRACE/FRAPTRAN Code

*Hiroshi Eguchi[1], Kazuharu Fujioka[1], Hiroshi Ono[1], Hiroaki Uehara[2] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[1K04] 3D Particle-Based Simulation of Molten Pool-to-Duct Wall Heat Transfer in EAGLE ID1 In-Pile Test

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

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1K05-06] Numerical analysis of Molten Corium Behavior

Chair:Kenji Kamiyama(JAEA)

2:45 PM - 3:20 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K05] Validation and Verification for the multi-physics models in JUPITER code

*Penghui Chai[1], Susumu Yamashita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K06] Numerical Analysis of melt spreading behavior by MELTSPREAD code

*Kazuyuki Katsuragi[1], Hiroshi Goda[1], Taro Toda[1], Kenichiro Ueda[1] (1. MHI)

3:00 PM - 3:15 PM

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

[1K07-12] Mitigation of Molten Core Concrete Interaction

Chair:Yoshiro Nishioka(TOSHIBA)

3:20 PM - 4:55 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K07] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Junichi Takeuchi[1], Satoru Kamohara[1], Hideaki Ikeda[1], Makoto Yamagishi[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

3:20 PM - 3:35 PM

[1K08] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Nobuyuki Ukai[1], Kiyoshi Tatsuhara[1], Yuki Asai[1], Taro Toda[1], Hiroshi Goda[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries)

3:35 PM - 3:50 PM

[1K09] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core

©Atomic Energy Society of Japan

concrete interaction

*Taro Toda[1], Kiyoshi Tatsuhara[1], Junichi Takeuchi[1], Satoru Kamohara[1] （1. MHI）

3:50 PM - 4:05 PM

[1K10] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Taro Toda[2] （1. Osaka university, 2. MHI）

4:05 PM - 4:20 PM

[1K11] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Kiyoshi Tatsuhara[1], Nobuyuki Ukai[1], Yasuhiko Tsuru[1], Mineaki Matsumoto[1], Koji Imasaka[1], Takashi Nakano[1], Yuki Asai[1], Taro Toda[1] （1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. ）

4:20 PM - 4:35 PM

[1K12] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Nobuhide Hara[1], Takuo Oda[1], Keisuke Yoshida[1], Hironori Noguchi[1], Koichi Tanimoto[1], Hiroshi Goda[1], Junichi Takeuchi[1] （1. MHI）

4:35 PM - 4:50 PM

Room L

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

[1L01-05] Refractory Structural Materials

Chair:Ryuta Kasada(Tohoku Univ.)

10:30 AM - 11:55 AM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L01] Effect of titanium concentration on tensile properties of low-activation vanadium alloys absorbing impurity nitrogen

*Kazuki Saito[1], Makoto Kobayashi[1,2], Jingjie Shen[2], Gaku Yamazaki[1], Takuya Nagasaka[1,2], Valentyn Tsisar[3], Takeo Muroga[1,2] （1. SOKENDAI, 2. NIFS, 3. SCK・CEN）

10:30 AM - 10:45 AM

[1L02] Effect of temperature history on the microstructural evolution of neutron-irradiated vanadium alloy

*Shuichiro Miura[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Koji Fuzita[1], Manabu Sato[2], Takuto Saito[3], Yoshihiro Sekio[3] （1. Univ. of Fukui, 2. Hachinohe institute of Technology, 3. JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

[1L03] Oxidation behavior of Tungsten-Chromium Alloys for Fusion Reactor

*Koki Otsuka[1], Shuhei Nogami[1], Yuta Kikuchi[1], Akira Hasegawa[1] （1. Tohoku.University）

11:00 AM - 11:15 AM

[1L04] Recrystallization Behavior, Mechanical Properties, and Irradiation Tolerance of Tungsten-Tantalum Alloys for Fusion Reactor

*Itsuki Ozawa[1], Shuhei Nogami[1], Takeshi Miyazawa[1], Daisuke Asami[1], Misako Miwa[1], Kiyohiro Yabuuchi[2], Akira Hasegawa[1] （1. Tohoku.University, 2. Kyoto.University）

11:15 AM - 11:30 AM

[1L05] Nondestructive detection of flaws beneath friction stir processed high strength tungsten coating using high-frequency ultrasonic microscopy

*Noritaka Yusa[1], Hiroyasu Tanigawa[2], Satoshi Kishimoto[4], Makoto Watanabe[4], Hidetoshi Fujii[3], Yoshiaki Morisada[3] （1. Tohoku Univ., 2. QST, 3. Osaka Univ., 4. MINS）

11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)/601-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion

[1L06-09] Plasma Engineering/Irradiation Behavior

Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:50 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L06] Influence of the cathode material on the neutron production rate of Inertial Electrostatic Confinement Fusion device

*Mahmoud Bakr[1], Jan-Philipp Wulfkühler[3], Kai Masuda[2], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1], Martin Tajmar[3] （1. Kyoto University, Institute of Advanced Energy , 2. QST, Rokkasho Fusion Institute, 3. Institute of Aerospace Engineering TU Dresden, Germany ）

2:45 PM - 3:00 PM

[1L07] Radiation induced amorphization of $M_{23}C_6$

*Sho Kano[1], Huilomg Yang[1], John Patric McGrady[1], Dai

©Atomic Energy Society of Japan

Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Takashi Nozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hiroaki Abe[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. QST)

3:00 PM - 3:15 PM

[1L08] Influence of neutron irradiation on deuterium release from tungsten

*Yuji Hatano[1], Vladimir Kh. Alimov[2], Tatsuya Kuwabara[3], Takeshi Toyama[4], Alexander V. Spitsyn[2], Youji Someya[5] (1. HRC, U. Toyama, 2. NRC "Kurchatov Institute", 3. Aichi Inst. Technol., 4. IMR, Tohoku U., 5. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L09] Reflection of eV-energy hydrogen atom on hydrogen-covered surface

*Yuki Nakagawa[1], Shitaro Nakano[1], Ikuji Takagi[1] (1. Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)/601-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion

[1L10-13] Liquid Metal/Solid Breeder

Chair:Yuji Hatano(Univ. of Toyama)

3:50 PM - 4:55 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L10] Material compatibility of concrete materials with liquid metals

*Yuki Kano[1], Masatoshi Kondo[1], Nobuhiro chijiwa[1], Minho O[1], Yoshie Tamai[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:50 PM - 4:05 PM

[1L11] Chemical compatibility of liquid tin (Sn)

*Masatoshi Kondo[1], Masafumi Akiyoshi[2], Naoko Oono[3], Teruya Tanaka[4] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. OSAKA PREFECTURE UNIVERSIT, 3. Hokkaido University, 4. National Institute for Fusion Science)

4:05 PM - 4:20 PM

[1L12] Compatibility between blanket structural material F82H and super advanced tritium breeder LTZO

*Keiji Oishi[1], Takayuki Terai[1] (1. Univ. of Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

[1L13] Thermodynamic evaluation of vapor reactions over hyper-stoichiometric lithium metatitanate

*Keisuke Mukai[1,3], Masaru Yasumoto[2,3], Takayuki Terai[3] (1. Kyoto University, 2. LERMF, 3. The University of Tokyo)

4:35 PM - 4:50 PM

Room M

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

[1M01-05] Ceramics

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

10:30 AM - 11:55 AM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[1M01] Effect of Tungsten Matrix on Mechanical Properties of SiC Fiber Reinforced W Composites

*YINA DU[1], Bo Huang[1], Tatsuya Hinoki[1], Fujio Shinoda[1], Kanjiro Kawasaki[1] (1. Institute of Advanced Energy,Kyoto Universitiy)

10:30 AM - 10:45 AM

[1M02] Microstructural Response of C/BN Particle Dispersed SiC Materials to Ion Irradiation

*Bo Huang[1], Yina Du[1], Junyeab Lee[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Tatsuya Hinoki[1] (1. Kyoto Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1M03] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Ryosuke S. S. Maki[1], Fajar Muhammad[1], Jelena Maletaskic[1], Anna Gubarevich[1], Tatsuya Katabuchi[1], Toyohiko Yano[1], Katsumi Yoshida[1], Tohru S. Suzuki[2], Tetsuo Uchikoshi[2] (1. Tokyo Tech, 2. NIMS)

11:00 AM - 11:15 AM

[1M04] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Shota Azuma[1], Testuo Uchikoshi[1], Katsumi Yoshida[2], Tohru S Suzuki[1] (1. NIMS, 2. Tokyo Tech)

11:15 AM - 11:30 AM

[1M05] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Yuta Shizukawa[1], Yoshihiro Sekio[1], Toshihiko Inoue[1], Koji Maeda[1], Katsumi Yoshida[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1M06-09] Irradiation Effect 1

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2:45 PM - 3:50 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[1M06] Effects of Ni-Si clusters on loop growth and stability investigated by additional in-situ irradiation

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[2], Liang Chen[1], Hiroaki Abe[1], Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Nagaoka Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M07] Statistical Arguments on Athermal Defect Production in a-Fe due to Displacement Cascades: Molecular Dynamics Simulation Study

*Yuting Chen[1], Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] (1. KYOTO UNIVERSITY, 2. QST)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M08] Evaluation of mechanical properties of steels by using micro-sized tensile specimen

*Shotaro Watanabe[1], Shuhei Nogami[1], Masami Ando[2], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku Univ., 2. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M09] Evaluation of mechanical properties of stainless steel weld by micro-tensile testing

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1M10-12] Iradiation Effect 2

Chair:Takeshi Toyama(Tohoku Univ.)
3:50 PM - 4:40 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[1M10] Effects of solute atom clusters on hardening in neutron-irradiated stainless steels

*Katsuhiko Fijii[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

3:50 PM - 4:05 PM

[1M11] Displacement damage calculation for nuclear reactor materials under ion irradiation with new defect re-combination correction model

*Yosuke Iwamoto[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1M12] Visualization and quantification of cascade damage in iron-based alloys

*Kenta Murakami[1], Dongyue Chen[2], Liang Chen[2], Hiroaki Abe[2], Naoto Sekimura[2], Masahide Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. Tech., 2. Univ. Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

Room N

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-4 Medical Use of Quantum Beam

[1N01-05] Medical Applications of Ionizing Radiation

Chair:Sachiko Yoshihashi(Nagoya Univ.)
10:30 AM - 11:55 AM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[1N01] Experimental study of Ac-225 production amount using an electron accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Makiko Shimada[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Tsutomu Ohtsuki[4], Shun Sekimoto[4] (1. Hitachi, Ltd. R &D Group, 2. Hitachi, Ltd. Healthcare Business Unit, 3. Tohoku University, Research Center for Electron Photon Science, 4. Kyoto University Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science)

10:30 AM - 10:45 AM

[1N02] Experimental study of Ac-225 production amount using an electron accelerator

*Yuichiro Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuko Kani[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Makiko Shimada[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Tsutomu Ohtsuki[4], Shun Sekimoto[4] (1. Hitachi, Ltd. Research &Development Group, 2. Hitachi, Ltd. Healthcare Business Unit, 3. Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, 4. Institute for Integreted Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

10:45 AM - 11:00 AM

[1N03] Study of 3D coloration distribution of gel-dosimeter irradiated by heavy ion particles under therapy plan

*Masumitsu Toyohara[1], Hiroaki Gotoh[1], Kazuya Hayashi[1], Kyosuke Tadano[1], Shinichi Minohara[2], Yohsuke Kusano[2], Yoshiaki Shimono[3], Shinya Miyamoto[3] (1. Yokohama National University, 2. Kanagawa Cancer Center, 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corp.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1N04] Radiation Protection by a Tiny amount of Additive:
Yields Measurements of Radiation Damage to DNA without Protective Agents

*Yusuke Kondoh[1], Hao Yu[1], Akinari Yokoya[2], Kentaro

©Atomic Energy Society of Japan

Fujii[2], Shinichi Yamashita[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. QST)

11:15 AM - 11:30 AM

[1N05] Changes in gene expression during radiosensitization by hyperthermia

*Suguru Sawada[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1N06-09] Maze Analysis

Chair:Koichi Okuno(HAZAMA ANDO)

2:45 PM - 3:50 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

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

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1N07] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4] (1. Toshiba ESS, 2. Tokyo Nuclear Services, 3. JAEA, 4. MPAT)

3:00 PM - 3:15 PM

[1N08] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Ayumi Wada[2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4] (1. TNS, 2. TOSHIBA ESS, 3. JAEA, 4. MPAT)

3:15 PM - 3:30 PM

[1N09] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Norihiro MATSUDA[1], Ayumi WADA[2], Fumiyoshi NOBUHARA[3], Yoshihiro HIRAO[4] (1. JAEA, 2. TOSHIBA ESS, 3. TNS, 4. MPAT)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1N10-13] Shielding Material and Dose Estimation

Chair:Fumiyoshi Nobuhara(TNS)

3:50 PM - 5:00 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[1N10] A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use (3)

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

3:50 PM - 4:05 PM

[1N11] Problems on Radiation in Fukushima Solved by SilicaTech® Coating Technique

*yoko iwamiya[1], Masayoshi Kawai[1,2], Daisuke Ito[3] (1. Choetsu Chemistry Research Co. Ltd., 2. KEK, 3. KURNS)

4:05 PM - 4:20 PM

[1N12] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[3], Toshinobu Maenaka[4], Ryu Shimamoto[5], Masahiro Yoshida[6], Kenichi Kimura[2], Kenichi Tanaka[7] (1. Hazama-Ando corp., 2. Fujita Corp., 3. Taisei Corp., 4. Takenaka Corp., 5. Chuden , 6. NUSTEC, 7. IAE)

4:20 PM - 4:35 PM

[1N13] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

*Mikihiro Nakata[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Erina Matsuyama[3], Tomohiro Ogata [4], Kazuaki Kosako[5], Toshio Amano[6], Hidenori Kawano[7] (1. MHI NSE, 2. HGNE, 3. TOSHIBA ESS, 4. MHI, 5. Shimizu, 6. CTC, 7. ATOX)

4:35 PM - 4:50 PM

Room O

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

[1O01-05] Nuclear Fission

Chair:Osamu Iwamoto(JAEA)

10:30 AM - 11:55 AM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O01] Charge polarization of fission fragments from U-236 calculated with a time-dependent mean-field model

*Shuichiro EBATA[1], Shin Okumura[2], Chikako Ishizuka[3], Satoshi Chiba[3] (1. Saitama Univ., 2. IAEA, 3. Tokyo Tech)

10:30 AM - 10:45 AM

[1O02] Fission study using 4D Langevin Model

*Xuan Zhang[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2.

©Atomic Energy Society of Japan

Kiev Institute of Nuclear Research)
10:45 AM - 11:00 AM

[1O03] Total kinetic energy of symmetric fission components studied by antisymmetrized molecular dynamics
*Jingde Chen[1], Chikako Ishizuka[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[1], Masaaki Kimura[3] (1. Tokyo Tech., 2. Tohuku University, 3. Hokkaido University)
11:00 AM - 11:15 AM

[1O04] Energy valance and the fission path on U-236 with the microscopic mean-field theory
*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Saitama Univ.)
11:15 AM - 11:30 AM

[1O05] Study of Fission fragment kinetic energy using Dynamical Model
*Yuuya Miyamoto[1], Yoshihiro Aritomo[1], Katsuhisa Nishio[2] (1. Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2. Advanced Science Research Center, Japan Atomic Energy Agency)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1O06-08] Proton Induced Reaction Experiment

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)
2:45 PM - 3:35 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O06] Measurement of tungsten displacement cross section for 0.4 - 3 GeV proton projectile
*Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Matsuda[1], Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Hiroki Iwamoto[1], Shoichi Hasegawa[1], Fujio Maekawa[1], Taku Ishida[2], Tatsushi Nakamoto[2], Shunsuke Makimura[2] (1. JAEA, 2. KEK)
2:45 PM - 3:00 PM

[1O07] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC (IV)
*Hayato Takeshita[1], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Matsuda[2], Hiroki Iwamoto[2], Fujio Maekawa[2], Yukinobu Watanabe[1] (1. Kyushu University, 2. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[1O08] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC (IV)
*Hiroki Matsuda[1], Hayato Takeshita[2], Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Iwamoto[1] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)
3:15 PM - 3:30 PM

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

[1O09-13] Neutron Induced Reaction Experiment

Chair:Shin-ichiro Meigo(JAEA)
3:35 PM - 4:55 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O09] Measurement of neutron capture cross section of Be-9 at J-PARC MLF ANNRI
*Hiroyuki Makii[1], Mariko Segawa[1], Riccardo Orlandi[1], Kentaro Hirose[1], Atsushi Kimura[1], Ichiro Nishinaka[2], Katsuhisa Nishio[1], Shoji Nakamura[1] (1. JAEA, 2. QST)
3:35 PM - 3:50 PM

[1O10] Measurements of neutron total cross section of Nb-93 at J-PARC MLF ANNRI and Estimation of neutron diffraction
*Shunsuke Endo[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Yosuke Toh[1], Mariko Segawa[1], Makoto Maeda[1], Masayuki Tsuneyama[1] (1. JAEA)
3:50 PM - 4:05 PM

[1O11] High-Energy Measurement of the Neutron Capture Cross-Section of ^{237}Np
*Gerard Rovira Leveroni[1], Tatsuya Katabuchi[1], Ken-ichi Tosaka[1], Shota Matsuura[1], Osamu Iwamoto[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Kazushi Terada[1] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)
4:05 PM - 4:20 PM

[1O12] R&D for accuracy improvement of neutron capture cross-section data on ^{243}Am
*Shoji NAKAMURA[1], Yuji SHIBAHARA[2], Shunsuke ENDO[1], Atsushi KIMURA[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)
4:20 PM - 4:35 PM

[1O13] Measurement of gamma ray from radiative capture reaction of 238U with portable HP-Ge detector
*Yasushi Nauchi[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[3] (1. CRIEPI, 2. KURNS, 3. Kindai)
4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Mon. Mar 16, 2020

Room A

[1A_GM]「核燃料部会」第47回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A_GM] General Meeting

Room E

[1E_GM]「再処理・リサイクル部会」第38回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E_GM] General Meeting

Room F

[1F_GM]「保健物理・環境科学部会」第40回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F_GM] General Meeting

Room H

[1H_GM]「新型炉部会」第20回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H_GM] General Meeting

Room I

[1I_GM]「炉物理部会」第52回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I_GM] General Meeting

Room J

[1J_GM]「社会・環境部会」第42回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J_GM] General Meeting

Room K

[1K_GM]「原子力安全部会」第23回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K_GM] General Meeting

Room L

[1L_GM]「核融合工学部会」第54回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L_GM] General Meeting

Room M

[1M_GM]「若手連絡会」第28回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[1M_GM] General Meeting

Room N

[1N_GM]「学生連絡会」第36回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[1N_GM] General Meeting

Room O

[1O_GM]「リスク部会」第6回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Free Entry) | Joint Session | Joint Session 3 - Health Physics and Environment Science subcommittee, Radiation Science and Technology subcommittee

[1F_PL] Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasuresand

Chair:Sumi Yokoyama(Fujita Health Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F_PL01] Activities of Health Physics and Environment Science Subcommittee in connection with Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasuresand

*Takatoshi Hattori[1] (1. CRIEPI)

[1F_PL02] Current situation of environmental radiation monitoring and activities of Radiation Science and Technology Subcommittee

*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

[1F_PL03] Discussion

*All Presenters[1]

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

保健物理・環境科学部会 放射線工学部会 合同セッション

放射線影響分科会の活動と今後の展望

Current Activities and Future Perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

（1）放射線影響分科会に関連する保健物理・環境科学部会の活動

(1) Activities of Health Physics and Environment Science Subcommittee in Connection with Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

*服部 隆利[1]

[1]電力中央研究所

1. 緒言

保健物理・環境科学部会は、2011 年 4 月に発足した原子力安全調査専門委員会放射線影響分科会、2012 年 6 月に発足した福島特別プロジェクト及び東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会（学会事故調）に参画し、福島第一原子力発電所事故後、福島復興を目指した様々な活動を継続してきた。以下にその主な活動を紹介する。

2. 主な活動内容

2-1. 放射線影響分科会

標記分科会を通じた当部会の主な活動は、提言等の発表（2011 年 5、6、8、11 月、2012 年 9 月）、緊急シンポジウム（2011 年 5 月）における汚染状況マップと大気拡散の解析結果の発表、福島県対話フォーラム（2011 年 11 月、2012 年 1、2(2 回)、5、8、9、11 月、2013 年 2 月）における除染に向けたモニタリングと放射線影響に係る講演ならびに 2 時間にわたる住民との直接対話であった。最初の提言では、空間線量率や放射性物質の土壌濃度等のマップの早急な作成と住民に理解しやすい方法での公開等を促すとともに、緊急シンポジウムでは、そのマップの先駆けとして、2011 年 4 月の時点で公表されていた情報をもとに、福島県内の空間線量率マップを報告した。また、フォーラムでの対話集会では、1）質問の範疇が極めて広い専門分野にわたること、2）月日の経過とともに説明対象となる様々な基準・考え方・公表される線量推計値等が変化していくこと、3）質問にはすぐ回答しなければならないが、正確な信頼できる根拠に基づき定量的に回答するためには時間が必要なこと、4）質問者の抱えている悩みはそう簡単に共有できないこと、等が回答する立場となる専門家にとって難しい点であった。

2-2. 学会事故調

学会事故調の議論に参加し、その最終報告書では、被ばく線量測定、初期対応としての環境放射線モニタリング、放射線影響、住民と従事者の長期的健康管理について執筆を担当した。

2-3. 福島特別プロジェクト

標記プロジェクト主催のシンポジウム（2012 年から毎年開催）、福島県のリスクコミュニケーション活動（2013 年 12 月、2014 年 6、10 月、2015 年 6 月）、除染質問コーナーにおける Q&A 対応（2013 年 11 月、2014 年 3 月、2015 年 1、2 月）、地元との交流イベント（2019 年 7 月）等に参加・協力した。

2-4. 部会企画セッション

震災後 9 年間の全 18 回開催された当学会の春の年会及び秋の大会での部会企画セッションにおいて、福島第一事故に関連するテーマを中心に取上げ、学術的かつ実務的な議論を重ねてきた。

3. 福島復興に向けて

当部会は、今後も福島特別プロジェクトを通じて、科学的な事実を判りやすく誠実に伝えられる専門家集団として、福島県のニーズに継続して応えていく所存である。

---

*Takatoshi Hattori[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2020年春の年会

保健物理・環境科学部会 放射線工学部会 合同セッション

放射線影響分科会の活動と今後の展望

Current Activities and Future Perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

（2）環境モニタリングの現状と放射線工学部会の活動

(2) Current Situation of Environmental Radiation Monitoring and Activities of Radiation Science and Technology Subcommittee

*眞田 幸尚[1]

[1]日本原子力研究開発機構　福島環境安全センター

1. はじめに

東京電力ホールディングス株式会社福島第 1 原子力発電所 (1F) 事故から 8 年経過した現在、環境中における放射線モニタリングは原子力規制庁が中心となり、様々なモニタリングが実施されている。残されている避難指示区域の解除は、被災地域における重要な政策の一つであり、住民の帰還に資するきめ細かいモニタリングが求められている。2018 年度より日本原子力研究開発機構が行ってきた、1F に近い双葉町、大熊町、富岡町の特定復興再生拠点におけるモニタリングと被ばく評価をパッケージングした評価は、2020 年 3 月の一部解除の基礎データとなっている。本発表では、環境中でのモニタリング活動の現状と放射線工学部会の事故後の活動について紹介する。

2. 環境モニタリングの現状

2-1. 陸域のモニタリング

事故直後より、人手による空間線量率のモニタリングだけでなく、車両、有人のヘリコプター及び UAV がモニタリングに活用されている。モニタリングデータは、事故後 8 年の間にいわゆるビックデータとして蓄積されており、その解析により分布状況や変化傾向が明らかになりつつある。空間線量率の実効半減期は、事故直後は 1 年以下の速い速度で減少し、近年では 3–5 年程度と評価されている。また、異なった手法を相互比較することにより土地利用の違いや地面の被覆状況による空間線量率の減少傾向の違いが考察されている。これらのデータを元に住民の生活行動パターンを想定した詳細な被ばく評価が可能となりつつある。

2-2. 海域のモニタリング

海域においては、海水や海底土のモニタリングが関係機関によって継続的に行われている。それらの情報と海底地形の測量結果を重ね合わせ汚染分布の状況が可視化できている。特に、海底が窪んだ地形になっている場所には放射性セシウムの濃度上昇が確認されている場所があるものの、全体のインベントリーとしては数%程度に過ぎない。また、それらのモニタリングデータの経年変化から表層海底土における放射性セシウム濃度は物理的半減期よりも早い速度で減少している。特に河口域等では鉛直分布の変化が確認されているが、その堆積過程のメカニズムの解明も進んでいる。また、台風等のイベントにより陸域から海域への放射性セシウムの移行状況についても明らかになりつつある。

3. 放射線工学部会の活動

事故直後から放射線工学部会では、環境修復、安全確保に向けた取り組みを強化し、専門家集団として責任を果たすとともに、その内容を一般の方々に広く発信していくことが必要であるとの考えに基づき、以下の 4 つのワーキンググループを立ち上げ、活動を行ってきている。 (1) 環境モニタリング WG, (2) 測定技術 WG, (3) 線量概念検討 WG 及び(4) 国産安全解析コード開発戦略検討 WG である。これらの活動内容は、学会の企画セッション等を利用し、報告されてきた。本発表ではこれらの WG の活動の概要を紹介する。

---

*Yukihisa Sanada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, Fukushima Environmental Safety Center

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[1F_PL03] Discussion

future perspectives from the view of radiation effects

*All Presenters[1]

放射線影響分科会は福島事故発生直後に保健物理・環境科学部会、放射線工学部会、社会・環境部会の3つの部会の混成チームで編成され、設立されました。
事故後、放射線被害と社会混乱を最小限にとどめることを目指し、放射線被ばくのリスクをめぐる情報の整理と一般の人との対話を継続してきました。
事故9年を迎えようとしている現状においても、環境修復と被ばく線量低減化対策、
住民の被ばく線量の再構築、放射線作業に従事した作業者や住民の健康影響、また廃炉作業に関連しても多くの残された課題があります。本企画では関連部会（分野）での企画や一般発表を中心とした研究の動向を総括するとともに放射線影響の観点から今後の展望を討議します。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1A_PL] Development Status of Accident Tolerant Fuel

Challenges and Prospects

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A_PL01] Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (1)

*Kan Sakamoto[1] （1. NFD）

[1A_PL02] Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (2)

*Masao Owaki[1] （1. Toshiba ESS）

[1A_PL03] Development of Accident Tolerant Fuel for PWR

*Seiichi Watanabe[1] （1. MNF）

[1A_PL04] General discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

核燃料部会セッション

事故耐性燃料の開発状況～課題と展望
Development Status of Accident Tolerant Fuel: Challenges and Prospects

（1）BWR 用燃料開発その 1

(1) Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (1)

*坂本 寛[1]
[1]日本核燃料開発株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故を教訓に、世界中の多くの国々において事故耐性を高めた新型燃料(Accident Tolerant Fuel: ATF)の研究開発が進められる中、我が国においても、2015 年度から 2018 年度までの 4 年間、経済産業省資源エネルギー庁の支援を受けた技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備事業）が実施され、実用化に向けた研究開発が行われた。本発表では、事業で得られた成果のうち、BWR 用燃料被覆管として開発した改良ステンレス鋼被覆管開発（FeCrAl-ODS フェライト合金：以降、FeCrAl-ODS と略す）に関する開発状況をまとめ、実用化に向けた今後の課題と展望を述べる。

2. 開発状況

2-1. 開発目標および体制

開発目標は既存被覆管材料（ジルコニウム合金）を FeCrAl-ODS に置き換えることによって、事故時安全性を飛躍的に向上させ、かつ通常運転時の安全性・効率性を向上させることである。事故時安全性向上が急務であることから既存炉へ短中期的に導入することを目指すこととし、既存技術・知見を最大限活用しつつ、産官学が密に連携しながら開発を加速する体制とした。具体的には、長年の FBR 開発で蓄積されてきた FeCr-ODS 鋼の基礎研究成果（照射特性を含む）、製造・検査技術を最大限踏襲するとともに、文部科学省原子力システム事業で実施された FeCrAl-ODS 研究の成果[(1)]を利用し、産業界からは燃料メーカーであるグローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン（GNF-J）、研究機関である日本核燃料開発（NFD）、プラントメーカーである日立 GE ニュークリア・エナジー、公的研究機関として日本原子力研究開発機構（JAEA）、大学として北海道大学、京都大学、早稲田大学がチームを組む体制とした。

2-2. 開発基本概念

事故時安全性（事故耐性）の向上：事故には設計事象 LOCA のような比較的温度上昇が抑えられた事象から福島第一原子力発電所事故を代表とする過酷事故時のように燃料が溶融する温度まで温度上昇する事象までが含まれるが、概ね温度上昇とともに事故が深刻化するため、この温度上昇を抑制することが最重要となる。また、福島第一原子力発電所事故で問題となったように、事故時に発生する水素は水素爆発を引き起こす場合もあり、水素発生量の抑制は温度上昇の抑制とともに重要である。FeCrAl-ODS を含む FeCrAl 合金は高温水蒸気雰囲気において、自己再生型のアルミナ被膜が形成されることで高温水蒸気酸化を既存被覆管材料と比較して大幅に低減できることが知られていることから、この FeCrAl 合金の特徴を利用して高温水蒸気酸化反応を抑制することで、酸化の反応熱と酸化に伴う水素発生を大幅に低減する基本概念とした。

通常運転時の安全性・効率性：通常運転時の安全性の向上として、安全裕度の向上と燃料漏洩リスクの低減が挙げられるが、安全性の向上はプラント運転の自由度を向上させ、燃料漏洩にともなう運転抑制・停止などのリスク低減にも直結しているため、効率性にもつながる。なお、ジルコニウムと比較して、鉄、クロムを主要元素として含んでいる FeCrAl 合金は熱中性子吸収断面積が大きく、反応度が低下してしまうため（反応度ペナルティ）、経済性に影響する取出燃焼度や運転サイクル期間を既存燃料と同等に維持するためには何らかの方法で上記の反応度ペナルティを解消する必要がある。そのため、開発基本概念としては、FeCrAl-ODS による熱中性子吸収を被覆管薄肉化により低減するなどして反応度ペナルティを解消しつつ、FeCrAl-ODS がジルコニウム合金と比較して優れている特徴（例えば、水素吸収にともなう水素脆化が起こらない、

活性な核分裂生成物による応力腐食割れが起こりにくい）を生かして通常運転時の安全性・効率性を向上させることとした。

2-3. 開発計画

開発計画を立案するにあたって、まず技術成熟度（Technical Readiness Level: TRL）および TRL 評価を補助するものとして属性ガイド（Attribute Guide: AG）を作成し、事業開始時における TRL 評価を行った[(2)]。TRL は開発技術の成熟度を 9 段階で評価する指標であり、TRL 1-3 が原理実証段階、TRL 4-6 が工学実証段階、TRL 7-9 が実用開発段階となる。事業開始時の TRL 評価では、燃料設計（通常・過渡）、製造・品質管理（工学規模製造）、核設計・炉心特性・熱水力特性、安全性評価（DBA、BDBA、SA）、規格・基準、貯蔵・輸送、再処理・処分の 7 つの検討分野を対象として、概ね TRL 1-2 の原理実証段階にあり、要素技術の提案と調査、フィージビリティの証明が必要であると評価した。そのため、事業の開発計画として短期間にプロトタイプ新型燃料部材の設計パラメータが確立できる TRL 4 に到達することとした。

2-4. これまでの成果

実施項目は主に、解析による導入の影響評価と解析評価に必要な物性データの取得に分けられるが、具体的な開発では、まずは利用可能な公開データで代用して影響評価を行い、それら解析評価に必要な物性データを事業で取得して順次入れ替えていくことで解析評価精度を向上させた。以下では、導入による影響評価と物性データの取得に分けてこれまでの成果を紹介する。

【導入による影響評価】影響評価では炉心解析および燃料ふるまい解析により反応度ペナルティを解消する燃料設計を U-235 濃縮度が 5 wt. %未満の条件で探索し、見出した燃料設計を仮定した体系において安全解析を行い事故時安全性に対する導入効果をシビアアクシデント（SA）解析コードを用いて評価した。解析には、炉心解析コードとして TGBLA/LOGOS、燃料ふるまい解析コードとして PRIME、FEMAXI、SA 解析コードとして MELCOR、MAAP を用いた。炉心解析および燃料ふるまい解析の結果、既存被覆管材と比較して被覆管肉厚を約半分とすることで反応度ペナルティを解消し、従来燃料と同等のふるまい評価結果を得た。評価の一例として、ABWR 炉心に 9×9A 型燃料を使用した場合の炉心解析と燃料ふるまい解析結果の一部をそれぞれ図 1、図 2 に示している。なお、これらの解析は、被覆管材、ウォーターロッド(WR)、燃料チャンネルボックス(FCB)のジルコニウム合金を FeCrAl-ODS に変更して、FeCrAl-ODS 被覆管肉厚をジルカロイ合金被覆管肉厚(約 0.7 mm)の半分程度である 0.3 mm とし、WR や FCB の肉厚も約半分(図 1 の Full ODS、図 2 の ODS)としている。なお、WR、FCB を現行ジルコニウム合金材、あるいは SiC/SiC とする場合には、反応度ペナルティが低減されるため、被覆管肉厚を 0.35 mm とした（図 1 の ODS-SiC）場合にも同程度の炉心成立性が得られている。これら図に示されるように、酸化物分散強化（ODS）による高強度化により、薄肉化が可能となり、反応度ペナルティを解消できていることが分かる。

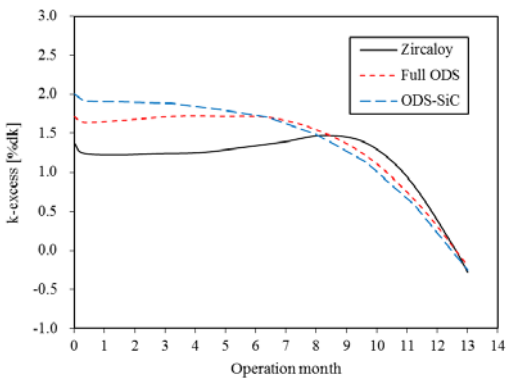


図 1　炉心解析結果の例（余剰反応度）[(3)]

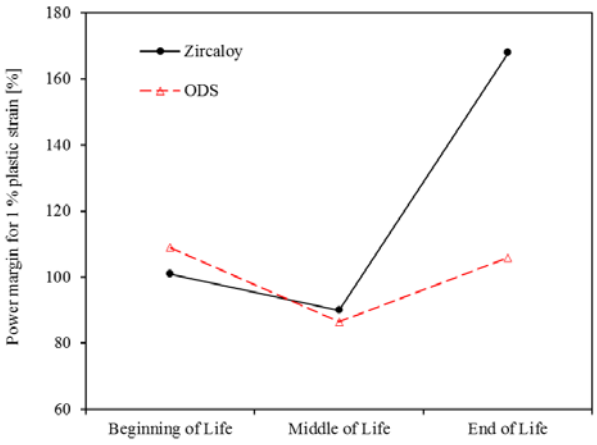


図 2　燃料ふるまい解析結果の例 [(3)]（1 %塑性変形に対する出力余裕）

ABWR 炉心に上記の 9×9A 型燃料（Full ODS ケース）の燃料設計を仮定して SA 解析を行った結果の一例を図 3 に示している。なお、解析では ATF の導入とアクシデントマネジメント（AM）の組み合わせによる効果についても評価しており、図 3 には ATF と AM の組み合わせを解析した結果を示している。1000 K 程度までは既存燃料(図中 Zry)と FeCrAl-ODS を用いた燃料(図中の ODS)や SiC/SiC を用いた燃料(図中の SiC)では温度上昇に大きな差は見られないが、これはいずれの燃料も高温水蒸気酸化反応による発熱の寄与が小さく、崩壊熱による温度上昇が支配的なためである。より高温では既存燃料と ATF（FeCrAl-ODS、SiC/SiC）で温度上昇の傾向が大きく異なり、既存燃料ではジルコニウム合金の高温水蒸気酸化反応により温度上昇が加速するのに対して、ATF ではそのような加速が起こっていない。また、79 h に低圧給水が始まっても既存燃料では温度上昇が止まらず 3000 K を超えてしまうのに対し、ATF では 1500 K 程度で温度上昇が止まり、その後、無事に冷却されている。また、発生する水素量も既存燃料と ATF では大きく異なり、FeCrAl-ODS の場合には 1/10 未満にまで水素発生が抑制され、FeCrAl-ODS の導入により事故時の温度上昇と水素発生量が大幅に低減されることが定量的に評価されている。

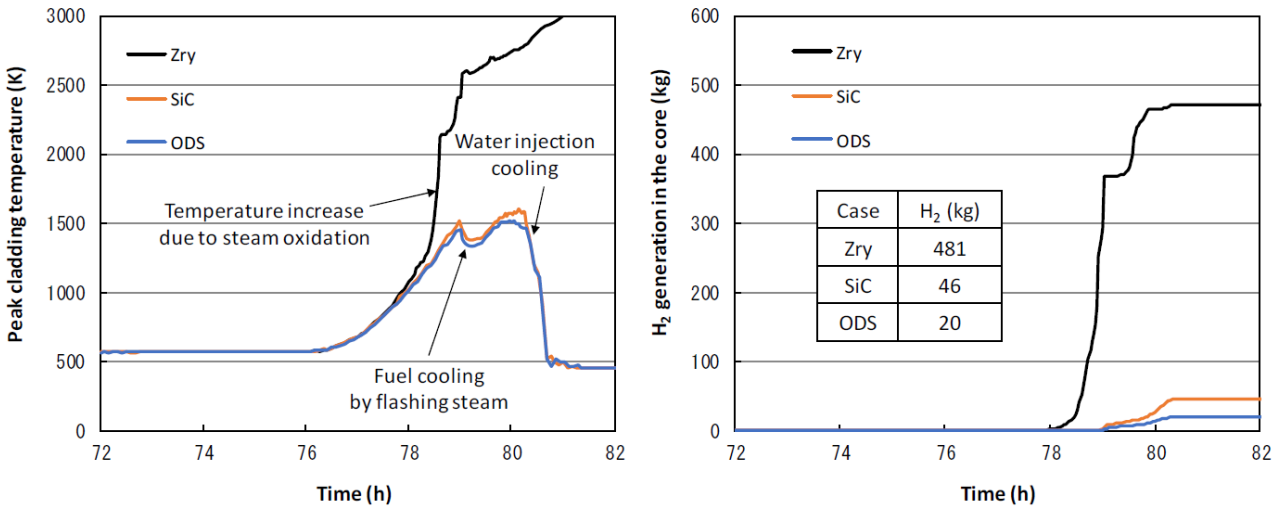


図 3　SA 解析コードによる解析結果例 (4)
(AM ありの全交流喪失ケース(RCIC が 72 h 後に停止、79 h 後に減圧し 90 m^3/h の低圧給水))

【物性データの取得】物性データの取得では、各種形状の試験材の試作とそれら試験材を用いた物性データ測定を行った。なお、物性データ測定には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）の High Flux Isotope Reactor（HFIR）における引張試験片の中性子照射試験も含まれている。なお、試作した試験材の化学組成は端栓材を除いて、原子力システム事業における合金開発結果 (1)を踏まえて、軽水炉条件で最適と考えた Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y_2O_3とした。

FeCrAl-ODS の試作では FeCr-ODS と同様に、合金粉末の製作、メカニカルアロイング、熱間押出により押出棒を作製し、その後、押出棒材から冷間圧延と焼鈍を繰り返すことで板材や被覆管材を得た。被覆管の試作では、設計の自由度を確保するために、異なる肉厚、外径を持つ 1 m 超の被覆管材を高い寸法精度で製作できることを確認した。具体的には、肉厚 0.35 mm の 9×9 燃料被覆管（外径約 11 mm）、肉厚 0.30、0.35、0.40 mm の 10×10 燃料被覆管（外径約 10 mm）の試作に成功している。

試作した試験材を用いて解析評価に必要となる各種物性データを取得したが、具体的には事故時解析評価に必要な物性データとして高温水蒸気酸化特性、熱的特性（融点、熱膨張係数）、LOCA 特性、SA 時の燃料ペレットとの反応特性を、通常運転時の解析評価に必要な物性データとして、高温高圧水による腐食特性、機械的特性、摩耗特性、PCI/SCC 耐性、トリチウム透過特性を取得した。

事故時解析評価に必要な物性データの取得例として高温水蒸気酸化試験結果と LOCA バースト試験結果を図 4、図 5 に、通常運転時の解析評価に必要な物性データの取得例として腐食試験結果と HFIR 照射材の引張試験結果を図 6、図 7 に示している。なお、LOCA バースト試験結果、HFIR 照射試験は ATF に関する日米

CNWG に基づいた日米協力で実施した。図 4 に示されるように FeCrAl-ODS の高温水蒸気酸化反応定数 K_p は既存材料と比較して 1/100 程度にまで低減できており、図 3 で示した事故耐性の向上を裏付けている。また、図 5 に示されるように、高温水蒸気酸化に対する高い耐性に加えて ODS による高温強度の上昇により、バースト温度が大幅に上昇する結果が得られており、LOCA 時の FP 放出リスクを低減できることを示している。なお、別途実施したリング試験片を用いた LOCA 模擬試験では、1300 ℃において 24 h 水蒸気酸化後に水クエンチしても脆化しないことが確認されており、既存被覆管材では極度に脆化する条件においても健全性を維持できることが確認されている [6]。図 6 に示される腐食試験結果からは、長期間にわたって安定した腐食特性を維持（減肉厚さは 1 μm 未満）していて、耐食性に問題がないことが示されている。また、図 7 に示されるように既存被覆管材料と比較して強度が大幅に増加しており、また、これまで得られている 3.9 dpa までの照射量範囲で 1 %以上の破断伸びが確認されていることから、反応度ペナルティの解消に必要となる薄肉化が可能となる裏付けが得られている。

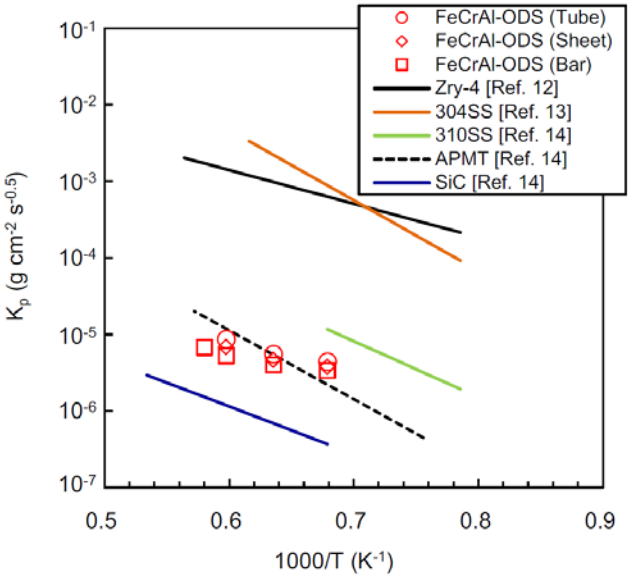


図 4　高温水蒸気酸化試験結果 [5]

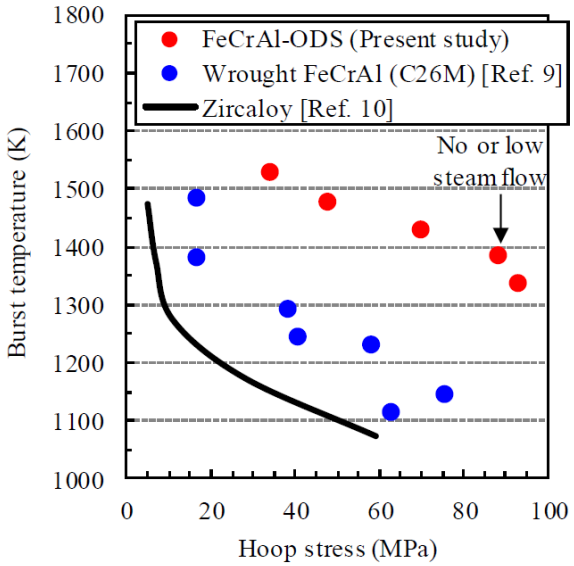


図 5　LOCA バースト試験結果 [6]

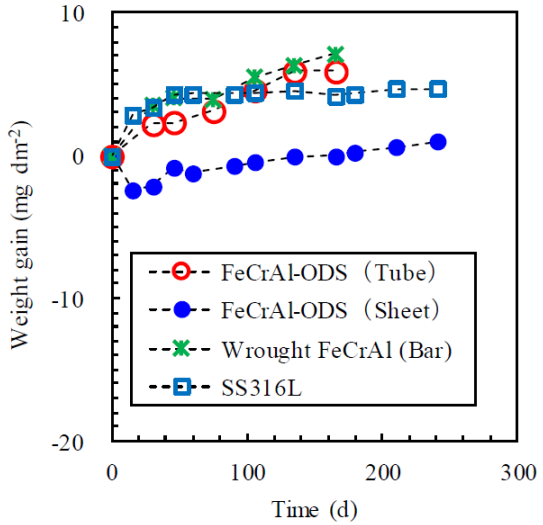


図 6　腐食試験結果 [6]
(563 K、8 ppmDO、循環式オートクレーブ)

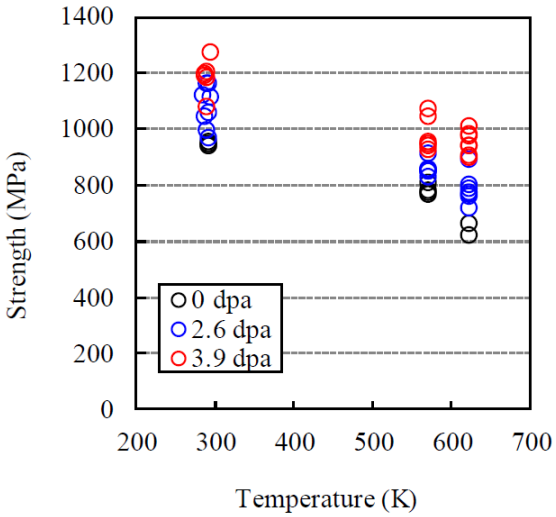


図 7　HFIR 照射材の引張試験結果 [6]
(573 K においてキャプセル内で中性子照射)

3. 今後の課題と展望

事業開始時の TRL 評価では概ね TRL 1-2 の原理実証段階にあったが、2018 年度までの開発の結果、TRL 3 と工学実証段階の一歩手前まで TRL を向上させることができている。しかしながら、目標としていた TRL 4

を達成するためには、燃料設計、製造・品質管理の観点から、まずは以下の課題を克服していく必要がある。

燃料設計：プロトタイプ燃料設計に必要となるデータは揃いつつあるが、照射特性に関するデータが不足している。具体的には、燃料寿命末期までの中性子損傷（15 dpa 程度）を受けた材料の機械特性データ、照射クリープデータ、照射腐食特性データ等が挙げられる。また、物性データの取得だけでなく、燃料設計に必須となる燃料ふるまい解析コードの検証データも皆無であり、検証データも必要である。

製造・品質管理：原理的な問題はないと思われるが、現在までにフルスケール（4 m 超）の被覆管の試作経験がなく、フルスケール化に潜在的な課題が残っていることが否定できない。また、これまでの試験では実用化で必要となる欠陥検査や寸法測定等の非破壊検査を行っておらず、それら技術の適用性確認が必要である。また、燃料ペレットを装荷して端栓封入する接合技術・検査技術の検証が終わっておらず、模擬燃料棒等の試作による実証が必要な状況にある。

これら課題を踏まえ、今後は特に照射特性に関するデータ取得と製造・品質管理に関する技術向上に集中的に取組み、それら取組の総合的な検証となる試験炉における模擬燃料棒照射試験による燃料ふるまい解析コードの検証データの取得を行う予定である。また、導入の影響評価の精度を向上させるとともに、導入の効果を定量的に評価することで、ユーザーの検討に必要となる情報を提供する取組にも着手していく予定である。

謝辞　本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の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（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。また、FeCrAl-ODS 開発に共に取り組んだ JAEA、GNF-J、日立 GE ニュークリア・エナジー、北海道大学、京都大学、早稲田大学の関係者の皆さんに感謝する。

参考文献

(1) S. Ukai et al., "Development of FeCrAl-ODS steel claddings for accident tolerant fuel of light water reactors", Proceedings of ICAPP 2017, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017) Paper ID: 17599
(2) S. Yamashita et al., “Technical basis of accident tolerant fuel updated under a Japanese R&D project”, Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, September 10 – 14, 2017, Ramada Plaza Jeju, Jeju Island, Korea
(3) S. Takano et al., “Analytical study of the applicability of FeCrAl-ODS cladding for BWR”, Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, September 10 – 14, 2017, Ramada Plaza Jeju, Jeju Island, Korea
(4) T. Ikegawa et al., “Performance evaluation of accident tolerant fuel claddings during severe accidents of BWRs”, Proceedings of TopFuel2018, Prague, Czech republic, Sep. 30 - Oct. 4 (2018) Paper ID: A-0131
(5) K. Sakamoto et al., "Progress on Japanese development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel claddings for BWRs", Proc. TopFuel2018, Prague, Czech republic, Sep. 30 - Oct. 4 (2018) Paper ID: A-0011
(6) K. Sakamoto et al., "Recent progress in development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel claddings for BWRs in Japan", Proc. Top Fuel 2019, Seattle, WA, September 22-27, 2019, pp. 197 - 205

*Kan Sakamoto[1]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd.

2020年春の年会

核燃料部会セッション

事故耐性燃料の開発状況～課題と展望
Development Status of Accident Tolerant Fuel : Challenges and Prospects

BWR 用燃料開発その 2

Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (2)

*大脇 理夫[1]，井上 史章[1]，石橋 良[2]，近藤 貴夫[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立 GE

1. はじめに

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発として、SiC 複合材料を適用した BWR 用被覆管、チャンネルボックスの開発を進めている。

2. 開発状況

開発にあたり、まず国内外の最新動向調査および開発状況の整理を行い、これに基づき技術成熟度（TRL）、課題抽出マップの作成を行った上で各種技術の開発・評価を行っている。以下にこれまでの主な成果を示す。

2-1. 燃料ふるまい解析

燃料ふるまい解析では、被覆管径方向スエリングや多層化モデルに対応した”FEMAXI-7-SiC 版”を用いて通常時の燃料棒挙動解析を実施した。現行の Zry 被覆管を用いた 9×9 燃料の仕様を基準として評価を行った結果、SiC 被覆管を用いた場合、被覆管径方向のスエリングにより、ペレット被覆管ギャップ幅が拡大し、ペレット温度および被覆管応力が増加傾向となる。成立性を向上させるためにはペレット被覆管ギャップ幅の低減やプレナム体積の増加が有効である。また、設計条件や物性値に幅を持たせた条件で多数の解析を行うことにより燃料ふるまいへの影響を評価し、各入力・出力パラメータ同士の相関関係や影響度の大きさ等を確認した[1) 2) 3)]。

2-2. 材料特性評価

設計に資する機械的特性として、室温での SiC 複合材料管の軸および周方向引張強度データを取得した。

腐食特性評価では、SiC 複合材に CVD コートした材料について BWR 環境を模擬した腐食試験（288 ℃、圧力 7 MPa 以上、実機の炉心燃料領域の過酸化水素を考慮した溶存酸素濃度 8 ppm）を実施した。その結果、腐食速度は最大で減肉速度換算にして数μm／年であり、BWR 環境において減肉を考慮した構造強度の観点で適用可能であることが示唆されたが、さらなる耐食性向上が望まれる[2) 4)]。NWC-BWR 環境を模擬した高温水浸漬試験（288 ℃）による SiC の高温水腐食に及ぼす溶存酸素濃度（DO）の影響を評価した結果、DO の上昇とともに Si 溶出を伴う腐食が増加すること、これを防止する手法の一つとして Ti 系の耐食被覆が有効であることが示唆された。この耐食被覆を短管および接合部に施工できることも確認した[3) 5) 6) 7)]。

2-3. 熱水力特性評価

熱水力特性試験として 2×2 ロッドバンドルを対象として、水－空気系非加熱条件の被覆管圧損試験を実施し、摩擦係数の一般的な経験式による液相圧損と二相摩擦乗数を用いることで二相圧損を予測できることを確認した。また、SiC 材の濡れ性改善による限界液膜厚さの変化量を仮定し、最も液膜体積率が低いサブチャンネルを対象として限界出力の変化を評価した結果、濡れ性改善による限界出力の上昇は数%程度であることが推定された[3)]。

2-4. 安全性評価

過渡解析として被覆管表面での沸騰遷移が生じるような仮想的な条件で TRACT^{TM}解析を行い、同事象時における燃料棒解析を実施した。特にギャップ熱伝達の差に伴う初期における応力等の条件は異なるが、過渡時における機械的挙動は Zry 被覆管と SiC 被覆管に大きな違いがないことを確認した[8)]。

LOCA 解析として PLR 配管の大破断および小破断解析を TRACT^{TM}で実施し、”FEMAXI”で燃料棒挙動解析

を実施した。LOCA 解析においても過渡同様に、ギャップ熱伝達の差に伴う初期における応力等の条件は異なるが、Zry 被覆管と SiC 被覆管に大きな違いがないことを確認した[8)]。

RIA 時における Zry 被覆管燃料と SiC 被覆管燃料の機械的挙動特性評価を実施した。その結果、RIA 時における急激なペレット熱膨張による応力増加を Zry 被覆管燃料では吸収できないが、あらかじめギャップ幅に余裕を持たせた SiC 被覆管ではペレット - 被覆管の接触が回避され、機械的強度が確保されることを確認した。

”MAAP”等の過酷事故（SA）コードを用いた感度解析を実施した結果、SiC を適用することにより、従来の Zry と比べて水素発生量が大きく低減し、減圧、注水といったアクシデントマネジメントにおける余裕が拡大する可能性が示唆された[9)]。

3. 今後の課題と展望

2.項に記載した各種評価を受けた主な課題として以下が挙げられる。

・BWR 水質環境での腐食特性データの取得および耐食性を改善する製造プロセスの構築
・照射環境での耐食性、機械特性データの取得および設計へのフィードバック
・SiC 適用の説得性向上および安全性評価の高精度化のため、SA 時にさらされる高温環境での挙動に関するデータの拡充
・将来の規格・標準化のためのデータ整備に資する SiC 複合材料の試験方法の確立

SiC 被覆管、チャンネルボックスの軽水炉への適用に向けては照射試験データの取得が必須であり、早期の照射試験の実施が望まれる。

※ 本発表に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

4. 参考文献

1) H. Matsumiya, K. Yoshioka, S. Sakurai, K. Kakiuchi, S. Yamashita, F. Nagase, Fuel Behavior Analysis of Accident Tolerant Fuel with SiC/SiC-Composite Cladding, Proc. ICAPP2017, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28, 17162 (2017).
2) K, Kakiuchi, M. Akimoto, S. Suyama, M. Ukai, H. Heki, A. Kawaguchi, T. Takagi, Y. Sato, Y. Taniguchi, T. Goto, Y. Kagawa, ATF material development of SiC with Enhanced Safety LWR core, Proc. 42nd International Conference & Expo on Advanced Ceramics (ICACC 2018), Daytona Beach, Florida, USA, January 21-26, ICACC-S13-019-2018 (2018).
3) 大脇 理夫，井上 史章，佐藤 寿樹，石橋 良，近藤 貴夫，山下 真一郎，川西　智弘，深堀 智生,「安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(3) (3) BWR 用 SiC」, 日本原子力学会 2019 年秋の年会，富山大学 2E03 (2019).
4) S. Suyama, M. Ukai, M. Akimoto, T. Nishimura, S. Tajima, Safety Evaluation of Accident Tolerant Fuel with SiC/SiC Cladding, Ceramics 2019, 2(4), 602-611 (2019).
5) R. Ishibashi, S. Tanabe, T. Kondo, S. Yamashita, and F. Nagase, Improving The Corrosion Resistance of Silicon Carbide for Fuel in BWR Environments by Using A Metal Coating, Proc. WRFPM 2017, Jeju Island, Korean Nuclear Society, A-177 (2017).
6) R. Ishibashi, S. Tanabe, T. Kondo, S. Yamashita, and T. Fukahori, Improvement of Corrosion Resistant Coating for Silicon-carbide Fuel Cladding in Oxygenated High Temperature Water, Proc. Top Fuel 2018, Prague, Czech Republic, September 30- October 4, A-0072 (2018).
7) R. Ishibashi, M. Kida, M. Shibata, T. Kondo, S. Yamashita, and T. Fukahori, Joining Technology with Corrosion-Resistant Coating for Silicon-Carbide Fuel Cladding, Proc. Top Fuel 2019, Seattle, USA, September 22-26, 235-29441 (2019).
8) H. Sato, Y. Takeuchi, K. Kakiuchi, S. Yamashita, F. Nagase, Safety Evaluation of Accident Tolerant Fuel with SiC/SiC

Cladding, Proc. WRFPM 2017, Jeju Island, Korean Nuclear Society, A-238 (2017).
9) T. Ikegawa, K. Sakamoto, T. Kondo, and S. Yamashita, Performance Evaluation of Accident Tolerant Fuel Claddings during Severe Accidents of BWRs, Proc. Top Fuel 2018, Prague, Czech Republic, September 30- October 4, A-0131 (2018).

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 27～30 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事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。
また、同事業の推進にあたりご協力いただいた JAEA 関係者に感謝する。

---

* Masao Owaki[1], Fumiaki Inoue[1], Ryo Ishibashi[2], Takao Kondo[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [2]Hitachi GE

2020年春の年会

核燃料部会セッション

事故耐性燃料の開発状況～課題と展望
Development Status of Accident Tolerant Fuel : Challenges and Prospects

PWR 用燃料開発

Development of Accident Tolerant Fuel for PWR

*渡部 清一[1]，村上 望[2]
[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工業

1. はじめに

加圧水型軽水炉（PWR）では、冷却材喪失事故（LOCA）時に非常用冷却設備が何らかの要因で設計通りに作動しない場合でも、炉心溶融や水素爆発等のシビアアクシデント（SA）に進展しないように様々な安全対策が施されている。一方で、更なる安全性向上策として、原子燃料自体の温度上昇や水素発生を抑制するといった、固有の安全機能を付加した事故耐性燃料の開発が期待される。

現在、PWR 燃料被覆管材料として適用しているジルコニウム（Zr）合金は、事故時の高温条件で水蒸気と著しく反応して発熱すると共に水素を発生し、これらが炉心溶融や水素爆発の一要因となりうる。このため、事故耐性燃料にまず求められるのは、高温水蒸気との酸化反応が小さい被覆管である。

炭化ケイ素（SiC）は、融点（昇華点）が高く、高温条件で水蒸気との酸化反応が殆どなくかつ機械的強度が低下しない特性を有しており、事故耐性燃料被覆管の候補材の一つとされている。一方、SiC はセラミクスであり、Zr 合金とは全く特性が異なるため、燃料被覆管材料としての適用性を確認する必要がある。そこで、我々は SiC を PWR 燃料被覆管材料として適用するうえで重要となる、燃料・炉心設計への影響及び事故時安全性への影響を確認するべく、SiC 被覆管の試作及び各種炉外試験、並びに燃料ふるまい等の解析評価を実施した。ここでは、それらの成果を発表する。

2. 開発状況

2-1. SiC 被覆管の仕様及び試作結果 [1]

(1) 仕様

本研究で試作した SiC 被覆管は、管状に編んだ SiC ファイバーに SiC を化学蒸着させた SiC-SiC 複合材（以下、単に SiC と呼ぶ）である。SiC の機械特性は、SiC ファイバーの構造（編み方）に依存するため、本研究では編み方を変えた複数の SiC 被覆管を試作し、機械特性との相関を調べた。外径及び肉厚は、三菱製 17×17 型 PWR 燃料被覆管と同じ（外径：約 9.5mm、肉厚：約 0.6 mm）に設定した。なお、試作は米国 General Atomics 社に委託している。

(2) 試作結果

試作した SiC 被覆管及び模擬燃料棒の写真を図 1 に示す。外径及び肉厚は、概ね仕様通りの管を製造することができた。また、模擬燃料棒とは、照射試験用に試作した燃料ペレットを装填していない燃料棒であり、ヘリウムガスを加圧充填し、両端を SiC 製の端栓で密封したものである。この模擬燃料棒は、試作後にリーク試験を実施し、気密性を確認している。

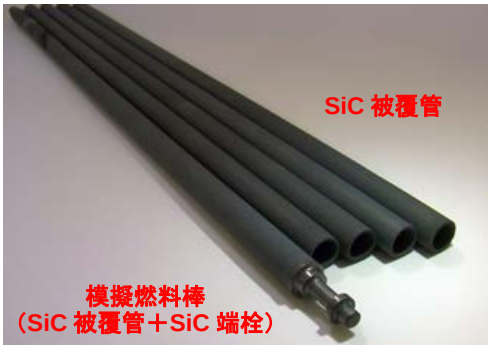


図 1　SiC 被覆管及び模擬燃料棒

2-2. 燃料・炉心設計への影響評価

(1) 炉外試験による材料特性データの取得 [2]

燃料設計への影響を評価するうえで重要な材料特性を調べるため、炉外試験を実施した。試験結果の例として、軸方向引張試験による応力－歪線図を図 2 に示す。図中の Type D, E, F は SiC ファイバーの編み方が異なるサンプルであり、軸方向強度の最適化を図った Type F が最も高強度であることを示している。この他に、熱膨張率測定、熱伝導率測定、一次冷却水質での腐食試験、周方向強度試験（EDC 試験）を実施した。

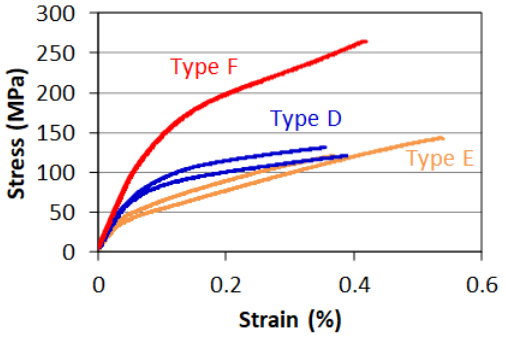


図 2　軸方向引張試験による応力－歪線図
（Type D, E, F は SiC ファイバーの構造が異なる）

(2) 燃料機械設計への影響 [3]

上述した炉外試験の結果、並びに文献で報告されている照射特性データ等に基づいて、SiC 被覆管の材料特性のモデル化を行い、解析コード（JAEA が開発した FEMAXI-ATF）により、燃料ふるまい解析を行った。

解析の結果、SiC 被覆管は照射材の熱伝導率が低いため、燃料ペレットの熱膨張が大きくなり、被覆管が破損するという結果になった。

これを解決する方策として、燃料集合体（燃料棒）の改良設計を検討した。表 1 には、改良設計の一つとして検討した、19×19 型燃料集合体の設計仕様を示す。この改良設計では、燃料集合体 1 体あたりのウラン装荷量が現行燃料と同じになるようにしている。

表 1 に示した改良設計燃料棒の、運転中の燃料被覆管に生じる応力を解析した結果を図 2 に示す。この改良設計では、燃料棒を細径化することで、燃料棒 1 本あたりの発熱量を低減したこと、並びに SiC 被覆管を薄肉化することで熱抵抗を低減したことにより、燃料ペレットの温度（熱膨張）が抑制されている。その結果、燃料ペレットと SiC 被覆管が接触しないことにより、SiC 被覆管には高い応力が発生しないという結果になっている。

表 1　本研究で検討した改良設計の一例

	現行燃料 （17×17型）	改良設計 （19×19型）
燃料棒格子配列	17行17列	19行19列
燃料集合体断面寸法	214 mm×214 mm	←
制御棒案内シンブル本数	24本	32本
燃料棒本数	264本	328本
被覆管外径	9.5 mm	8.52 mm
被覆管肉厚	0.57 mm	0.50 mm
燃料ペレット外径*	8.19 mm	7.35 mm
燃料棒平均線出力	17.9 kW/m	14.4 kW/m

*本ケースでは、中実ペレットを想定している。

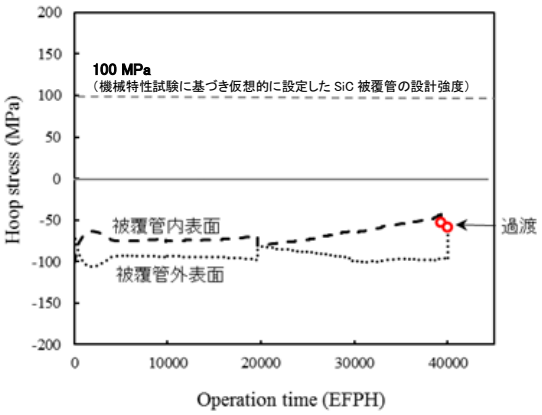


図 3　改良設計燃料棒（表 1 に示したもの）
の被覆管応力解析結果

(3) 炉心特性への影響 [3][4]

上述の改良設計の場合でも、現行燃料に比べて燃料ペレットの温度が高いため、反応度停止余裕に及ぼす影響を評価する必要がある。そこで、MHI の炉心解析コードシステム（GalaxyCosmo-S）により炉心計算を実施した。

炉心計算の結果、改良設計の場合でも、反応度停止余裕が制限値を満足しない場合があることが確認された。これを解決する方策として、制御棒の増設や、中空ペレットを導入することで、制限値を満足することが炉心計算により確認された。

2-3. 事故時安全性への影響評価

(1) LOCA 時特性 [5]

LOCA 時の特性を調べるため、SiC 被覆管に LOCA を模擬した負荷（加圧、温度上昇、高温水蒸気曝露、急冷熱衝撃）を与える LOCA 試験を実施した。

LOCA 試験の結果の一例として、1,200℃×1,000 秒保持後に急冷した SiC 被覆管及び Zr 合金被覆管の外観写真を図 4 に示す。同条件は Zr 合金の酸化量約 40% ECR に相当し、現行 LOCA 基準（ECCS 性能評価指針）の上限値 15% ECR よりも遥かに厳しい条件である。同図に示すように、SiC 被覆管は LOCA 条件下でも変形（膨れ）、破裂、酸化が生じず、急冷後の熱衝撃でも破断せず、冷却可能形状を維持することが確認された。

また、図 5 は様々な保持条件（温度・時間）の後に急冷した場合の結果（破断/非破断）を示している。同図に示すように、SiC 被覆管は、LOCA 基準の上限温度（1,200℃）を超える 1,600℃まで加熱・保持した場合でも、急冷後に破断せず、冷却可能形状を維持することが確認された。

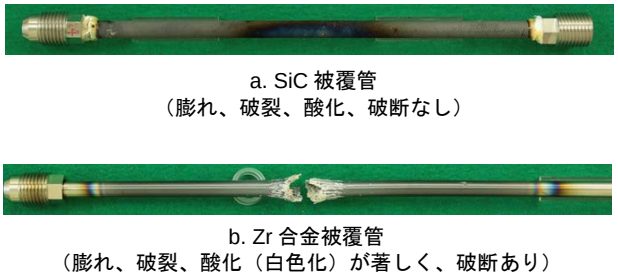


図 4　LOCA 試験後の被覆管の外観写真
（1,200℃×1,000 秒保持後に急冷）

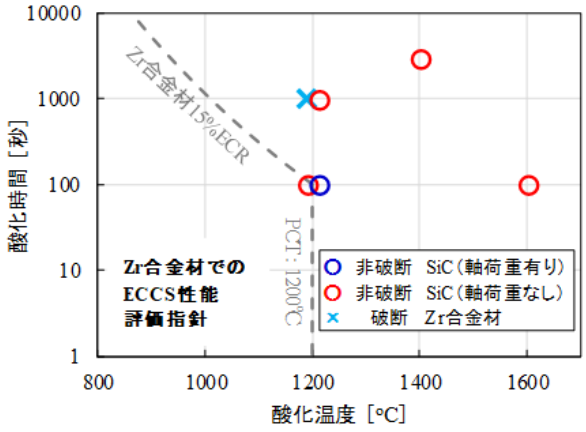


図 5　LOCA 試験結果のまとめ
（各保持条件と、急冷後の破断の有無）

(2) シビアアクシデントの抑制効果 [1]

LOCA が発生し、かつ非常用冷却設備が設計通りに機能しなかった場合の炉心温度及び水素発生量を、SiC 被覆管の場合と Zr 合金被覆管それぞれの場合について解析評価した。解析は、様々なタイプの LOCA 事象や非常用冷却設備の不具合（事故シナリオ）について実施した。

解析結果（炉心温度評価）の一例を図 6 に示す。同図は、LOCA 後に非常用冷却設備が作動しない事故のうち、比較的発生確率が高い事象の例（事故シナリオは図中に記載）である。この例では、Zr 合金被覆管は最終的に炉心溶融に至るのに対し、SiC 被覆管は炉心溶融を回避することができている。

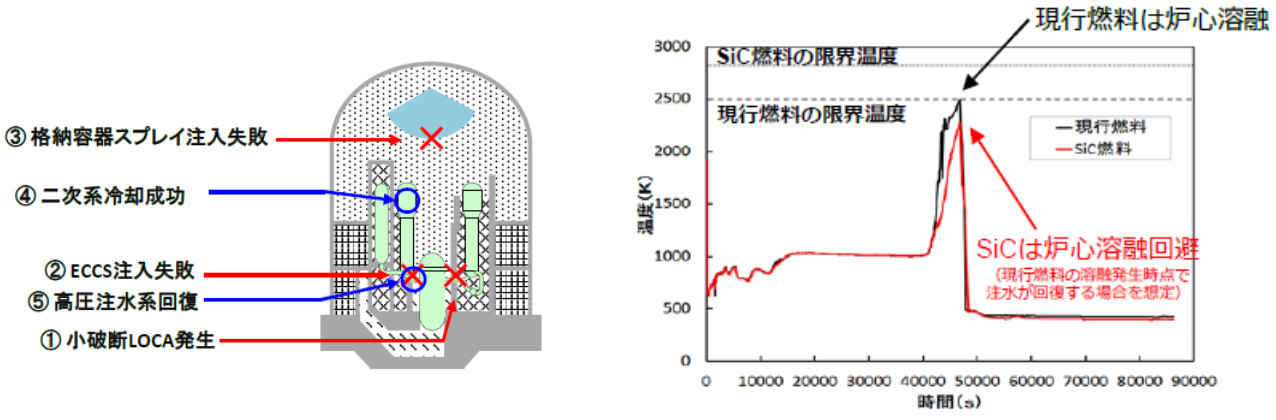


図 6　事故進展解析の一例（左：想定した事故シナリオ、右：炉心温度の推移）

3. 今後の課題と展望 [1]

本研究の成果を踏まえると、SiC 被覆管を導入した場合、LOCA 時の冷却性向上やシビアアクシデントへの移行が抑制されると期待される。一方で、SiC 被覆管は照射後の熱伝導率が低いため、被覆管の応力が厳しく、設計の改良が求められる。但し、設計改良を行うには、現時点では SiC 被覆管の材料特性及び照射特性データが大幅に不足しており、当面はデータの拡充が課題といえる。また、設計改良の方向性としては、燃料ペレット温度低減の観点から、SiC 被覆管の細径化と薄肉化が必要になると考えられるため、SiC 被覆管には更なる製造技術の高度化が求められる。

また、上記以外にも、SiC 被覆管を導入する場合に考えられる課題として、一次冷却材中へのケイ素（Si）の溶出による影響、輸送及び貯蔵時の燃料健全性、再処理への影響などが挙げられる。これらは、現時点において解決不可能な課題（showstopper）ではないと考えられるが、課題の把握と解決には時間を要すると考えられるため、適切に計画していく必要がある。

以上の通り、SiC 被覆管は有望な事故耐性を有する一方、実用化に向けては乗り越えるべき課題が多いことも明らかである。従って、当社は SiC 被覆管を長期的な開発課題と位置づけ、当面は基盤技術の整備に向けた研究開発を進めていく。

謝辞

本発表は、経済産業省資源エネルギー庁による原子力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（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた基盤技術整備）の成果である。当該事業の推進にあたり、ご協力頂いた JAEA 関係者の皆様に感謝する。

参考文献

[1] 渡部 清一、他　日本原子力学会　2019 年秋の大会　富山大学 2E04
[2] 佐藤 大樹、他　日本原子力学会　2019 年秋の大会　富山大学 2E06
[3] 山路 和也、他　日本原子力学会　2017 年秋の大会　北海道大学 2I12
[4] 村上 望、他　日本原子力学会　2018 年秋の大会　岡山大学 2D05
[5] 小宮山大輔、他　日本原子力学会　2019 年秋の大会　富山大学 2E08

---

*Seiichi Watanabe[1] and Nozomu Murakami[2]

[1]Mitsubishi Nuclear Fuel Co Ltd., [2]Mitsubishi Heavy Industries Ltd.,

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[1A_PL04] General discussion

福島第一原子力発電所事故を教訓に、多くの国々において事故耐性燃料(Accident Tolerant Fuel:ATF)の研究開発が進められ、我が国においても、2015年度より経済産業省資源エネルギー庁の支援を受けた技術開発事業が開始されている。
本セッションは2部構成とし、第1部では、ATF開発の今後の課題と展望を主眼に、国プロ事業の成果概要をメーカー各社が講演し、開発状況と課題の共有を図る。第2部の総合討論では、第1部の講演内容に対する関係機関（資源エネルギー庁、JAEA、電力）のコメントを得て、それらを踏まえ、国内ATF開発の主要関係機関が一堂に会して議論を行い、今後のATF開発への有益な示唆が共有されることを図る。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Special Lecture | Local Commition

[1B_PL] Activities for Reconstruction in Tohoku

The 10th South Tohoku Nuclear Symposium

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[1B_PL01] Revitalization of Fukushima and Promotion for Research, Technology Development and Industrial Creation by Innovation

*Yoshihito Ozawa[1] （1. Fukushima Univ.）

[1B_PL02] JAEA Activities for 1F Decommissioning and Environment Remediation

*Tokio Fukahori[1] （1. JAEA）

[1B_PL03] Activities of CFReND (Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning), Tohoku University

*Yutaka　Watanabe[1] （1. Tohoku Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

特別講演

東北における復興へ向けた取り組み（第 10 回南東北原子力シンポジウム）
Activities for Reconstruction in Tohoku - The 10th South Tohoku Nuclear Symposium -

（1）福島イノベーション・コースト構想と地域の活性化について ～新たな価値の創造を目指して～

(1) Revitalization of Fukushima and Promotion for Research, Technology Development and Industrial Creation by Innovation - Aiming to create new value -

*小沢　喜仁[1]
[1]福島大学

1. はじめに

東日本大震災及び福島第一原子力発電所事故から 9 年が過ぎようとする今，地域の復興は新たな付加価値の創出による産業の活性化，地域発のイノベーションの推進が大きな鍵となっている。人口減少・流出のなかでも積極的な担い手確保や人材育成を図りながら，このような取り組みを積極的に進める必要がある。

「福島イノベーション・コースト構想」は，原発事故の被害を受けた福島県双葉 8 町村及び周辺地域を加えた 15 市町村を対象とする浜通り地域等の産業や雇用を回復するため，地域の新たな産業基盤の構築を目指すものである。廃炉を進めながら，廃炉基盤研究，環境放射能研究，ロボット開発・実証拠点や国際産学連携拠点を整備して，多様な分野を対象とするロボティックス、水素や電池をはじめとする再生可能エネルギー，高度化が期待される農林水産等の分野においてプロジェクトの具体化を進め，産業集積，人材育成や研究者の定着、住民帰還の促進と交流人口の拡大等に取り組んでいくとしている。

構想が目指す姿の先は，福島県浜通り地域のみを対象とする新たな産業の創出にとどまらない。企業や研究機関等との連携を促進するため浜通り地域における産業情報をオープン化し，市場ニーズを適切に捉えた“ニーズ・オリエンテッドな発想”で挑戦的な技術開発と企業自らの変革を促進して，未来を拓く特徴ある成果をもたらすことが期待されている。福島市や郡山市をはじめとする周辺地域ばかりでなく，我が国にとどまらず外国からも，研究機関，高等教育機関，開発ベンチャー企業や異業種企業，さらには金融・報道機関等を含めた有機的連携こそが，構想実現の原動力になると考えている。

2. ふくしまの地域的・歴史的課題について

福島に限らず地方都市は、特に東京から離れれば離れるほど様々な形で地域的・歴史的な課題を抱えており、そのような中で発生した今回の震災と原子力事故の背景と特徴として、以下の 6 つが挙げられる（福島大学名誉教授・鈴木　浩氏の分類による）。

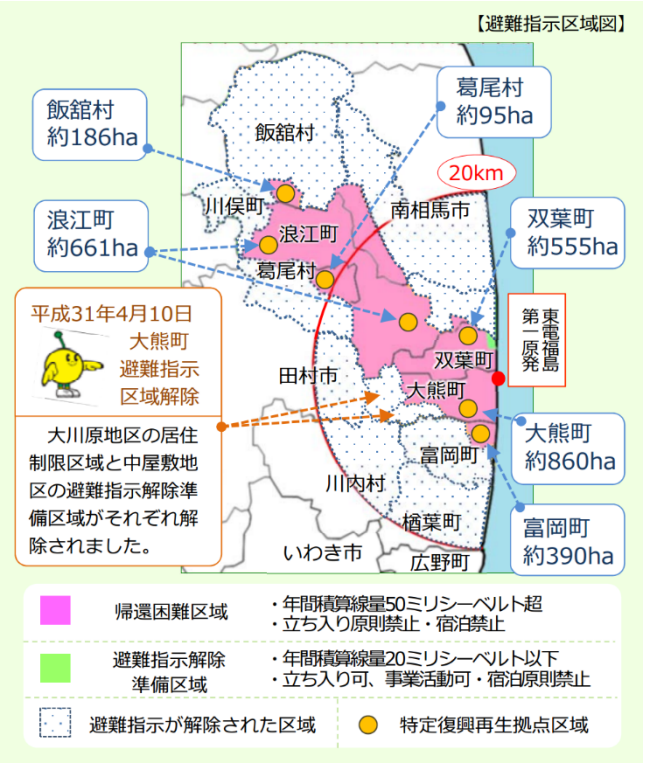
まず第 1 に、人口減少・高齢社会が先行する地域を襲った大災害であるということ。浜通り地域においては、特にそれが進んでいる状況にあった。第 2 に、地域の基幹産業である第一次産業に様々な形で壊滅的な影響を与えたということ。福島県における第一次産業は、第二次産業に比べ 10 分の 1 程度の生産額ではあるが、住民の生活に非常に密接に係わっていることから大きな影響を与えている。第 3 に、グローバル化や金融経済へシフトする中で衰退する地方都市の現状がある。その一方、第 4 として、基礎自治体のマンパワー不足がある。特に、避難が必要とされた地域においては住民がいなくなる状況になり、復興から創生に向かう主体としての基礎自治体における政策形成能力や合意形成の重要性が問われている。さらに、第 5 に、放射能汚染による広域的かつ長期的な避難が生じ、第 6 として、災害と避難の広域性・長期性・複合性という面もあり、非常に複雑になっている。

「福島」という名前をもつ地域としては、福島県、福島市、それに福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所などが挙げられる。福島県は 1 万 3,780 平方キロメートル、福島第一原子力発電所の敷地は 3.5 平方キロメートルと、これだけの面積の差がありながら、福島県は「福島」という名前のもとで様々なダメージ

を受けることとなった。特に農業に対するダメージは大きく、全ての県産米に対して年 80 億円をかけた放射能検査が行われ安全性を主張しているが、感性的に受けとめる方が多く、県産農作物の市場価格に大きな影響を与えた。理性的な理解と感性的な理解との間のギャップを考慮したコミュニケーションが必要となっている。農業も工業同様、密接なサプライチェーンマネジメントが行われている。農業の場合は、それがローカルに行われているというところが非常に重要である。食の安全性とともに、ひとつひとつの連鎖が信頼関係をもとに成り立っていることに対する影響を考える必要がある。

3. 地域への帰還に係る課題について

地震発生によって緊急的に避難し、生活・生業への支援があり、復旧・復興へ進むという流れは、レジリエンスの考えからすると当然のことである。ステージが進むことで、地域社会や地域経済という観点からも支援が必要な状況は減少していくはずではあるが、今回は原子力発電所事故が同時に起きたことで、事故の収束や除染、そして賠償問題、生活・生業の再建、健康管理という問題が発生し、長期化しているという状況にある。現在，帰還困難区域は右の図のように縮小しており，それぞれの町には居住を可能にすることを目指す「特定復興再生拠点区域」を定め（図中の黄色い丸印）取り組むことができるようになっている（参照：ふくしま復興の歩み）。



2019 年 12 月現在、約 4 万 1 千人（県内避難者約 1 万人、県外避難者約 3 万 1 千人）が避難している。「まだ 4 万人も避難している」と感じられるかもしれないが、福島県の人口は約 184 万人であり、約 180 万人が現在も福島県に住んでいる。自治体によって差はあるが、着実な復旧・復興、経済的な生活の再生も進んでいる。

一方、避難の長期化によって、様々な「コミュニティ・イン・コミュニティの問題」が発生している。当初は、避難者が所属していた基礎自治体との連接を保ちつつ避難先で社会を形成することによる問題（第 1 ステージ）があったが、自治体の帰還が進む中で、帰還住民に加え廃炉作業や支援などに係わる人々の移住・交流が増えることによる新たな問題（第 2 ステージ）が生じている。

現在、一部住民は帰還し、一部住民は帰還をあきらめるという状況にある。「早く戻りたい」という住民は男女比で見ると男性が多く、年代で見ると年配の方が多い。そして、帰還した住民は職をもたない方が多い。高齢であることも理由のひとつではあると思うが、個の気持ちに寄り添った、きめ細かい配慮が求められている。いまだに居住に制限がある地域もあるが、徐々に戻る住民が増えてきているということ、福島県ばかりでなく、この地域を支えようと国内外の多くの方々が懸命にがんばっているということを、ご理解いただければありがたい。これまで、地域の復興は、人々の熱意で一生懸命進めてきたところがあるが、一昨年頃より福島県知事はじめ「一旦立ち止まり、合理的な理解のもとでこれから先に進もう」という発言が合い言葉のように出てきている。

4. 福島大学の取組みについて

福島大学では、事故後の放射線に関する取組みをもとに、2013 年に環境放射能研究所（IER）を設立した。これまでに「河川・湖沼」、「海洋」、「生態系」、「計測・分析」、「存在形態」及び「モデリング」の 6 つのプロジェクトを立ち上げ、研究を進める一方、チェルノブイリ災害後の環境修復支援技術の確立(JST STREPS 事

業)など、諸外国における過去の核開発や原子力発電所の事故等の影響による環境放射能の正確な把握にも取組み、国内外の大学・研究機関との連携を構築してきた。平成 31 年度からの 共同利用・共同研究拠点「拠点名：放射能環境動態・影響評価ネット ワーク共同研究拠点」として文部科学省に認定され、日本における共同利用研究施設として世界的権威ある研究所を目指している。福島県に限らず、日本は非常に水が豊かな国である。水を中心とした放射性物質の遺漏や生態に与える影響、特に水系や魚類などへの影響についても精密に分析し知見を広く公表するとともに、事故を起こした原子炉からの汚染水についても、廃炉作業を加速させる新しい放射性ストロンチウム Sr-90 の迅速分析法の技術開発など、高度な研究成果と密接な連携をもとに分析し、モニタリングを行っている。

福島第一原子力発電所の廃炉は非常に大きなプロジェクトであり、福島大学はじめ日本の多くの大学や外国の大学や研究機関が、日本原子力研究開発機構(JAEA)、国際廃炉研究開発機構(IRID)、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)等との協働により廃炉基盤研究に取組んでいる。格納容器内の燃料デブリ取り出し方法の検討として、原子炉内部調査用ロボットの開発が行われており、巻取可能サンプリングアーム用低融点合金を用いた関節ロボット機構の提案などが行われている。福島県は豊かな自然をもとにした農業生産が高い県であり、人材育成の大きな課題がある。2019 年 4 月、福島大学は学生定員 100 名の食と農の安全にかかわる食農学類を発足させた。新たなニーズへの対応から地域にある知の拠点としても変革が求められている状況にあり、様々な産業の新しいフェーズにおける取組みの中への大学の参加が不可欠である。

5. 復興からイノベーションによる地方創生への課題について

「福島イノベーション・コースト構想」には、政府主導の取組みと、福島県が自治体として進める取組みの二つの取り組みの分類がある。

政府主導の取組みとしては、「廃炉基盤技術開発」「国際的産学連携ハブの創出」「ロボット研究技術共同実証拠点の創設」「アーカイブ機能の創設」「スマートエコパークの設置」がある。「廃炉基盤技術開発」については東京電力を中心に様々な機関が取組んでいるが、「国際的産学連携ハブの創出」ということも大きなテーマのひとつである。「ロボット研究技術共同実証拠点の創設」については、物流やインフラ点検、大規模災害などに対応する陸・海・空のロボット一大研究開発拠点である「福島ロボットテストフィー ルド」を南相馬市に整備し、ロボット産業の集積を図っている（左の写真は、ドローンによる設備点検の実証授業の様子を示している)。アーカイブ機能として「東日本大震災・原子力災害伝承館」（双葉町）や「復興記念公園」構想によって、「3.11 震災伝承ロード」の取り組みにも呼応しながら、今回の災害の実態や復興への取組みを教訓として伝え共有することも計画されている。スマート・エコパークの設置として、浜通りを中心とした環境・リサイクル関連産業の集積も進められている。

福島県が主体となって行う取組みには、「再生可能エネルギー開発」「イノベーションによる営農再開」「医療産業の高度化」などがある。「再生可能エネルギー開発」については、ひとつの大きなビジョンがある。福島第一および福島第二原子力発電所は、東京電力による関東に向けた発電設備であった。これ以外にも多くの発電設備が福島県にはあり、電力を供給するという使命を今後も果たすことが求められている。現在の猪苗代湖南岸の郡山布引高原風力発電所の風力発電設備 33 基に加え、阿武隈山系や浜通りなど約 200 基を超える風車の建設が予定されており、大きな産業集積が期待されている。再生可能エネルギーは天候等に影響される不安定な電源とされる欠点を補うべく、蓄電池の技術開発、貯蔵・貯留としての水素技術開発、さらに

は新たな配電網整備やスマートグリッドなど系統接続や地域における消費の検討が行われている。「イノベーションによる営農再開」については、農業は福島県の大きななりわいのひとつであり、人々のマルチビジネスとして生活にも関わる事業であり、飯舘村牛、8年ぶりの復活のニュースはこれまでの成果の実証である。

産業発展の実現に向けたビジョンとして「福島イノベーション・コースト構想を基軸とした産業発展の青写真」を復興庁・経済産業省・福島県の3者でまとめた。浜通り地域等の自立的・持続的な産業発展には、

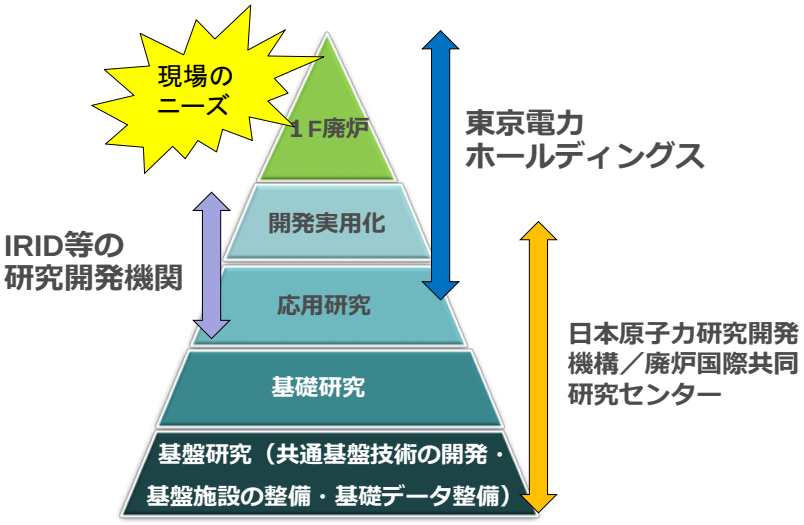
・地元企業の経営力・技術力向上、新たな事業展開
・新たな企業・人材や研究・実証の呼び込みの両輪が重要

とされた。これを踏まえて、「あらゆるチャレンジが可能な地域」、「地域の企業が主役」、「構想を支える人材育成」の3つを施策の柱として、浜通り地域等が先導的な地域となることを目指しながら、重点分野には「医療関連」、「航空宇宙」を追加し、重点的な産業集積を進めることとなっている。

こういった非常に大きな機会をいただいておきながら、地域経済の歩みは遅い。様々な組織が支援活動を行っているが、参画しようとする地元中小企業の数はまだ多いとは言えない状況である。現在、産学連携マッチングプランナーの活動により、地域の優秀な企業を発掘いただき、少しずつ成功事例につながっている。受注型ビジネスモデルの中小企業が多いなか、医療産業の高度化に関連する事業にチャレンジする様々な中小企業が現れ、開発型に変わってきており、大きな成果と言える。

新たな地域産業の構築に向けてチャレンジしてもらう企業に対する様々な仕掛けを、官と学、そして東京電力をはじめとする協力企業やイノベーション・コースト構想の企業家協議会などでつくっている。これからは、優秀な中小企業にニーズを伝える仕組み、または連携の中に多くの企業を巻き込んでいただく仕組みを構築することが重要と考えている。

福島県には、15大学1高専に3つの職業訓練系短大という他の地域にはない「学」が集積している。地域の中で企業が育つにあたっての役割として、これらが連携して産業人材を育成するとともに、中高生を中心に将来を担う地域の子どもたちのための人材育成を強く進めていく必要がある。



6. イノベーション・コースト構想のさらなる推進に向けて―まとめ―

イノベーション・コースト構想関連予算には、インフラ整備等事業を除き、令和2年度168億円が用意されている。大きなプロジェクトの性格から、「受け身型・受注型にならざるを得ないのではないか」「浜通りが特異な場所になるのではないか」という危惧が寄せられており、地域住民の参加に基づく地域おこしや地域開発も同時に進めていく必要がある。

それぞれの企業は非常に高いシーズを持っていると思うが、現在は廃炉やロボット産業、再生可能エネルギーの新たなフェーズや分野に関するニーズが生じている。様々な情報を共有し、交流させて、それぞれの企業の開発につなげていく必要がある。企業自らがニーズオリエンテッドな発想で変革していく努力も求められるだろう。新技術導入に際しては効率ではなく、付加価値の向上の視点が重要である。受注型から付加価値を求めた開発型へ向かうための支援も、技術開発能力だけでなく、ビジネスとして成立するのかという視点も非常に大きな要件である。中小企業は現在の生業を維持・持続することに大きな努力をしているが、その枠から踏み出すためにも、プロデューサーやマッチングプランナーの関与がこの先も求められる。

浜通り地域には既に高速道路として常磐道が東京から仙台まで通っており、一部不通区間があったJR常磐線も3月14日に全通する。新幹線で郡山まで来れば、磐越道で浜通りへ繋がり、様々なアクセス方法がある。この地域にみんなで集い、ともに働き、育てるという意識で、県内外の異業種企業やベンチャー企業に

ニーズを求めて集まっていただき、金融機関にも投資の面で一歩踏み込んだ考えを示していただきたい。

各企業の連携を促進していくため、浜通り地域における産業の特徴などの情報をオープンにし、市場動向を踏まえた自己変革や自己投資に取組むきっかけを地元企業に提供することが重要である。特に技術開発を必要としている分野について、ニーズを発信していただければと思う。

メディアが取り上げる「福島」はネガティブな内容が多いが、ぜひプラス思考でとらえていただきたい。「ふくしま」は非常に大きな県であり、自然の多様性、その恵み、その産業や文化を持続させるべく、それぞれが頑張っている。自ら足を運び、自らの目で見ていただくことがとても重要だと考えている。みなさんの理解が進めば、未来志向のプロジェクトに関わる経費の使い方ができるようになる。理性的な理解と感性的な理解の間のギャップを埋めるコミュニケーションの努力をぜひお願いしたい。

復興に関する福島県民の気持ちはこれまで少々沈んでいるが、180 万人が県内で生活しており、次のステップに進みたいと願っている。浜通りの復興には、「この地域に住みたい」「地域のアイデンティティを大事にしたい」という人の存在が基本となる。こういった人々を真ん中にして、それぞれの社会がさらに大きな形で発展していく未来が、様々な困難を乗り越えた先にあってほしい。

いま、福島の花見山では満開の花が咲き誇っている。最初に咲く花は一輪かもしれないが、ひとつひとつの花が大きな彩りとなり、また実りとなるよう、心から願っている。

---

*Yoshihito Ozawa[1]

[1]Fukushima Univ.

2020年春の年会

特別講演

東北における復興へ向けた取り組み（第 10 回南東北原子力シンポジウム）

Activities for Reconstruction in Tohoku - The 10th South Tohoku Nuclear Symposium -

（2） 1F 廃炉・環境回復にかかる JAEA の R&D

(2) JAEA Activities for 1F Decommissioning and Environment Remediation

＊ 深堀　智生[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災発生に続く東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所(1F)事故以降、原子力機構は、災害対策基本法の指定公共機関として、放射線測定、専門家の派遣など様々な形で対応するとともに、我が国で唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関として、東京電力福島第一原子力発電所の事故の対処に係る研究開発を行ってきた。本講演では、事故直後の初動から組織及び拠点を整備し、取り組んできた研究・開発活動の概要を紹介し、近年の研究成果のトピックスを報告する。

2. 原子力機構の福島関連研究開発体制

原子力機構では、震災直後に福島支援本部を設置し、2014 年 4 月に福島研究開発部門として改組した。原子力機構には研究開発分野別に 6 部門があり、福島研究開発については最初に位置付け、福島における廃炉・環境回復にかかわる研究・開発を高優先度分野として実施している。

原子力機構で実施している研究開発は、大きく「1F 廃炉」と「環境回復」にかかわるものに分けられる。1F 廃炉に関する研究は、基本的に「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議にて 2011 年 12 月に決定、最新版は 2019 年 12 月 27 日の第 5 回改訂版）に基づいている。具体的な研究課題は、「炉内状況把握」、「デブリ取出し・性状把握」、「遠隔技術開発」及び「放射性廃棄物性状把握・処理・処分」である。環境回復に関しては、初期の除染等に係る研究開発から、「環境動態」や「環境モニタリング」に係る技術開発に移行してきた。

上記の研究開発のため、機構内の他拠点の協力の下、福島県内の廃炉国際共同研究センター（CLADS）、楢葉遠隔技術開発センター（NARREC）、大熊分析・研究センター、福島環境安全センターの 4 センター（5 拠点）を中心に研究・開発を進めている。

3. 研究成果のトピックス

CLADS では、1F の安全かつ確実な廃止措置を実施するため、国内外の英知を結集した研究開発を実施するとともに、未来を担う人材育成のため国内外の大学、研究機関、産業界等の人材が交流できるネットワークを形成している。最近のトピックスとして、事故進展シナリオ解析、遠隔操作技術開発について紹介する。

NARREC では、1F の廃止措置に必要な格納容器内部調査のためのロボット等、格納容器下部漏えい箇所の止水技術の開発・実証の場を提供している。なお、本センターは 1F の廃止措置に限らず様々な用途での利用が可能である。これについては、ロボット等の開発・実証の場の提供について報告する。

大熊分析・研究センターでは、1F の廃止措置に必要な燃料デブリや放射性廃棄物の分析や技術開発を行うための施設を整備中である。1F におけるがれき等の分析及びその技術開発のための第 1 棟は建設中で、2020 年度中に竣工の予定である。燃料デブリ分析のための第 2 棟は詳細設計中である。

福島環境安全センターでは、環境回復に向け、環境中の放射性物質の挙動（環境動態）に係る研究や空間線量率の測定（環境モニタリング・マッピング）及びその技術開発を実施している。これについては、動態研究の最近の成果及び基盤技術としてのモニタリング用検出器開発等について紹介する。

---

*Tokio Fukahori[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

特別講演

東北における復興へ向けた取り組み（第 10 回南東北原子力シンポジウム）
Activities for Reconstruction in Tohoku - The 10th South Tohoku Nuclear Symposium -

（3）東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの活動について

(3) Activities of CFReND (Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning), Tohoku University

*渡邉　豊[1]，青木孝行[1]
[1]東北大学

1. はじめに

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の 1～4 号機の廃炉に向けて、中長期ロードマップに基づき、政府を筆頭とする我が国の関連組織の総力を挙げた懸命な努力がなされている。このような中、東北大学は、「福島第一原子力発電所の廃止措置への貢献」を最重要課題の一つとして掲げ、全学を横断した災害復興新生研究機構の構成組織として 2016 年 12 月 1 日に「原子炉廃止措置基盤研究センター」を設置し、全学的な取り組みの推進を図ることで廃炉等に継続的に貢献する体制を整備した。本講演では、当センターの取り組みの概要を報告する。

2. 東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの取り組み

2-1. 基盤研究

『廃止措置リスク管理技術研究部門』ならびに『放射性廃棄物処理･処分技術研究部門』を設けて、中長期的なリスク管理に資する研究に重点を置き、下記のタスクグループにより研究を実施してきている。工学研究科、情報科学研究科、金属材料研究所、多元物質科学研究所、流体科学研究所から 29 名の教員が兼務により参加している。

①鋼構造物腐食・防食
②コンクリート構造物評価
③検査技術開発
④補修技術開発
⑤遠隔技術開発
⑥デブリ性状把握・処理技術
⑦放射性廃棄物処分
⑧社会的受容性

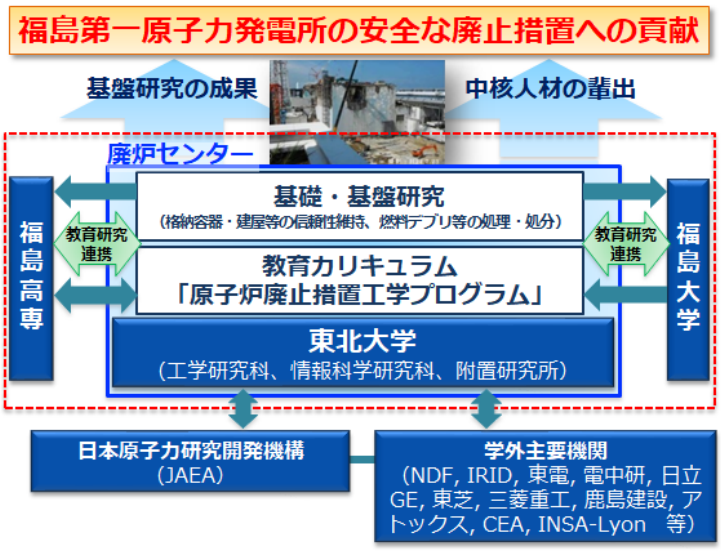


図 1　東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの取り組み

2-2. 人材育成

大学院工学研究科ならびに情報科学研究科に『原子炉廃止措置工学プログラム』を開設し、修士、博士合わせて、例年 20 名ほどのプログラム修了生を送り出している。また、全国の廃炉研究に取り組む学生の研究発表の場として中核的な会議となった「次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス」の創設に貢献するなど、全国的な廃炉人材育成活動への貢献も継続的に行っている。

*Yutaka Watanabe[1] and Takayuki Aoki[1]
[1]Tohoku Univ.

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation, The Reprocessing and Recycle Technology Division

[1E_PL] Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

Takashi Matsuda(JNFL)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E_PL01] Introduction od Research Committee

*Tatusya Suzuki[1] （1. NUT）

[1E_PL02] Requirement for New Reprocessing 1

*Masatoshi Iizuka[1] （1. CRIEP）

[1E_PL03] Requirement for New Reprocessing 2

*Takashi Shimada[1] （1. MHI）

[1E_PL04] Panel Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術

Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

*鈴木達也[1], *飯塚政利[2], *島田隆[3]
[1]長岡技大, [2]電中研, [3]三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネージメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の８月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

---

*Tatsuya Suzuki[1], *Masatoshi Iizuka[2] and *Takashi Shimada[3]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]CRIEP, [3]MHI

2020年春の年会

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術

Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

*鈴木達也[1], *飯塚政利[2], *島田隆[3]
[1]長岡技大, [2]電中研, [3]三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネージメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の８月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

---

*Tatsuya Suzuki[1], *Masatoshi Iizuka[2] and *Takashi Shimada[3]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]CRIEP, [3]MHI

2020年春の年会

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術

Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

*鈴木達也[1], *飯塚政利[2], *島田隆[3]
[1]長岡技大, [2]電中研, [3]三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネージメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の８月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

---

*Tatsuya Suzuki[1], *Masatoshi Iizuka[2] and *Takashi Shimada[3]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]CRIEP, [3]MHI

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[1E_PL04] Panel Discussion

将来の原子力システムは、単に今までの技術の延長線上にあるだけでなく、また、エネルギーへの利用だけではなく、様々な分野に広がっていく可能性がある。将来の原子力システムにおいても再処理は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとしての役割を果たしていかなければならない。このセッションでは、将来ありうる原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて理想を求めて議論を行うものである。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Fukushima support project]

[1G_PL] Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

Chair:Shinichi Nakayama(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[1G_PL01] Measures against radioactive contamination and its achievements in agricultural land in Fukushima

*Moono Shin[1] (1. Fukushima Univ.)

[1G_PL02] Resumption process of farming damaged by nuclear disaster - Ensuring food safety -

*Ryota Koyama[1] (1. Fukushima Univ.)

[1G_PL03] Future perspective of restoration policy in Fukushima after 10 years from the Great East Japan Earthquake and nuclear disaster

*Kiyoshi Tachibana[1] (1. Fukushima pref. gov.)

[1G_PL04] Discussion

*All Presenters[1]、*Shigeaki Okajima[2]、*Michitaka Sasoh[3] (2. President of AESJ, JAEA, 2. Toshiba ESS)

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

理事会セッション

原子力災害による福島農業の現状と課題

Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

（1）農用地における放射能汚染対策とその成果

(1) Measures against radioactive contamination and its achievements in agricultural land in Fukushima

*申　文浩

福島大学

1. 緒言

平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震によって、福島県内の農地、堤防、排水ポンプ場や水路など約 4,300 箇所で被害を受けており、その被害額は農地・農業用施設のみでも約 2,300 億円にのぼる。さらに、東京電力福島第一原子力発電所（以下、第一原発）の事故で、放射性物質の影響が大きかった地域では、作付け制限とともに避難指示が発令された。本報では、巨大地震と原子力災害による深刻なダメージから、農用地における政府や研究機関等の放射能汚染対策や復興に係わる取組みを紹介するとともに、その成果に基づく今後の課題等を報告する。

2. 放射能汚染対策とその成果

震災から約９年が経過した令和２年 1 月時点に、避難指示区域の一部では被害調査もいまだできない状況であるが、農業水利施設等の復旧工事や、住宅、農地、森林（生活圏）等の除染作業が行われており、農地においては、平成 30 年３月時点で福島県内の国直轄除染対象地区農地（延べ面積 31,061ha）の除染が完了した。

農業用水中の放射性セシウムの水稲への移行分析や、作物への移行係数の解析など様々な研究活動が行われた。その成果に基づくカリウム施用による放射性セシウム吸収抑制対策が施された結果、基準値を超える玄米の割合は減少し、水稲の全袋検査において、年間検査対象の約 1,100 万袋の内、基準値を超える玄米は、平成 26 年産からは 2 袋が検出されたが、平成 27 年産以降は確認されていない。

平成 29 年 3 月には、居住制限区域および避難指示解除準備区域のほとんどの避難指示が解除され、住民の帰還も段階的に進められている。これはこれまでさまざまな分野の多くの技術者や研究者が福島県の復旧・復興のために活躍した結果である。

3. 結論

第一原発事故後これまでに、さまざまな研究活動や公的支援によって、短時間で復旧作業や除染作業が進み、避難指示が解除され、一部営農再開に至ったことについては評価すべきである。しかし、震災復興にはさらに継続的な取組みが必要であり、農学分野において大別して、①避難先からの帰村による営農再開や、地域コミュニティの再建、②農林業の生産物やその加工品の安全を確保、③放射能汚染をめぐる風評被害の克服、などの課題の解決が求められている。

参考文献

[1] 福島県，市町村除染地域全体（36 市町村）の除染実施状況計画数に対する除染の進捗状況（平成 30 年 3 月末時点）

[2] ふくしまの恵み安全対策協議会，放射性物質検査情報，https://fukumegu.org/ok/contentsu2/kome.summary_2.html

[3] 申文浩，新設の福島大学食農学類の実践型教育と今後の課題（2020）農業農村工学会誌 88(2)，pp.19-22

*Moono Shin

Fukushima Univ.

2020年春の年会

理事会セッション

原子力災害による福島農業の現状と課題

Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

(2) 原子力災害による被害から営農再開まで一食の安全を確保するために

(2) Resumption process of farming damaged by nuclear disaster - Ensuring food safety

*小山良太
福島大学

1. 緒言

事故後 9 年間、福島県産農産物に関して、米は毎年約 35 万トン、1000 万袋を全量検査し、米以外の果樹、野菜、畜産物等は毎年 2 万検体を超えるモニタリング検査を実施してきた。その結果、山菜、きのこなど野生物を除く作物では、放射性物質の基準値を超えるものはなくなり、検出限界を超えるものもほぼみられなくなった。これは農地の除染、カリウムの施肥などの吸収抑制対策、移行係数の高い作物から作付転換、過去に放射性物質の検出された農地などにおける作付自粛など、結果として総合的な対策が福島県において自主的に実施されてきた成果である。

2. 放射能汚染対策とその成果

米は水田を利用する作物であり、2011 年の事故初年度は様々な要素の影響を受け作物中の放射性物質濃度の分散が大きかったこととその要因が明らかになっていなかったため、全農地、全農家、全玄米を検査することとなった。事故当時の農業用水の影響や土壌中カリウムの欠乏がセシウムの吸収を促すことなど様々な試験研究の成果が蓄積され、作付制限、農地の除染、カリウム散布（標準施肥量）による吸収抑制策など、生産面での対策が強化された。その結果、栽培レベルで安全性を確保することが可能になった。つまり、福島県産米は「入口」の段階で安全性を担保し、流通経路にのる「出口」段階でさらに全量全袋検査を行い、安全と安心を担保するという 2 段階の仕組みとなっているのである。本来、消費者、流通業者としては米に放射性物質が混入していないという安全性の担保を求めており、それは「入口」で確実に実施されるものである。その実効性をモニタリング検査（サンプル方式）で確認するのが安全性確保の考え方である。入口における生産段階での対策が確立していなかった当時、やむなく出口において全量全袋検査を実施し、検査漏れを防ぐ対策を施してきた。

3. 結論

生産面における放射能汚染対策が実施されている現在、流通段階における全量全袋という検査方式を見直すことは理にかなっている。問題は、生産面での対策が実施されていることが多くの流通業者、消費者に周知されていないことである。周知のための期間の確保と啓発の取り組みが必要である。

参考文献

[1] 濱田武士・小山良太・早尻正宏，福島に農林漁業をとり戻す（2015），みすず書房.
[2] 小山良太福島の風評被害の現状と課題：流通対策から生産認証制度へ（2018），アトモス ,60（9），pp.533-536.

*Ryota Koyama
Fukushima Univ.

2020年春の年会

理事会セッション

原子力災害による福島農業の現状と課題

Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

（3）震災１０年以降を見据えて－復興政策の課題

(3) Future perspective of restoration policy in Fukushima after 10 years from the Great East Japan Earthquake and nuclear disaster

*橘　清司

福島県庁

1. 緒言

政府は、東日本大震災からの復興なくして日本の再生はないとの基本姿勢の下、被災自治体や大学等と総力を挙げて復旧・復興に取り組んできた。地震、津波、原発事故、風評被害という未曾有の複合災害から 9 年が経った今、除染により空間放射線量が大幅に低下し帰還環境の整備を進めて避難指示の解除が段階的に進む等、復興は着実に進んでいるが、まだ道半ばの状態にあり 4 万人を超える県民が避難生活を継続しており、原子力災害被災 12 市町村 ※1住民の居住率は震災前の数%程度に留まる市町村もある。農業でも農業産出額が全県で震災前の約 90%まで回復しているが、当該 12 市町村の営農再開面積は震災前の３割弱に留まる。

昨年 12 月、政府において「復興・創生期間後の復興の基本方針」や「福島イノベーション・コースト構想※2を基軸とした産業発展の青写真」が策定され、2021 年から 10 年間の復興の基本的方向性が示された。

※1：田村市、南相馬市、川俣町、広野町、楢葉町、富岡町、川内村、大熊町、双葉町、浪江町、葛尾村、飯舘村

※2：複合災害によって失われた浜通り地域等の産業・雇用を回復するため、新たな産業基盤の構築を目指す国家プロジェクト。①廃炉、②ロボット、③エネルギー、④医療関連、⑤航空宇宙とともに⑥農業も重点分野の一つに位置付けられている。

2. 復興・創生期間における農業に係る取組の総括と今後の課題

原子力災害被災 12 市町村の農地については帰還困難区域を除いて除染が完了し、国・福島県・民間からなる福島相双復興官民合同チームによる事業者及び農業者への戸別訪問等を通じて、個々の事情に応じたきめ細かい支援を実施してきたが、農業者の営農再開は３割弱に留まる。構造的な担い手不足にも陥っている。

このため、これまで行ってきた農業者への支援や農地・農業用施設等の整備、農業用機械・家畜の導入、ため池等の放射性物質対策、鳥獣害対策等により引き続き営農再開を促進する。加えて、最先端の技術を活用した大規模で労働生産性の著しく高い農業経営に向け、外部参入も含めた農地の大区画化・利用集積、広域的な高付加価値産地の展開や六次産業化施設の整備の促進による営農再開の加速化を図る必要がある。

併せて、福島イノベーション・コースト構想を底上げするため、分野横断的な研究・産学官連携による新産業創出や持続的な人材育成、福島復興研究の集積・世界への発信等を推進するため、国内外の人材が結集する国主導の国際教育研究拠点の構築に向けた検討が進められており、アカデミアの参画が期待されている。

3. 結論

福島の復興・再生には中長期的な対応が必要であり、福島イノベーション・コースト構想の加速化を含め、引き続き農業者の再建を進めていく必要がある。広域自治体としては復興のステージが進むにつれて生じる新たな課題や多様なニーズを的確に把握し、政府と情報共有しながら農業者をきめ細かく支援していく。

参考文献

[1] 「復興・創生期間」後における東日本大震災からの復興の基本方針（令和元年 12 月 20 日閣議決定）

[2] 福島イノベーション・コースト構想を基軸とした産業発展の青写真（令和元年 12 月 9 日復興庁・経済産業省・福島県）

[3] 福島浜通り地域の国際教育研究拠点に関する中間とりまとめ（令和元年 11 月 28 日福島浜通り地域の国際教育研究拠点に関する有識者会議）

*Kiyoshi Tachibana

[1]Fukushima pref. gov.

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[1G_PL04] Discussion

*All Presenters[1]、*Shigeaki Okajima[2]、*Michitaka Sasoh[3]（2. President of AESJ, JAEA, 2. Toshiba ESS）

理事会セッションは、福島第一原子力発電所事故サイト外（いわゆる、オフサイト）に今なお残る問題、特に福島県の基幹産業である農業の問題を広く学会員の皆様と共有すべく企画されました。福島大学と福島県庁からオフサイトの現場をよく知る講師陣をお招きして、放射能汚染が農地および農産物へ与えた影響とこの９年間に取られてきた対策技術・運用体制の成否を改めて振り返るとともに、事故後１０年以降を見据えた復興政策の課題を議論します。福島に関係する本学会の部会や委員会、プロジェクトの今後の活動に知見を反映してもらい、各組織が地元・福島と協同連携できるきっかけを得られることを期待します。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1H_PL] Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

Chair:Takaya Ito(MFBR)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H_PL01] Overview of safety enhancement technologies

*Shoji Kotake[1] （1. JAPC）

[1H_PL02] Recriticality-elimination technology

*Kenji Kamiyama[1] （1. JAEA）

[1H_PL03] Nanoparticle suspension sodium technology

*Kuniaki Ara[1] （1. JAEA）

[1H_PL04] Three-dimensional seismic isolation technology

*Tsuyoshi Fukasawa[1] （1. MFBR）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

新型炉部会セッション

ＳＦＲ安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（1）安全性向上技術の概要

(1) Overview of safety enhancement technologies

*小竹庄司[1]，伊藤隆哉[2]
[1]日本原子力発電（株)、日本原子力学会・新型炉部会 副部会長、
[2]三菱 FBR システムズ（株)、日本原子力学会・新型炉部会 部会長、

1. はじめに

新型炉部会では、学会の行動指針である「研究開発成果の活用、地球環境の保全、人類社会の持続的発展への寄与」の観点に立ち、今後の原子力研究開発の在り方に大きな影響を及ぼす高速炉開発の方向性とその進め方について検討するために、2017 年 8 月に「高速炉戦略ロードマップ検討会（主査：東大・笠原直人教授)」を設置した。部会メンバー37 名が参加し、2019 年 3 月までの約 1 年半の間に 14 回の検討会を行った。その検討結果は、「高速炉開発に関する技術戦略」として 2019 年 8 月に公表した。この検討途中では、2018 年の原子力学会の春の年会にて報告するとともに、「高速炉開発の方向性に関する提言」をプレスリリースした。また、秋の大会の新型炉部会・企画セッションで検討状況を報告するとともに、国の「高速炉戦略ロードマップ」が公表される前の 2018 年 12 月 1 日に同検討会のエグゼクティブサマリーを新型炉部会の HP に公開した。

同検討会では、①エネルギー安全保障に対する地政学的認識、②ステークホルダーとの合意形成、③蓄積された技術レベルの維持・発展、④建設間隔の経済性への影響、⑤イノベーション及び人材の確保、⑥国際協力による効率的な開発と市場性の確保等の視点から、今後の開発方向性とその進め方について検討した。その結論として以下の認識で合意した。

“我が国は、現時点で高速炉の実証炉設計及び建設が可能なレベルの技術を保有している。これらが散逸する前に、次期炉の開発に着手し、蓄積した高速炉技術を設計、建設、運転という一連のプロセスで総合的に高めていくことが、これまで育成した人材と技術継承、研究開発に投資した資金を有効に活用する観点から重要である。また、高速炉の安全設計基準類の整備では、東京電力・福島第一原子力発電所事故(1 F 事故)の教訓反映も含め、我が国が世界で主導的な役割を担ってきた。同時に、受動的安全機能や炉心損傷時の再臨界回避方策等の研究開発も進展し、GIF (第 4 世代炉国際フォーラム)で策定された SDC/SDG(安全設計クライテリア/同ガイドライン)を実現する安全技術の開発も世界に先行してきている。これらの安全技術を早期に実証し、国際標準として世界に貢献していくことが我が国の責務であり、高速炉の市場優位性を確保することにも繋げていくことが期待できる。そこでは、高速炉の実用化に求められる経済性が見通せるよう、設計の簡素化と機器コンパクト化等による物量削減と、製造・建設技術を高度化していくことも重要である。更に、「もんじゅ」でやり残した、高速炉の運転経験、保守補修経験を蓄積し、建設コストだけでなく、基幹電源としての発電コストに関する見通しも立てられることが重要である。この検討から、我が国に蓄積された技術知見を有効に活用し、安全技術の世界展開と高速炉の実用化を見通すための経済性実証を行うための最も合理的な方法として、安全標準炉(Safety Standard Demonstration Reactor)の建設を目指した開発を提案した。その開発に当たっては、高速炉サイクルの実用化には長期間を要することから、エネルギー安全保障を確保する国の政策が不可欠である。併せて、この政策の下、適切なタイミングで国民及び立地自治体や規制側等のステークホルダーへ、開発計画と進捗状況を丁寧に説明し、合意形成に努めていくことが必要である。”

本稿では、この安全標準炉が具備すべき安全要件を実現するための主要技術について、その開発の現状と今後の展望を紹介する。

2. 安全標準炉に求められる安全性

2-1. 受動的炉停止機構に関する研究開発

軽水炉を中心とした原子炉安全性の議論は、1979 年 3 月のスリーマイル島事故以降、工学的安全設備による安全確保だけでなく、システムの多重故障や操作員の誤操作等を考慮しても、炉心損傷に至ることを防止できる自然な物理現象を活用した受動的安全性の導入に重点が置かれるようになった。

1980 年代に米国で設計された小型モジュール型金属燃料高速炉(PRISM)は、ナトリウム冷却炉が低圧、熱伝導性の高い金属燃料を採用した高温システムの特長を活用して、異常時に炉心が熱膨張して中性子漏えいを促進し、自然に反応度が低下して炉心冷却材が沸騰せずに炉停止状態に至る「受動的炉停止」と、その後の崩壊熱を原子炉容器の自然通風冷却によって安定に除去できる概念が提案された[(1)]。米国 NRC との予備審査においては、金属燃料炉心の ATWS(異常な過渡変化時のスクラム失敗事象)時の炉心熱膨張による反応度挙動の不確かさが指摘され、実証試験による検証も困難であることから、受動的炉停止能力に対しては承認されなかったが、これを契機に、当時、欧州の統合型高速炉(EFR)[(2)]や電力主導で設計研究が進んでいた実証炉設計(DFBR)[(3)]でも、受動的安全設備の導入が加速された。

欧州では、酸化物燃料大型炉心であったため、炉心熱膨張による中性子漏えいによる負の反応度効果が少なく、かつ、受動的炉停止時に炉心燃料の温度低下による正のドップラ効果を与えるため、より大きい負の反応度を投入できる機構が検討された。具体的には、制御棒上部構造の熱膨張を促進させ、ATWS 時の炉心冷却材の温度上昇に応じて、制御棒が相対的に挿入され、高温停止できる制御棒構造が、英、独、仏のそれぞれの研究機関から提案された。欧州での比較検討の結果、独 FZK 提案の、ATHENA(制御棒上部にナトリウムを充填し、その熱膨張によってベローズ構造の熱伸長により制御棒を挿入させる方法)が採用された。欧州では耐震設計が厳しくないことから、炉心燃料集合体は炉心槽で拘束せず、全ての炉心燃料集合体を炉心支持構造に差し込む構造(フリー･スタンディング)が採用されていた。ATWS 時には、炉心燃料の熱膨張により、各集合体が様々な方向に傾斜する可能性があるため、ナトリウムを充填した容器内のナトリウムの熱膨張力を用いて、ベローズ構造の熱伸長により制御棒を押し込むことが求められた。押し込み力を確保するために、容器内のナトリウム量は多くなり、冷却材温度の上昇に追随する時間を要する事となる。このため、ATWS で事象推移の早い ULOF(冷却材流量喪失時のスクラム失敗事象)では、主循環ポンプの流量半減時間を通常の 10 秒前後から 50～60 秒まで増大させる必要があった。

一方、我が国の実証炉計画の中では、米国で発明されたキュリー点方式の制御棒切り離し機構(自己作動型炉停止機構 : SASS)の開発が進められ、その有効性確認の試験と解析が行われていた。我が国の厳しい耐震設計条件で、炉心燃料集合体などの炉心構成要素の変形を考慮して制御棒挿入性を確保するためには、炉心構成要素の外周部に炉心漕を設けて炉心構成要素を拘束する設計が、既に「常陽」「もんじゅ」では採用されている。これにより、制御棒集合体（制御棒案内管）と制御棒駆動機構（上部案内管）との相対変位を抑制し、地震時の確実な制御棒挿入性を担保できることから、制御棒を短時間で確実に切り離し、自重落下して炉停止状態にできる SASS が開発された。

日欧の高速炉研究開発協力の中で、ATHENA と SASS の機能試験が行われ、ATWS の全ての事象に対して高い信頼度で受動的炉停止が期待できる SASS の優位性が確認された。但し、欧州では耐震設計要求が厳しくないことから、拘束炉心構造との組み合わせが必要な SASS よりも、自立炉心に ATHENA を組みわせ、主循環ポンプの流量半減時間を拡大するフライホイールの大型化等の設備対策の方が、経済的にメリットがあるとの見解により、彼らの受動的炉停止機構の概念は変わらなかった。

我が国の SASS の開発は、その後も継続され、「常陽」での SASS 構成材料の照射試験に加え、常陽の炉心サイズに合わせた SASS を製作し、これを常陽に装荷して、2 サイクル(100～120 日)運転を行った。これにより、通常運転時には、炉心流量等の変動により誤落下しなかったことを確認するとともに、停止中に SASS の保持電流を計測し、切り離し時の電流値に変化が無い事の確認等、供用期間中に SASS 保持力の機能確認ができることなどを検証した。

その後、高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化研究開発(FaCT)で検討された JSFR 設計にも、SASS は採用され、150 万 kWe 級の大型炉心でも、ATWS に対して炉心損傷を防止できる評価結果が得られており[(4)]、こ

の「受動的な炉停止機構」は次期高速炉に導入できる技術レベルに達している。

2-2. 受動的炉心冷却に関する研究開発

冷却材ナトリウムは常圧での沸点が約 880℃と高いため、ナトリウム冷却高速炉は低圧で高温のシステムとすることが可能である。このことから、①高圧系システムに特徴的な配管破断等による冷却材喪失事故を冷却材バウンダリ構成の工夫（高所配管引き回し、ガードベッセルや外管等の設置）によって防止でき、緊急炉心冷却材注入設備等を必要としない、②高温であるため、大気を最終ヒートシンクとした崩壊熱除去を可能とできる等の特長がある。また、除熱時の炉心出入口温度差を大きく採ることができるため、冷却材の密度差を利用した自然循環によって炉心崩壊熱を除去することが可能となる。このことは、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」等での試験及び解析によって示されている[(5)]。

1980 年代に検討された電力実証炉では、原子炉容器のホットプールに熱交換器を浸漬させた崩壊熱除去系 DRACS が採用された。この設計は、想定事故時に原子炉容器のホットプールを直接冷却するために、ホットレグの温度上昇を抑制でき、プラント全体の温度上昇を抑制できる長所がある反面、ホットプールが早期に低温になり、1 次系自然循環流路の上昇流を冷却するため、1 次系（炉心）流量が低下し、安定した自然循環冷却ができないことが懸念された。この現象は、当時同じ崩壊熱除去系を採用していた EFR でも話題となり、様々な研究が行われた。この中で、DRACS 出口の低温冷却材が、炉心槽外周部の相対的に温度の低い領域のラッパ管ギャップ部に流れ込み、中央部の高温燃料集合体をラッパ管外面から冷却し、ホットプールに流出するインタラッパフローを形成し、原子炉容器内で循環することが分かった[(6)]。その結果、試験[(7)]と解析によって、DRACS においても自然循環で安定に崩壊熱除去できる可能性が示された。また、ループ型炉の設計を進展させた FaCT においては、1 次系冷却系機器の高低差の確保と炉心圧損の低減により、設計基準事象で想定される事故事象に対して、全て自然循環で冷却できる可能性が試験と解析によって示されている[(8)(9)]。

現在、日仏の高速炉協力を通じて、これまでの解析技術の高度化によって、1 次冷却系での高低差を確保するのに制約のあるタンク型炉でも、自然循環によって崩壊熱除去ができる見通しが得られつつある。

このように、炉停止後の自然循環による受動的炉心冷却機能についても、これまでの知見によって、次期炉で十分に採用できる技術レベルに達している。

2-3. 炉心損傷時の再臨界回避に関する研究開発

設計基準事象として想定される異常な過渡変化や想定事故に対して、その異常を早期に検知して原子炉スクラムさせ、炉心の崩壊熱を早期に除去する強制循環機能によって、高速炉の安全性は十分に確保できる。これに加え、上記「受動的炉停止」と「受動的な炉心冷却」機能を具備した設計とすることで、炉心損傷に至る可能性は工学的に、その発生頻度は無視できる程小さくなる。しかし、高速炉の安全設計では、その開発当初から、軽水炉のように炉心反応度構成が最大とした設計ではないことを考慮し、大規模な炉心損傷時に即発臨界超過によるエネルギー発生への対応が研究されてきた。

これは「常陽」「もんじゅ」でも同様であり、仮想的な炉心崩壊事故時に即発臨界に至ることを想定し、その機械的及び熱的影響を、原子炉容器及び格納容器内に閉じ込める設計対策が講じられている。

電力実証炉計画では、当時の安全研究の進展により、ATWS から炉心損傷に至る初期の炉心冷却材沸騰による正のボイド反応度効果によって、即発臨界を超過しないことは、炉心のボイド反応度を制限することなどで回避できることが分かった[(10)]。これらは米国 TREAT 等の炉内・炉外試験研究、仏国の CABRI 炉内試験の結果と、当時開発された炉心損傷事故解析コードによって検証され、EFR でもこれに対応した設計に変更された[(11)]。当時の理解では、炉心損傷初期は、破損した燃料の分散によって一時的に未臨界状態となるが、その後、炉心内の燃料が大規模に溶融し、これらが集中化することで再臨界から即発臨界を超過する可能性を否定することが困難であった。このため、電力実証炉計画でも先行炉と同様に、仮想的な溶融燃料が集中化することを保守的に想定し、炉心内で発生した機械的エネルギーの影響評価が行われた。同時に、機械的エネルギー発生後の膨張過程でエネルギー損失が発生し、原子炉容器への機械的負荷が低減される現象の定量化などが行われた。[(12)]

この方法は、先行炉の許認可実績と当時の最新の科学的知見を集めたもので、保守的な想定と考えられていたが、発生する機械エネルギーに対する不確かさには議論が残ることも指摘されていた。この頃、将来の高速炉実用化を見据えると、仮想的な炉心損傷時においても、再臨界から即発臨界超過に至ることを想定すると、不確かさの議論から逃れられず、将来の社会的受容性の観点から、再臨界問題を解決すべきとの意見もあった。これを受け、国内だけでなく海外の炉心損傷やFBR炉心設計の専門家を集めて、炉心損傷時の再臨界回避方策について広範に議論された。その結果、燃料集合体内部に溶融燃料を排出するための内部ダクトを設置する方策が提案された。その有効性を確認する試験研究が、カザフスタン共和国の国立原子力研究センターの協力を得て開始され、溶融燃料流出に関わる主要な知見・データを取得した[13]。

現在、炉心損傷後に、集合体内で発生した溶融燃料が、集合体壁を溶融させ、隣接集合体内の溶融燃料と合体して溶融領域が拡大する前に、内部ダクトから、炉心を未臨界にするに十分な量の燃料が炉心外へ排出されることが期待できる状況にある。しかし、現状の対策のみでは、残された損傷炉心の安定冷却を維持できず、損傷炉心物質の再配置が進行する可能性がある。このため、再配置過程において未臨界状態を維持できる方策と原子炉容器内に再配置された損傷炉心物質を冷却保持できる方策を講じ、その有効性を試験等によって確認する必要がある。このような炉心損傷時の再臨界回避方策を具体化し、将来の実用炉の炉心において、仮想的な炉心損傷時にも再臨界から即発臨界超過に至らないこと、さらには、損傷炉心物質を原子炉容器内で冷却保持できることを示す炉心損傷事故の進展シナリオを明確にすることが重要である。

本セッションでは、まず、この再臨界回避方策の検討状況と今後の展望について報告する。

2-4. ナノ粒子ナトリウムに関する研究開発

ナトリウムは炉心特性や除熱特性に優れるとともに、構造材料との共存性にも優れた冷却材である。しかし、冷却系配管等の破損によるナトリウム漏えいによる火災影響や、蒸気発生器の伝熱管破損によって、ナトリウム-水反応が発生すると激しい化学反応により蒸気発生器伝熱管の多数本破損に至る可能性がある。これらの事象は、運転状態である500℃付近で発生すると、定期検査中等の200℃前後の温度条件に比べて激しい反応となる。

JAEAでは、これまで培ってきたナトリウム技術と、先進的なナノテクノロジーを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制する革新的なアイデアを創出し、三菱重工（含む三菱FBRシステムズ）や大学と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズム等の解明、反応抑制効果の検証、実機への適用性評価を進めてきた。

本セッションでは、ナノ粒子分散ナトリウム技術、ナノ粒子ナトリウムの反応度抑制効果として、ナトリウム漏えい燃焼火災への効果と蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果を紹介するとともに、ナノ粒子ナトリウムの冷却材としての適用性評価、同流体の製造技術等について現状と今後の展望について報告する。

2-5. 3次元免震システムに関する研究開発

高温・低圧システムである高速炉は、原子炉容器等のバウンダリはできるだけ薄肉化し、大きな熱応力の発生を抑えることが重要であるが、これは耐震設計対応による厚肉化と矛盾する方向となる。

将来の高速炉大型化を考慮して、1980年代の電力実証炉計画では2次元免震を開発し、それを導入する計画であった[14]。これを踏まえ、2005年から開始されたFaCT計画でも75万kWe級の実証炉と150万kWe級の実用炉でも2次元免震の採用を前提に設計が進められた[15]。しかし、1F事故後の新規制基準では、自然災害、特に想定すべき設計地震動が増大している。我が国が今後開発していく設計概念の候補には、従来検討を進めてきたループ型炉だけでなく、日仏協力を通じたタンク型炉も対象となっている。タンク型は、原子炉容器内に中間熱交換器や主循環ポンプ等の1次冷却系を内包するコンパクトな設計であるが、その結果、原子炉容器径も増大する。60万kWe級では、ループ型は12m程度であるが、タンク型炉では16m程度となる。将来的に高速炉の大型化（～100万kWe級）を指向していくには、3次元免震を導入し、地震に対する設計裕度を拡大していくことが重要となる。

本セッションでは、既に一般建築で実用化された積層ゴムを用いた 2 次元免震システムと、既に他産業で使用されている皿ばねやダンパーを組み合わせた「高速炉用 3 次元免震システム」の設計コンセプト、同システムを構成する技術開発の状況、3 次元免震の性能、プラント設計成立性と今後の展望について報告する。

参考文献：

(1) “Draft Pre-application Safety Evaluation Report for Power Reactor Inherent Safe Module Liquid Metal Reactor”, NUREG-1368,（1989）

(2) “Safety design of EFR and risk minimization”, Broadley, D.; Lauret, P.; Vossebrecker, H.; Penet, F.; Heusener, G.; Wheeler, R.C., Int. Conf. on fast reactors and related fuel cycles, Kyoto(Japan), 28 Oct. -1 Nov., 1991

(3) “Selection study of self actuated shutdown system for a large scale FBR”, Hoshi, T., Harada, K., Endo, H. and Ikarimoto, I., Proceedings 3rd international conference on Nuclear Engineering, ICONE-3 (1995)

(4) “Development of passive shutdown system for SFR”, Nakanishi, S., Hosoya, T., Kubo, S., Kotake, S., Takamatsu, M., Aoyama, T., Ikarimoto, I., Kato, J., Shimakawa, Y. and Harada, K., Nuclear Technology, Vol.170, (2010)

(5) “Plant wide thermal hydraulic analysis of natural circulation test at Joyo with MK-II irradiation core”, Yamaguchi A, Hasegawa T, Proc. NURETH-4; Karlsruhe (F.R. Germany); 1989.

(6) “Study on natural circulation evaluation method for a large FBR”, Watanabe O, Kotake S, et al., Proc. NURETH-6; Kyoto (Japan); 1997.

(7) “Natural circulation water tests for Top-entry Loop Type LMFBR”, Koga T, Takeda H, et al., Proc. NURETH-8; Grenoble (France); 1993

(8) “Reduced scale water test of natural circulation for decay heat removal in loop-type sodium-cooled fast reactor”, Murakami T, Eguchi Y, et al., Nuclear Engineering and Design 2015; 288:220–231.

(9) “Development of an evaluation methodology for the natural circulation decay heat removal system in a sodium cooled fast reactor”, Watanabe O, Eguchi Y, Kamide H, et al., Journal of Nuclear Science and Technology 2015;52-9:1102–1121.

(10) “A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR”, H. Niwa et al, Progress in Nuclear Energy, vol. 32, No. 3/4, pp.621-629, (1998).

(11) “Core safety optimization of the European Fast Reactor EFR”, U. Wehmann, et. al., IAEA specialist meeting, passive and active safety features of LMFBRs, OEC/PNC, (1991)

(12) “Evaluation method for structural integrity assessment in core disruptive accident of fast reactor”, T. Nakamura, et. al., Nuclear Engineering and Design 227 (2004) 97–123

(13) “The result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project”, K. Konishi, et al., Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 2165–2174.

(14) “The present status of DFBR development in Japan”、T. Inagaki, et al., Progress in Nuclear Energy, Volume 32, Issues 3-4, pp. 281-288, 1998

(15) “Seismic Isolation Design for JSFR”, S. Okamura, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 48, Issue 4, pp. 688-692, 2011

---

* Shoji Kotake[1] and Takaya Ito[2]

[1]The Japan Atomic Power Company, The Atomic Energy Society of Japan, Vice-Chair of Advanced Reactor Division

[2]Mitsubishi FBR Systems, Inc. The Atomic Energy Society of Japan, Chair of Advanced Reactor Division

2020年春の年会

新型炉部会セッション

ＳＦＲ安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（2）再臨界回避技術

(2) Recriticality-elimination technology

*神山 健司[1]，久保 重信[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉は、中性子の減速を要しない臨界体系であるが故に、炉心が健全状態において最大反応度体系にない。ナトリウム冷却型高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）においては、炉心中心領域における冷却材沸騰、損傷燃料の集中化が正反応度投入につながり得る特性を有している。このことに起因して、SFR 開発の初期段階から炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）を想定した安全評価が行われてきている。この安全評価については、前稿(1)において述べられているように、保守的な想定により発生する機械的エネルギー対して格納系の機能が維持されることを示すこれまでの手法に代わり、機械的エネルギーの発生に至る再臨界そのものを排除する再臨界回避が検討されている。本稿では、再臨界回避技術に関する研究開発の状況と今後の展望を紹介する。

2. 再臨界回避技術

再臨界回避技術とは、正の反応度挿入に駆動された機械的エネルギーの発生を回避するための設計、および、CDA 事象進展解析を通じてその有効性を評価する技術を指す。そのため、この技術開発は、事象推移評価に必要な機能を有する解析コードの開発、事象推移評価上の主要現象の試験的な解明とその成果の解析コード開発への反映、これらに基づく実炉の安全評価を組み合わせて行うものとなり、評価の結果、新たな課題が生じれば解析コードの改良・高度化、試験研究および設計に反映するという反復サイクルとなる。

CDA の原子炉容器内の事象推移の解析は通例、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分割して行う。これは、事象の進展とともに支配的な物理現象、解析コードに要求される機能、及び試験的知見が変化するためである。代表的な起因事象である炉心流量喪失時炉停止機能喪失（ULOF：Unprotected Loss Of Flow）が生じた時の事象推移を図 1 に示す。

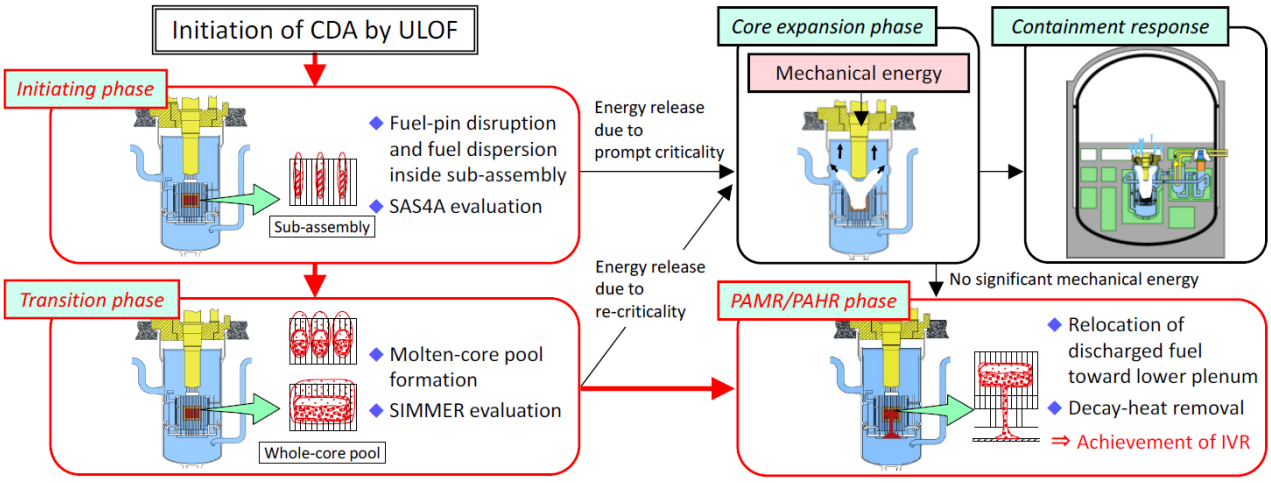


図 1　CDA の事象推移（出典：文献[1]）

事象推移は、起因過程、遷移過程、炉心膨張過程、および、再配置／冷却過程で定義される。再臨界回避のための設計は、各過程での支配現象の特色を踏まえたものとなる。本稿では出力 150 万 kWe 級のループ型炉（JSFR）[2]を評価対象プラントとした検討結果について紹介する。

2.1. 起因過程

起因過程とは、定常運転状態において炉心の冷却材流量が喪失し、さらに原子炉緊急停止に失敗した結果、発熱と冷却とのバランスが大きく崩れ、冷却材の沸騰や燃料ピンの溶融が発生し、出力／流量比の大きい燃料集合体から順次炉心損傷が進んでいく CDA の初期の過程である。

この過程では、主に冷却材の沸騰に伴って正の反応度が挿入されて即発臨界を超過することで機械的エネルギーの放出に至る可能性がある。これを回避するため、炉心のボイド反応度等を制限する設計を採用する。

この設計の有効性は、起因過程解析のために開発された SAS4A コードに米仏の炉内・炉外試験研究の成果を反映し[3]、JSFR に適用した解析を行うことで確認された[4], [5]。すなわち、ボイド反応度による正の反応度効果が過大になる前に燃料分散による負の反応度効果が生じることで即発臨界超過が回避される。

2.2. 遷移過程

起因過程において即発臨界を超えないものの、炉心燃料の大半は炉心部に留まるため、核的に活性な状態を保ちつつ燃料の溶融が進行する。起因過程では、集合体ラッパ管により溶融炉心物質の運動は軸方向に制限されたのに対して、遷移過程では炉心溶融領域の結合と拡大により径方向を含む大規模な物質移動が可能となり、この移動によって反応度変動が起こる。

遷移過程においては、冷却材ナトリウムは炉心燃料領域からほぼ排除されているため、反応度変動は溶融燃料の運動により支配される特色を有しており、特に、溶融燃料が径方向に揺動すると大きな正の反応度が挿入される可能性がある。これを回避するため、図２に示される内部に燃料流出用のダクト（内部ダクト）を設置する燃料集合体（FAIDUS: Fuel Assembly with Inner-Duct Structure）を導入する設計とし、溶融燃料の径方向揺動を制限するとともに、溶融燃料の炉心外への排出を促進して核的活性度を低減させる[6]。

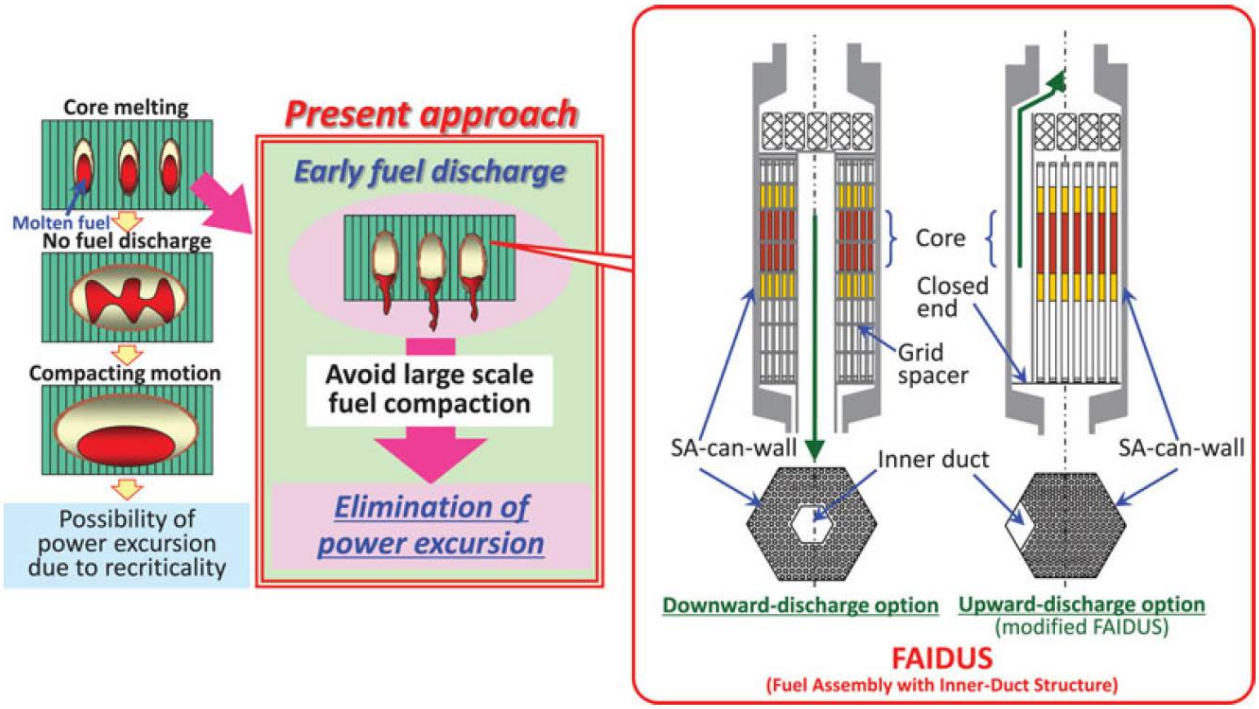


図２　内部ダクト付き燃料集合体（FAIDUS）による溶融燃料排出の促進（出典：文献[5]）

この設計の有効性を評価するため、カザフスタン共和国国立原子力センターとの協力で実施されてきた EAGLE 計画に代表される燃料流出を対象とした炉内・炉外試験[7]を通じて試験的知見を蓄積するとともに、それを遷移過程解析のために開発された SIMMER-III コード[8]に反映した。SIMMER-III コードを JSFR に適

用した解析によって FAIDUS における溶融燃料流出の有効性が確認された。すなわち、燃料溶融後速やかに内部ダクト壁面が破損し、燃料流出によって炉心反応度が低下することで再臨界が回避される[5]。なお、FAIDUS の導入により炉心溶融の早期段階で燃料が流出するため、この過程を「早期流出過程」と定義して従来の遷移過程と区別する。

2.3. 再配置過程

早期流出過程において、出力／流量比が大きな燃料集合体から先行的に溶融燃料が流出して炉心が未臨界になり、出力が急速に低下することで炉心燃料の溶融進展が停止する。そのため、溶融して炉心外へ流出する燃料量は、炉心の全装荷量の一部となる。早期流出過程にて溶融状態に至った燃料は内部ダクトを通じて流出することから、炉心領域に残留する燃料は主に未溶融の固体燃料となる。再配置過程では、炉心残留燃料の崩壊熱による発熱と炉心に再流入するナトリウムによる冷却のバランスに依存して、除熱不足となる領域で徐々に燃料および構造材が溶融して損傷炉心物質の再配置が進行する。この過程においては、幾つかの正反応度投入要因が考えられる。例えば、早期流出過程における燃料流出により炉心部の圧力が低下するため、燃料集合体上端部に分散していた燃料が炉心上部構造と共に落下して炉心反応度が増加し得る。

再配置過程においては、幾つかの正の反応度要因が重畳すると未臨界状態を維持できない可能性を有しており、これを回避するために溶融した燃料の流出を促進する制御棒案内管を導入し、溶融した炉心残留燃料を順次炉心外に排出し、炉心の核的活性度を低減させる設計とする。

この設計の有効性を評価するため、2 次元コードである SIMMER-III を 3 次元コードに拡張した SIMMER-IV を JSFR に適用した解析により、燃料溶融に伴って制御棒案内管が順次破損して燃料が流出して炉心反応度が低下することが確認された[9]。なお、SIMMER-III/IV コードの検証に用いられた試験的知見は内部ダクトを対象としているため、制御棒案内管のように内部構造を有する流路を通じた燃料流出挙動についての試験的知見を取得し、SIMMER-III/IV の検証に反映する等により上述の結論の妥当性を確認する必要がある。

再配置過程以降は、溶融炉心物質が原子炉容器の底部に向かって移動する点にも留意が必要である。炉心損傷事故の影響を緩和するためには、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することが有効であり、再臨界回避と共に原子炉容器への熱的影響の回避が必要となる。特に、再配置過程以降は後者の重要度が相対的に高くなる。再配置された損傷炉心物質を冷却・保持するため、原子炉容器底部にコアキャッチャーを設置する設計とする。また、制御棒案内管から下部プレナムへ流出する過程において、コアキャッチャーが溶融炉心物質により損傷しない設計とする。

下部プレナム領域はサブクール度の高いナトリウムで満たされており、これまでの試験研究を通じて、溶融炉心物質は同領域に流出すると直ちにナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷されることが把握され、ナトリウム中への流入条件に対する微粒化発生までの距離を評価することが可能となっている[10]。JSFR の下部プレナム深さは、溶融炉心物質の微粒化距離に対して十分に確保できることから、流出した溶融炉心物質がコアキャッチャーに衝突する可能性は低いと考えられる。今後、事象進展解析を通じて溶融炉心物質の再配置挙動を評価し、原子炉容器への熱的影響が回避されることを確認する必要がある。

2.4. 冷却過程

再配置過程では、炉心領域に残留した燃料が順次溶融して主に制御棒案内管を通じて流出し、炉心領域の発熱と冷却がバランスするまで流出が続く。原子炉容器下部へ流出した炉心物質はナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷され、粒子状の固化物（デブリ）となって下部プレナム中を沈降しコアキャッチャー上に堆積する。冷却過程では、原子炉容器内のナトリウムの流動と崩壊熱除去系への熱輸送により崩壊熱を発する損傷炉心物質の冷却が生じる。

コアキャッチャー上のデブリの堆積厚みが増加すると、堆積層中心部が冷却され難くなり再溶融に至る、あるいは、臨界厚みに達して出力が上昇し再溶融に至り、溶融燃料の運動により反応度が支配され得る。通例、冷却限界厚みは臨界厚みよりも小さいため、冷却過程においては、デブリ冷却性の確保により未臨界状態の維持が可能となる。よって、デブリを冷却限界厚さ以下に保持するコアキャッチャーを導入し、再配置された燃料を安定に冷却できる設計とする。JSFR の場合、多段構造コアキャッチャーへのデブリ配置が前提になるが、炉心装荷量の全量がコアキャッチャー上に堆積したとしてもこれを保持・冷却することが可能で

ある[5]。

ULOF を起因とした事故では、炉心領域のみがボイド化しているため、再配置過程において制御棒案内管を通じた溶融炉心物質の流出が生じた後は、ナトリウムが制御棒案内管を通じて炉心領域へ再流入し、炉心部に残留する燃料が効果的に冷却され得る。再配置過程の早期の段階で炉心残留燃料の除熱が可能であることが示されれば、溶融して原子炉容器下部へ移動する燃料量が減じられる。コアキャッチャーへの堆積挙動に対する不確かさ低減につながり、冷却性評価の信頼度を向上させることができるため、炉心残留燃料の冷却性に関する試験研究を進めている。また、再配置過程での燃料移動挙動は冷却性評価の初期条件を与えるため、損傷炉心の再配置挙動を連続的に評価できる手法整備が必要となる。

3. おわりに

SFR において、代表的な起因事象である ULOF から炉心損傷・崩壊に至った場合、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することは有効かつ効果的な事故影響の緩和方策である。一方、SFR の炉心特性からは、正の反応度挿入に駆動された出力逸走によって機械的エネルギーが発生し、これが原子炉容器の健全性に影響する。そのため、正の反応度挿入を緩和、あるいは排除する設計対応を講じ、その効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認する再臨界回避技術の開発を進めてきた。

CDA の前半過程にあたる起因過程および遷移過程に対しては、これまでの解析コードの開発と試験的知見の蓄積により、再臨界回避技術はほぼ確立したと考えられる。今後は、再配置過程以降の事象推移評価が主要な課題となり、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持するためには、未臨界状態の維持に加えて、崩壊熱にて発熱を継続する損傷燃料の熱的影響の格納も重要となる。CDA においては、高いサブクール状態のナトリウムが原子炉容器を満たし、かつ、崩壊熱除去系への熱輸送経路が損なわれることなく炉心溶融が進行するため、損傷炉心物質を原子炉容器内で安定に冷却・保持することが十分に可能である。しかしながら、再臨界回避技術と同様に、講じられた設計対応の効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認するためには、試験的な知見の取得および評価手法整備が必要な課題があるため、今後も継続的に研究開発を進めていく必要がある。

参考文献

[1] 鈴木 徹、他、日本機械学会論文集、Vol.83, No.848, 2017.
[2] Kotake S, et al., Nucl Technol. 2010;170:133–147.
[3] Kawada K, et al., Proc. of ICONE 22, ICONE22-30679; 2014 Jul 7–14; Prague, Czech Republic.
[4] Sato I, et al., J Nucl Sci Technol. 2011;48(4):556–566.
[5] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2014;51(4):493–513.
[6] Endo H, et al., Progress Nucl Energy. 2002;40(3-4):577–586.
[7] Kamiyama K, et al., J Nucl Sci Technol. 2014; 51(9): 1114–1124.
[8] Tobita Y, et al., Nucl Technol. 2006;153(3):245–255.
[9] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2015;52(11):1448–1459.
[10] Matsuba K, et al., J Nucl Sci Technol. 2016;53(5):707–712.

*Kenji Kamiyama[1] and Shigenobu Kubo[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（3）ナノ粒子分散ナトリウム技術

(3) Nanoparticle suspension sodium technology

*1荒　邦章
[1]原子力機構

1. 緒言

ナトリウムは冷却材としての優れた伝熱特性を持っているが、その一方で空気（酸素）や水に触れると激しく反応するという弱点（高い化学的活性度）がある。現在は、これらナトリウムの弱点に対して「急激な化学反応が起こる」ことを前提にして、予め対策設備を付けたり機器の設計を工夫して安全なプラントを実現している。このような状況を考えると、新しい技術によってナトリウムの弱点を克服できれば、懸念されるナトリウムの漏えい火災や水との反応などに対して、より安全なシステムを作り上げることが可能となる。そこで、報告者らはこれまでに培ってきた液体金属技術と先進的なナノテクノロジを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制するという革新的なアイデアを創出（特許技術）した。以降、原子力機構と三菱重工（含む三菱 FBR システムズ）は大学等と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズムの解明をはじめとして、反応抑制効果の実証ならびに実炉への適用性評価を進めてきた。

2. ナノ粒子分散ナトリウム技術

(1)ナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体という）技術の概念は、アルカリ金属のナトリウムと電気陰性度の高い金属ナノ粒子(遷移金属が候補)を組合せることによって、ナノ粒子表層において有意な電荷移行(反応熱量低減、粒子間凝集抑制)および原子間結合力(蒸気圧低下による反応速度緩和)が生じることを利用する [(1)]。ナトリウム原子とナノ粒子金属原子との原子間相互作用に関わる理論推定および検証実験により、原子間結合に基づく反応速度緩和や反応熱量低減等の抑制効果を確認するとともに反応抑制やナノ粒子の安定分散への寄与が明らかになっている [(2),(3)]。

(2)その特徴は、ナノ粒子を微細化することによりナトリウム原子と接する面積を拡大し同時に分散量を制限できるので反応抑制効果と伝熱流動性を両立しうることにある [(1)]。これまでの研究から推定分散量 1～2vol%(粒子径 10～30nm)程度の条件にて適用の見通しが得られている。

3. ナノ流体の反応抑制効果（ナトリウムの化学的活性度抑制効果）の評価

高速炉のナトリウムに起因する事故事象を対象にナノ流体の適用効果の評価を行ってきた。事故影響の抑制効果の把握を目的として、実炉の現象を模擬した小規模な試験およびその知見を基にした実炉の予測評価を行った。また、1F 事故以降は安全強化要求に応える観点から、従来の設計基準事故を超えるような厳しい事象を想定した条件における抑制効果を評価した。

3-1. ナトリウム漏えい燃焼火災への抑制効果 [(4),(5)]

(1)配管等の冷却材バウンダリからのナトリウム漏えいを想定し、事象を模擬した試験を実施して抑制効果を把握している。漏えいナトリウムの燃焼温度の低減、燃焼プールの床面（鋼製ライナー）温度の低減、発生エアロゾル量の低減など事象推移毎に顕著な抑制効果が確認されている。加えてナノ粒子分散の副次的な効果として、ナトリウムの弱点とされるアルカリに固有の溶融塩型腐食に対する著しい抑制効果（ライナーの貫通破損排除)、燃焼反応が途中で停止する自己終息効果（燃焼の早期停止）等がそのメカニズムとともに明らかになっている。また、ライナーが貫通破損に至った場合を想定したナトリウム - コンクリート反応の試験・評価を行っており、コンクリートの加熱源となるナトリウムの燃焼温度低減によってコンクリートからの放出水量が抑制され且つ放出された水との反応により発生する水素量は顕著に抑制されることが確認されている。また、事故発生後の対応においても、ナトリウム自身の活性度が抑制されていることから、

燃焼火災の消火が比較的容易になり、復旧時には再着火の懸念が大幅に減少することが確認されている。

(2) また、安全強化への対応の観点から、従来の設計基準を超える厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価を進めた。ナトリウム温度をより高温（～650 ℃）にした条件等で試験を行いナノ流体の抑制効果が持続することが確認されている。上記(1)を含めて試験結果の例を図１に示す。特筆すべきは、ナトリウムが高温になると蒸気圧変化に起因してその影響（燃焼温度）が大幅に拡大（上昇）するが、ナノ流体は沸点に至るまで反応抑制を生み出す原子間相互作用が安定に機能するため厳しい事故条件になるほど抑制効果が顕著に現れる。また、大規模漏えいを想定すると燃焼反応の自己終息効果により燃焼が早期に停止するので、漏えい規模によらず影響（被害）は限定されることが確認されている。

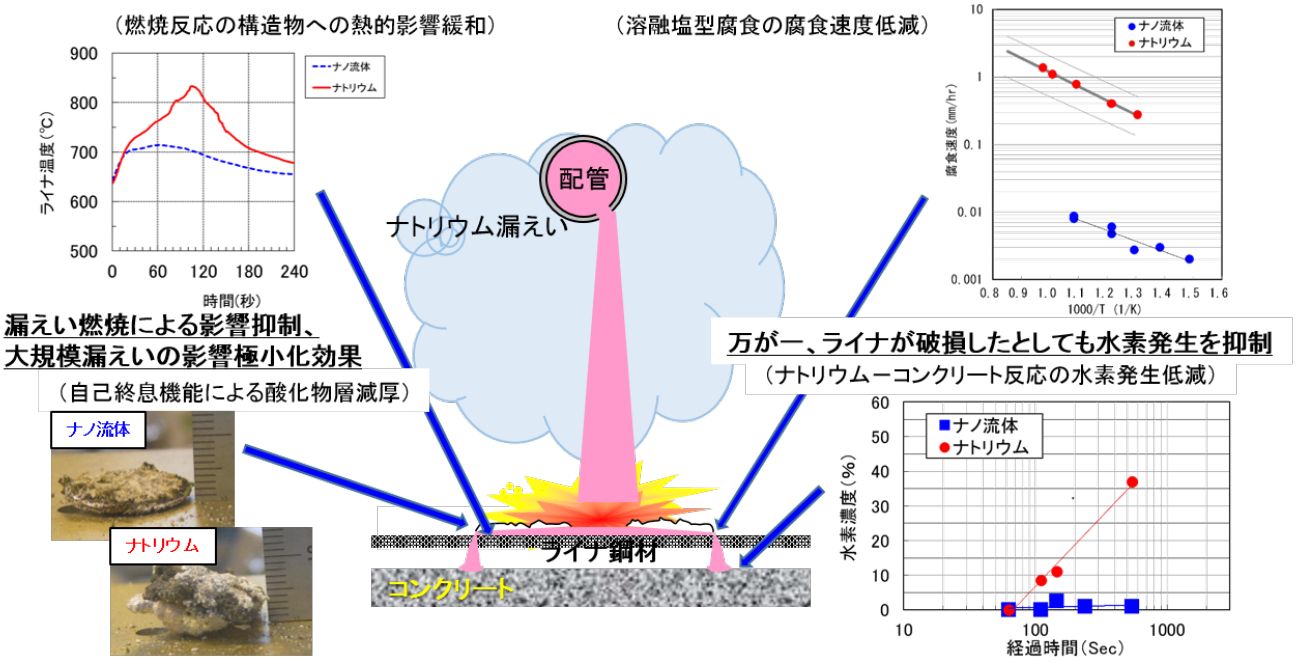


図 1. ナトリウム漏えい火災事故時のナノ流体の適用効果（反応抑制）の実験結果例

3-2. 蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果 (6), (7)

(1) 蒸気発生器(SG)伝熱管破損事故を対象にナノ流体の反応抑制効果を把握するため、ナノ流体の物性測定や実炉の反応様相を模擬した小規模な試験による反応ジェットの温度低減効果の把握とともに、それらの知見を反映したナノ流体適用による実炉ナトリウム - 水反応の影響の予測（反応ジェット温度解析、伝熱管の破損伝播解析）を行った。結果の例を図 2 に示す。これらよりナノ流体の反応最高温度が大幅に低減され高温ラプチャーやウェステージによる破損伝播および損傷範囲を大幅に抑制可能であるとの見通しが得られている。

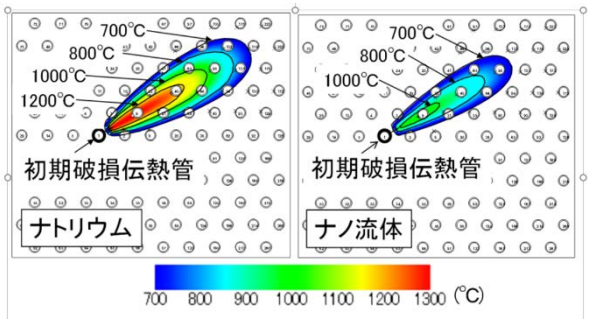


図 2. SG 伝熱管破損時のナトリウム - 水反応におけるナノ流体の適用効果（温度低下）の予測例

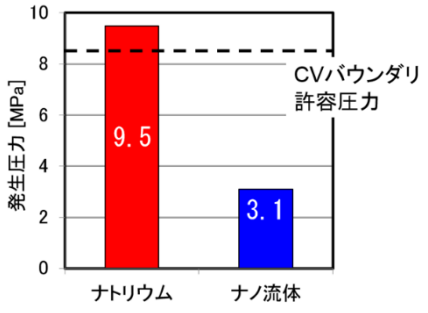


図 3. 伝熱管破損時に水ブロー機能喪失を重ねた厳しい想定におけるナノ流体の適用効果（発生圧力）の予測例

(2)また、安全強化に向けて、より厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価の観点から、従来の設計基準の想定を超える事象として伝熱管破損時の影響拡大防止策となる水ブロー弁の多重故障（水ブロー機能完全喪失）を想定した予測評価を行った。その結果、水ブロー機能の完全喪失時にも、ナノ流体の適用により破損伝播の進展速度とその規模を大幅に低減でき、発生圧力も大幅に抑制されることから（図 3)、懸念される IHX の 1 次/2 次バウンダリの健全性および格納機能を維持できる見通しが得られている。なお、破損伝播が発生する時刻が大幅に遅延し、水リークが長時間継続することとなるが、十分な時間的余裕が見込まれ、事故終息のためのアクシデントマネージメント策としてブロー弁の手動開操作が可能となる見通しが得られた。

4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価

ナノ流体の適用で想定すべき懸念事項を、実炉の設計、運転、保守・補修に至る広範な視点から抽出し、基礎物性・特性の測定、反応試験、諸特性（分散したナノ粒子の安定性、伝熱流動性への影響、計測機器等への影響、補修や事故後の復旧等への影響）などについて主として基礎的試験を実施して課題の把握を試みた（図４)。その結果、ナノ流体成立性を阻害するような要因は認められなかったが、開発の段階毎の継続的な評価が必要との観点から、今後、規模を拡大した工学的実証試験を行って評価、検証を行うことを計画している。

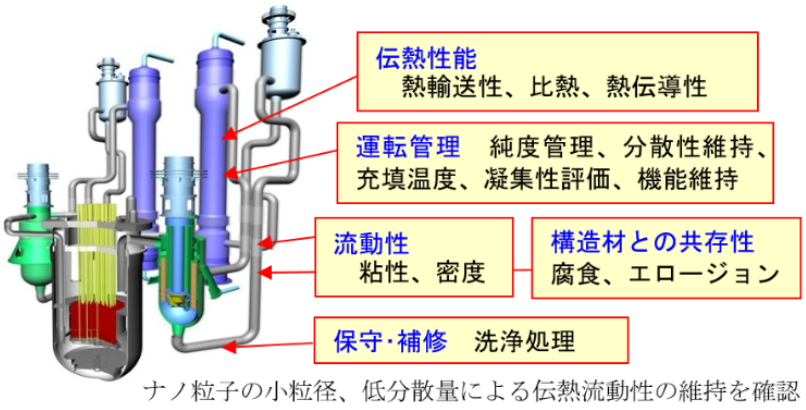


図 4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価（適用性確認実施項目）

5. ナノ流体製造技術の開発 [8]

ナノ流体は新たに創出された技術であり、適合しうる製造技術は存在せず独自に開発を進めた。先ず、反応抑制メカニズムの基となる原子間相互作用に適合するナノ粒子条件の理論検討および基礎実験等を経て、その要件（粒子径 10nm 級、表層無酸化、均一化）を把握した。一般に、ナノ粒子製造法は液相法と気相法に大別されるが、無酸化要件の観点から気相法（蒸発金属の急冷によるナノ粒子生成手法）を開発に取り組んだ。現在までに前述要件を満たす粒子製造技術（原料蒸発法、粒子径制御手法およびその取扱に関わる基本技術とその装置設計に必要な知見）を取得して要件を達成（最小径 4.7nm まで制御可を実証）するとともに実用化に備えた知見の整備・蓄積を図っている。これと並行して製造したナノ粒子のナトリウム中への分散技術開発を進め、ナノ流体の試作を可能とし物性測定や反応抑制効果評価用のナノ流体試料を試作、供試している。一方、ナノ粒子製造と分散技術の関係は、粒子微細化に伴って凝集力が著しく増大するため、粒子の製造技術の進展の段階毎にその進化に適合する分散技術の開発を行って実用化に備えている。

6. 結言

ナトリウム自身の化学的活性度を抑制制御しうる技術として、ナトリウム中のナノ粒子表層で生じる原子間相互作用に着眼した新たな技術開発に取り組み、基礎基盤知見の整備ともに高速炉への適用性評価を進めてきた。その結果、発案当時に想定した抑制効果（反応速度緩和、反応熱量低減）に加えて、反応の自己終息効果やアルカリ固有の特殊な反応（溶融塩型腐食）の回避効果などの機能を有することもわかってきた。これらの効果は液相状態において（沸点まで）安定に作用するので、今後要求が増大する安全強化に対して、厳しい事故条件で懸念される事故影響の拡大に対して、より効果的対策として応用されることを期待する。ナノ流体はナトリウムの潜在的危険性（化学的活性度）を低減する技術あり、事故影響の抑制、早期の復旧など求められる実用化要件に有効なポテンシャルを有している。今後、実用化に向けてナノ流体技術の成立に必要な基盤技術開発（製造技術高度化、基礎知見拡充）を進めるとともに工学規模による実証試験を実施し、反応抑制効果の検証および冷却材として適用性の確認などを行う必要がある。

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、

日本原子力研究開発機構が実施した平成 17 ～28 年度のナノ粒子分散ナトリウムに関わる研究成果が含まれる。

参考文献

[1] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1165-1170 (2010).
[2] Jun-ichi SAITO et al., Journal of Nanoparticle Research, vol.14, p.1298 (2012).
[3] Toshio Itami et al., Metals, vo.5, pp.1212-1240 (2015).
[4] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1171-1181 (2010).
[5] Masahiro NISHIMURA et al., JNST, vol.49, No.1, pp.71-77 (2012).
[6] Hironori Kanda, et al., Proceedings of ICAPP 2015, France, paper15248
[7] 神田大徳,他,日本原子力学会 2017 春の年会, 2G15
[8] 福永浩一,他,日本化学学会九州支部 平成 29 年度第 1 回講演会, 長崎大学

* Kuniaki Ara[1]
[1]JAEA

2020年春の年会

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（4）3 次元免震技術
(4) Three-dimensional seismic isolation technology

*深沢剛司[1]
[1]三菱 FBR システムズ

1. はじめに

日本は言わずと知れた地震国である。内閣府によれば、日本は世界の 0.25%の国土面積に比して、マグニチュード 6 以上の地震回数が約 2 割とされている[1]。この数字からもわかるように、日本での地震への備えは不可欠であるといえよう。地震への備えとして、日本では 1980 年代初頭から免震技術の研究が本格化している[2]。1995 年の兵庫県南部地震によって、免震技術を適用した建築物の観測記録から、その有効性が実証されている[3]。その後、社会インフラを中心に免震技術の普及が進み、今日では一つの構造様式として定着している。

第四世代炉の候補の一つに挙げられるナトリウム冷却高速炉（以下、高速炉）は、熱効率を向上させるため軽水炉と比べて、その運転時の温度は高温となる。そのため、高速炉の機器設計では熱応力の低減の観点から、薄肉構造が指向されている。一方、機器に作用する地震荷重を考えた場合、厚肉構造が好ましい。よって、高速炉の機器設計では、熱荷重と地震荷重の相反する荷重条件に対して調和を図ることが課題となる。これを解決する一つの方策として、免震技術（積層ゴム系免震装置）を導入することで、機器に作用する水平方向の地震力を低減させる検討が 1980 年代半ばから行われている[4][5]。また、水平に加えて上下方向の地震力の低減を目的とした 3 次元免震システムの研究が 2000 年から行われている。この研究では原子炉建屋を空気ばねで支持し、これによって励起されるロッキング動を油圧機構で抑制するシステムが提案され、その有効性が試験及び解析により確認されている[6]。

これらの知見を活用しながら、高橋らは、空気ばね、ロッキング抑制機能付オイルダンパ及び積層ゴムから構成される一般建築向けの 3 次元免震システムを世界で初めて実用化させている[7]。このシステムを導入した地上 3 階 RC 建物の東北地方太平洋沖地震時（2011 年）の観測記録によって、その免震効果が明らかとなっている[8]。国外でも 3 次元免震システムの開発が進められている。Ying Zhou らは、複数枚の皿ばねを用いた上下免震の概念を提示している[9]。また Wenguang Liu らは複数の積層ゴムを用いた 3 次元免震システムを提案し、その有用性を試験及び解析を通じて明らかにしている[10]。このように、国外でも免震システムの高性能化とその実現に向けた開発が進められている。その高性能化の背景には、構造物の安全性の向上を目的として、設計で想定する地震動レベルの増大が挙げられる。

新潟県中越地震（2007 年）や東北地方太平洋沖地震（2011 年）では既設の原子力プラントにて大きな加速度レベルの地震動が観測されている。これを踏まえて、高速炉の設計検討で用いている基準地震動も増大している。これによって、水平のみならず上下方向の地震力の低減も過去に増して重要になっている。また、既設の原子力プラント以外でも大きな加速度レベルの地震動が観測されている。従来、上下地震動は水平地震動に比べて小さいとされてきたが、1995 年以降に国内に整備された地震観測網によって、上下地震動がそれよりも大きくなるケースが観測されている。その代表例として、岩手・宮城内陸地震（2008 年）では、上下方向に重力加速度（G）のおよそ 4 倍の加速度が観測されている[11]。今後の耐震設計では、過去に増して厳しい地震条件下で、如何に構造物の安全性を確保・向上させていくかが課題となる。

本稿では、地震に対する安全性の向上を目的として、2017 年から検討を進めている高速炉向けの 3 次元免震システムの開発の取り組みについて紹介する。

2. 3 次元免震システムの概要

2-1. 3 次元免震システムの設計コンセプト

3 次元免震システムの開発コンセプトは、①水平・上下方向の地震応答低減、②コンパクトな配置性、③高い信頼性の実現である。

①地震応答低減については、ロッキング抑制装置等の付帯設備を設けることなく、上下方向の地震応答低減効果を実現させることをコンセプトとしている。また、水平方向についても従来の水平免震システムと同程度の地震応答低減効果の確保を目標としている。図 1 に上下方向の固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響を理論解で求めたものを示す。一般に、上下方向の剛性を低下（低振動数）させることで、上下方向の地震力を低減させることができる。一方、この剛性の低下によって、ロッキング動が励起され、水平方向の固有周期が増大してしまう。これを回避し、水平・上下方向の地震応答低減効果を確保するために、本システムでは上下方向の固有振動数を 3 Hz と設定している。

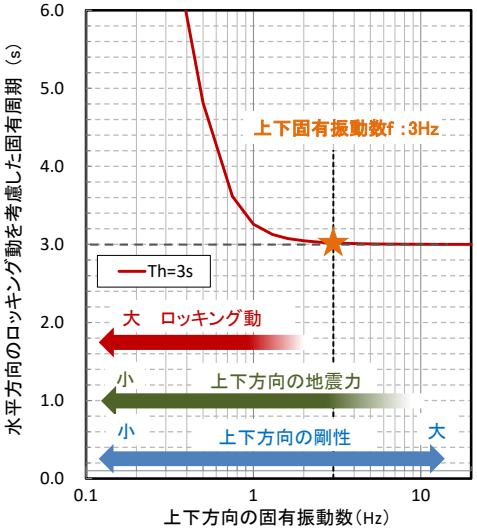


図 1　上下固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響

②配置性については、水平免震システム（積層ゴム系免震装置）と同等の配置性を確保する。これを実現するためには、一般的な水平免震装置と同程度の支持荷重性能を確保し、これを具現化するためのスペースは水平免震装置が取り付けられる図 2 のペデスタル（■）と同等のサイズにしなくてはならない。すなわち、配置性の設計目標は支持性能を確保したうえで、ペデスタル部に入替が可能な 3 次元免震システムを実現させることである。

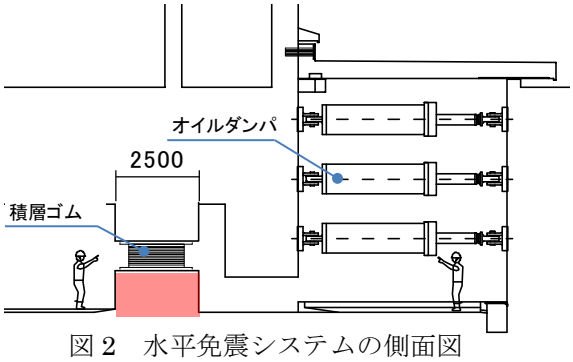


図 2　水平免震システムの側面図

③信頼性については、付帯設備を設けることなくシンプルな構造を指向し、機械要素技術や免震・制振技術で培われた知見・製造技術を活用することで、安定した力学特性（荷重－変位関係）を実現させることにある。また、そのばらつきを抑制することで、システムとしての品質を確保する。

2-2. 3 次元免震システムの構成

著者らが提案する 3 次元免震システムは、積層ゴム、皿ばねユニット及び上下オイルダンパで構成されている（図 3）。皿ばねユニット（皿ばねを並列・直列で組合せたもの）とオイルダンパは平面上に各 4 基配置している。水平方向の復元力と減衰力は各々積層ゴムと水平オイルダンパにより、上下方向は皿ばねユニットと上下オイルダンパで与えられる。本システムは、積層ゴムで生じるせん断力を水平支持構造に負担させることで、このせん断力が上下オイルダンパや皿ばねユニットに直接作用することを回避している。これによって、水平方向と上下方向の免震機能は独立したものとなる。これを実現させるため、水平支持構造には、積層ゴムで生じたせん断力を受けながら、上下方向の応答変位に追従して稼動可能なしゅう動材が設けられている。

上記設計コンセプトを具現化するために、本システムの水平方向と上下方向の固有周期は 10,000 kN の支持荷重に対して、各々3.4 秒と 0.33 秒（上下固有振動数 3 Hz）となるように積層ゴムと皿ばねユニットの支持機能と復元機能が設計されている（この支持荷重は本システムに導入する積層ゴム（直径 1600 mm）の圧縮面圧に換算すると 5 MPa に相当）。そして、これを実現させるためのスペースは水平免震装置が取り付けられるペデスタルのサイズと同規模となり、そのスペースは限定的なものとなる。このスペースで支持機能と復元機能を実現させるためには、規格基準から逸脱した皿ばねや上下オイルダンパが必要となる。次章では本システムの基幹要素となる皿ばねユニットと上下オイルダンパの開発状況について説明する。

図 3　3 次元免震システムの構成及び各要素の主要な機能

3. 3 次元免震システムの上下免震要素

3-1. 皿ばねユニット

設計コンセプトの実現にあたり、皿ばねユニットに係わる開発課題は、①コンパクトなスペースで支持機能と復元機能の両立、②ばらつきの抑制、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築となる。支持機能と復元機能の両立については、10,000kN の支持荷重に対して、上下方向の固有振動数が 3 Hz となるばね定数を確保しなくてはならない。また、これを実現させるための平面寸法はおよそ 2.5 m×2.5 m と非常に限られている。そこで、著者らは現行の規格基準を大きく逸脱する大型の皿ばねを複数枚用いて、これらを並列・直列に組み合わせた皿ばねユニットを開発した。本システムに用いる皿ばねの直径は 700 mm で、その板厚は 34 mm である。この皿ばねを代表的な皿ばねの規格基準(ISO 19690-1、JIS B2706-2013、DIN 2093)の呼び径と板厚－直径関係で比較したものが図 4 となる。本皿ばね（★）は直径、板厚とも規格基準を大きく逸脱しており、その形状を 1/2 縮尺（★）としても代表的な規格基準の呼び径を上回る。上記の支持機能と復元機能を両立させるため、この大型の皿ばねを 3 並列に積み重ね、これをさらに 6 直列に積層させることで、支持荷重に対して必要な上下方向の固有振動数と地震時の応答変位に追従可能なストロークが確保される。したがって、本皿ばねユニットの設計成立性を見通すためには、大型の皿ばねの製作性、力学特性（荷重－変位関係）の検証が不可欠となる。さらに、原子力施設への導入にあたっては品質を管理するうえで、力学特性のばらつきを把握し、それを抑制することが必須となる。そこで、大型皿ばねの力学特性とそのばらつきを検証した試験について紹介する。

本皿ばねの製作性及び設計式の適用性を検証するため、実大サイズのばねを用いた載荷試験を実施している。本システムに導入している皿ばねは安定した地震応答低減効果が得られるように、その荷重－変位関係は一般的な皿ばねと比較して線形特性を指向した設計となっている。図 5 に実大皿ばねの荷重－変位関係を試験値と設計値で比較したものを示す。本皿ばねは規格基準を大きく逸脱した形状となるが、その荷重－変位関係は設計で指向したとおりの線形特性となり、この特性は設計式とよく対応することが確認されている。さらに、荷重－変位関係のばらつきを確認するため、72 枚の 1/2 縮尺の皿ばねを用いた載荷試験を実施している。図 6 に試験値と設計値で正規化したものを示す。製作された皿ばねと設計値との誤差率は 95%信頼区間でおよそ±5%となることが確認された。このように、規格基準を逸脱する皿ばね形状であっても、設計通りの荷重－変位関係が実現可能な皿ばねを製作できる見通しが得られている。

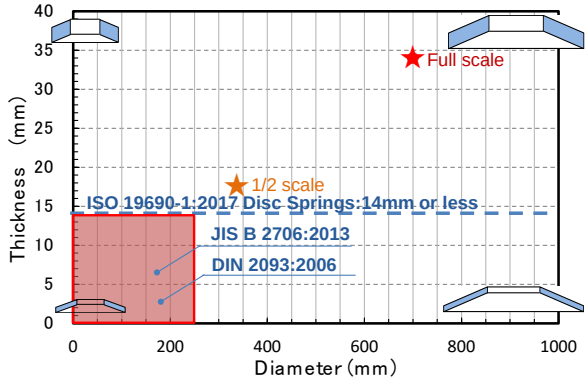


図 4 現行の規格基準の呼び径と本皿ばねの比較

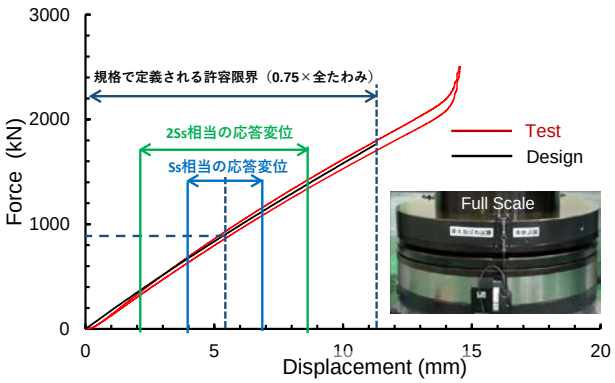


図 5 実大皿ばねの荷重－変位関係と設計値の比較

しかし、ここでも課題に直面する。それは本システムに導入する皿ばねに限ったことではないが、製作される皿ばねは程度の差こそあれ、荷重－変位関係にばらつきが生じる。そして、これが皿ばねユニット間のばらつきに影響を及ぼすこととなる。加えて、本システム 1 基あたりの皿ばねの利用枚数は 72 枚（1 ユニット当たり 18 枚）と多い。ばらつきを抑制するために感度解析を試みた場合、この解析で考慮すべき組み合わせ数は膨大となることから、これによって適切な組み合わせを求めることはできない。そこで、著者らは、AI の一種であるメタヒューリスティックアルゴリズムを活用した最適組み合わせ手法を構築した。この手法は、単体で生じる荷重のばらつきを組み合わせによって吸収することで、各ユニット間のばらつきの抑制が可能となる。その結果、図 7 のように計 4 ユニットの荷重－変位関係を高い精度で整合させることができる。また、皿ばねユニットの荷重－変位関係は鋼材の弾塑性挙動で確認される履歴ループと異なったものとなるが、新たに開発した微分方程式による履歴ループモデルを用いることで、地震応答解析で必要となる皿ばねユニットの荷重－変位関係（図 7）を高精度に再現できることに成功している。

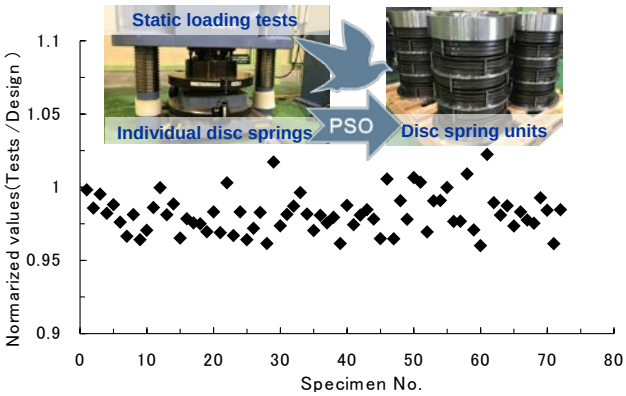


図 6　試験値と設計値の比較（1/2 縮尺）

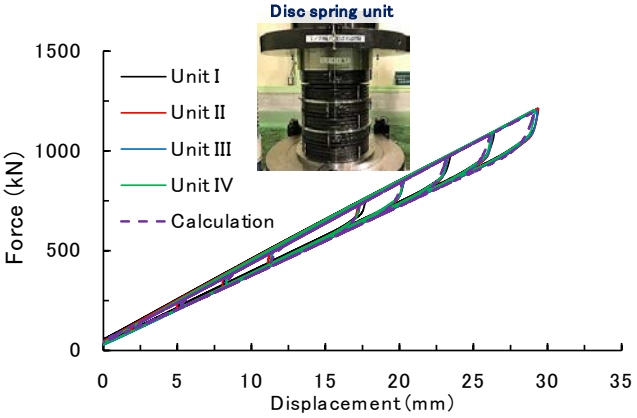


図 7　計 4 ユニットの荷重－変位関係（1/2 縮尺）

3-2 上下オイルダンパ

設計コンセプトを実現させるうえでの上下オイルダンパの開発課題は、①コンパクト化、②高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築である。コンパクト化については、設計コンセプトの配置性を実現させるためには、既製品のオイルダンパと比較して、取り付け長を 300 mm 以上短縮させる必要がある。加えて、一般に油圧系は振動数の増加に伴い、減衰係数が二次曲線的な低下を示す。上下方向の地震応答は、水平方向のそれと比べて低振幅かつ高振動数となる。そのため、高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現は、油圧系にとって不利な条件となる。これらの問題を解決するため、コンパクトで、かつ高振動数領域でも減衰係数の低下が回避可能なオイルダンパを開発した（図 8）。その一基あたりの最大減衰力は 2000 kN で、減衰特性（荷重－速度関係）はリニア型とバイリニア型となっている。

開発した上下オイルダンパの減衰力特性を検証するため、実大サイズの試験体を製作し、加振試験を実施している。試験では、より実現象に近い荷重条件で減衰力を検証するため、地震応答解析で得られた応答変位を試験機への入力信号とする擬似地震波加振を行っている。その結果が図 9 である。上下オイルダンパは低振幅かつ高振動数下の非定常な入力に対して、高い減衰力を確保できることが確認されている。また、その減衰力は新たに開発した Double Dashpot Model によって、入力波形や入力振動数によらず、高い精度で減衰力を再現することが可能となっている。

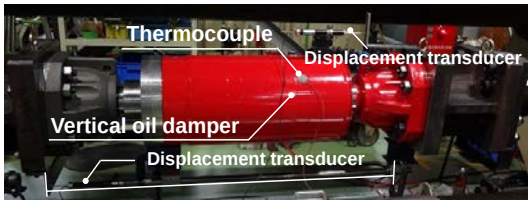


図 8　上下オイルダンパ

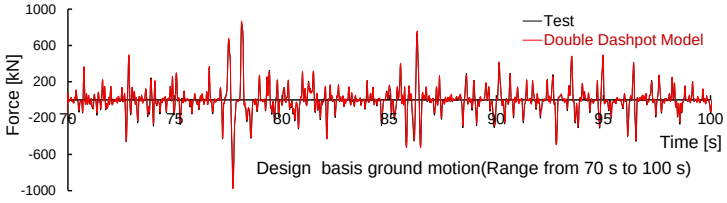


図 9　擬似地震波加振による試験と解析結果比較

4. 免震性能

本免震システムの地震応答低減効果を確認するため、各要素試験で同定した解析モデルを用いて地震応答解析を実施している。入力には本システムのロバスト性を検証するため、高速炉の基準地震動の加速度レベルを 2 倍にしたものを用いている。その水平と上下方向の最大加速度は各々16 m/s^2、10.67m/s^{2}である。その結果を応答曲線として、水平免震システム（本システムから上下免震機能を取り除いたもの）の応答と併記して図 10 に示している。本免震システムは幅広い固有周期領域で上下地震応答低減効果が得られている。また、高速炉の機器の耐震成立性上クリティカルとなる原子炉容器の応答については、それが有する固有周期近傍（0.10 秒）の応答加速度は水平免震（厚肉積層ゴム）と比較して、およそ 1/2 となっている。この地震応答低減効果によって、60 万 kWe 級タンク型炉の原子炉容器(直径：16 m)の耐震性が向上するだけでなく、100 万 kWe を上回る大型の原子炉容器（19 m）の成立性も見通せるものとなっている [12]。

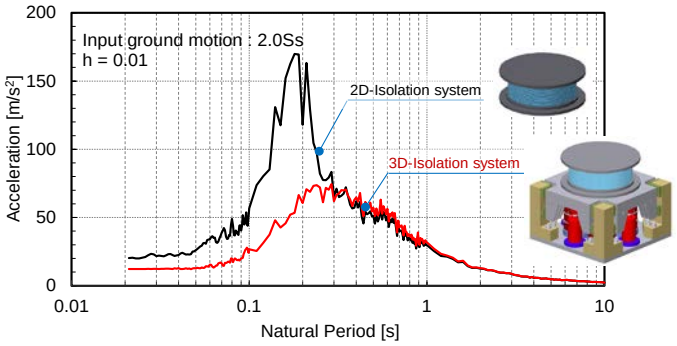


図 10　3 次元免震と水平免震の上下地震応答比較

5. まとめ

本稿では 2017 年から検討を進めているロッキング抑制装置を導入することなく、水平・上下方向の地震応答の低減が可能な 3 次元免震システムの設計コンセプトを概説した。このシステムは機械要素や一般建築で多用されている皿ばねやオイルダンパ等の設計・製造方法を活用したものである。これによって地震応答低減のみならず、それらの安定した力学特性の実現と製作が期待できる。本システムに限ったことではないが、免震システムは建屋の支持機能と地震応答低減機能を担っている。そのため、免震システムの設計裕度がプラントに及ぼす影響は大きい。今後は、本システム特有の破損モードを摘出しながら、設計裕度の考え方を整備していく計画である。

冒頭でも述べたように、耐震設計で要求される地震動レベルは増大傾向にあり、過去に増して厳しい地震条件に対して構造物の安全性を向上させていくことが課題となる。しかし、地震動レベルの増大とともに免震技術も新たなシステムが開発されることによって進化してきた。そして、本システムが将来の地震に対して安全性向上の一助となるように、その実現に向けて努めていきたい。

謝辞

本稿の内容は、経済産業省からの受託研究である「平成 29 年度・平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施された成果である。

参考文献

[1] 内閣府，日本の災害対策, 2015 年
[2] 藤田，他 2 名，積層ゴムによる重量機器の免震支持，日本機械学会論文集，50 巻，454 号，pp. 933-942，1984
[3] Design Recommendations for Seismically Isolated Buildings，Architectural Institute of Japan，2016
[4] 高橋，他 4 名，FBR プラントへの免震構造適用性に関する研究 ：その 1 鉛ゴム支承の実験，日本建築学会学術講演梗概集 B，構造 I, pp. 983-984，1986
[5] T.Inagaki, et al., The present status of DFBR development in Japan, Progress in Nuclear Energy, Vol.32, Issues3–4, pp.281-288, 1998
[6] M.Morishita, et al., Development of three-dimensional seismic isolation systems for fast reactor application, Journal of Japan Association for Earthquake Engineering, Vol. 4, No. 3, 2004
[7] O. Takahashi, et al., Construction of civil building using three dimensional seismic isolation system, World Conference on Earthquake Engineering, 2008
[8] 富澤，他 5 名，3 次元免震システムを適用した建築物の地震観測記録に関する考察，日本建築学会構造系論文集，第 77 巻，第 679 号, pp.1393-1402，2012
[9] Ying Zhou, et al., Analytical and numerical investigation of quasi-zero stiffness vertical isolation system, ASCE, Vol. 145, Issue 6, 2019
[10] Wenguang Liu, et al., Static test and seismic dynamic response of an innovative 3D seismic isolation system, ASCE, Vol. 144, Issue 12, 2018
[11] 青井，他 4 名，2008 年岩手・宮城内陸地震の地震動の特徴，防災科学技術研究所，主要災害調査 第 43 号，2010
[12] M.Uchita, et al., Seismic evaluation for a large-sized reactor vessel targeting SFRs in Japan, ICAPP 2018, pp.380 - 386, 2018

* Tsuyoshi　Fukasawa[1]
[1]Mitsubishi FBR Systems.

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1I_PL] R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I_PL01] Current Understanding of Fukushima Daiichi Accident and Fuel Debris Information Obtained from Decommissioning Activities

*Shinya Mizokami[1] (1. TEPCO HD)

[1I_PL02] Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*Makoto Nakano[1] (1. IRID, MHI)

[1I_PL03] Important Issues in terms of Criticality Safety

*Kotaro Tonoike[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

（1）福島第一原子力発電所事故の特徴と廃炉作業から得られる燃料デブリの情報

(1) Features of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Accident and Information on Fuel Debris Obtained from Decommissioning Works

*溝上 伸也[1]
[1]東京電力

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日 14 時 46 分に発生した東北地方太平洋沖地震とそれにより発生した津波により、定格出力運転中であった東京電力福島第一原子力発電所の 1～3 号機は冷却機能を喪失し、シビアアクシデントに至った。各号機の事故進展はそれぞれ異なるものの、いずれも、スクラムに成功し核分裂反応は停止させることができた。しかしながら、そののち、津波による影響で直流・交流電源喪失が発生し、最終的に冷却機能を喪失し、崩壊熱を冷やしきれなくなり、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。電源喪失は、計測系の機能喪失も伴ったため事故時の情報が限られており、正確な事故進展挙動は現時点でも未解明の事項が残っている。しかしながら、東京電力が廃炉作業の一環として進めている調査は格納容器の内部まで進んできており、事故炉の状況について情報が蓄積されてきている。本報告では、東京電力福島第一原子力発電所の 1～3 号機の事故進展を概観し、炉物理に関するトピックも含め、廃炉時に取り出される燃料デブリについて最新の情報をもとに説明する。

2. 各号機の事故進展

2-1. 1 号機

1 号機は地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱を IC を用いて冷却していたところ、地震から約 50 分後に発電所敷地に到達した津波により、直流・交流電源を喪失したため、一時的に弁を閉じて停止させていた IC による冷却を再開することができず、「冷やす」ことができなくなった。そのため、原子炉内の水が蒸発により失われ、燃料が露出して過熱するとともに、水―ジルコニウム反応による化学反応熱ともあいまって燃料が高温化し、3 月 11 日の夜には炉心損傷・炉心溶融するに至った。直流電源を喪失し計測機器も機能喪失していたため、原子炉挙動を知るための圧力・水位等の情報が十分に得られていないが、原子炉圧力は高圧のまま炉心損傷・炉心溶融に至り、炉内が高温になったことに起因する原子炉圧力容器からの気相漏えいが発生し、原子炉圧力が低下するとともに格納容器圧力も増加したものと推定している。

2-2. 2 号機

2 号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱を RCIC を用いて冷却していたが、津波による電源喪失の直前の 15 時 39 分に RCIC を再起動させていたため、電源喪失後も「冷やす」機能が約 70 時間維持された。しかしながら、3 月 14 日の午前中には RCIC は原子炉に注水できない状況になり、原子炉内の水が蒸発により失われていくこととなった。ただし、2 号機の場合には燃料が露出する前に原子炉を減圧することができたため、原子炉圧力が低い状態で燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。なお、2 号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ 3 月 14 日夜から 3 月 15 日未明にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から 1km の距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

2-3. 3 号機

3 号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱を RCIC を用いて冷却していたが、津波による電源喪失は交流のみであり、直流電源は津波の被害を受けなかった。そのためその後は RCIC および HPCI を制御しながら冷却を継続することができた。しかしながら 3 月 12 日の夜には直流電源が枯渇し、HPCI の制御ができない

状況となったことから、原子炉に水を注入できない状況になり、「冷やす」機能を喪失した。直流電源の枯渇後しばらくは水位を測定できない状況になっていたが、水位計測を再開できた 3 月 13 日未明には水位はすでに低下しており、この時間帯に燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定している。なお、3 号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ 3 月 13 日早朝から朝にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から 1km の距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

3. 各号機の燃料デブリに関する情報

3-1. 1 号機

1 号機は 2020 年 2 月現在において、燃料デブリが存在していると推定されている格納容器ペデスタル内の内部調査を実施することができていない。また、ペデスタル外の調査結果においては、図 1 に示す通り、砂状の物質が約 20cm~1m 程度積もっていることが確認されているが、その組成等についての情報は得られていない。

3-2. 2 号機

2 号機は格納容器ペデスタル内の調査が最も進んだプラントであり、格納容器ペデスタル内の各部について映像情報が取得されており、ペデスタル床部には溶融物が固化したような堆積物や燃料集合体の上部タイプレートが形状を保ったまま落下しているのが見つかっている。また、2019 年 2 月には堆積物の可動性確認試験を実施し、堆積物が固い固形物であること、図 2 のように小石状、塊状の堆積物は容易に摘み上げることができることが確認されている。堆積物は 40~70cm 程度の高さでペデスタル床面全体に拡がっており、原子炉に注水された水が雨のように降り注いでいる状況であるが、堆積物自体は冠水していない。

3-3. 3 号機

3 号機は格納容器内の水位が他プラントと比較して高いため、水中ロボットをペデスタル内で遊泳させることにより状況を確認している。3 号機は 2 号機と比較して損傷状況が大きく、RPV 内構造物である制御棒案内管が複数ペデスタル内に落下していることが確認されている。また、堆積高さも 2m 以上となっており、運転時に炉心に装荷される約 100t のウラン量から推定される体積に比較して、より多くの空間が堆積物により占められている。堆積物は完全に冠水しており、2015 年の調査では気相部の温度は液相部よりも低いことがわかっていることから、熱源はペデスタル内堆積物である可能性が高い。

図 1　1 号機格納容器床の堆積物

図 2　2 号機ペデスタル内堆積物可動性調査

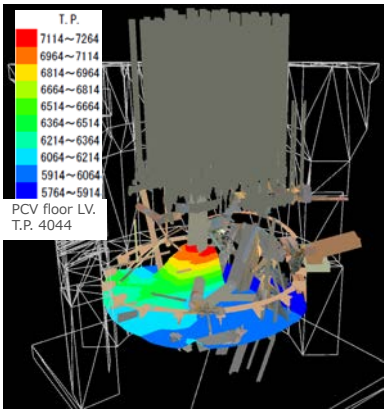


図 3　3 号機ペデスタル内堆積物

*Shinya Mizokami[1]

[1] Tokyo Electric Power Company, Incorporated.

2020年春の年会

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

（2）燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況

(2) Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*中野 誠[1,2]、林　大和[1,3]、森本　裕一[1,4]
[1] IRID、[2]三菱重工、[3]東芝 エネルギーシステムズ、[4]日立 GE

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F) 1-3 号炉において、燃料デブリは各種測定から未臨界状態にあると考えられるが、IRID では、今後の燃料デブリ取り出し時にも確実に未臨界状態を維持するための臨界管理方法の検討及び必要な技術開発を進めている。本稿では、その状況及び今後検討すべき課題を紹介する。

2. デブリ取り出し時臨界管理に向けた技術開発

2-1. 未臨界状態の維持　1F 1-3 号機の場所ごとの状況推定に基づいて、今後の状態変化に伴う臨界発生シナリオを検討し、リスクが高いと考えられるシナリオごとに臨界管理方法を検討している。図 1 にデブリ取り出し(加工)時の管理の考え方を示す。まず、未臨界状態の維持のため、下記の手段を検討している。

①デブリ加工制約：　1 回の加工で過度の反応度添加が生じないような加工サイズの評価(臨界評価)

②中性子吸収材の適用による未臨界維持。状況に応じて中性子吸収材の使用を想定し、冷却材にホウ酸を添加する場合の必要濃度、使用時の影響、必要な設備の成立性を検討。また、代替技術として、取り出し対象のデブリ周辺に塗布する非溶解性中性子吸収材を考え、候補材の選定、塗布方法の検討、使用時の影響評価を進めている。

2-2. 臨界近接監視(臨界防止)　臨界近接が生じた場合でも、臨界に至る前に作業を停止させる手段として、未臨界度測定と組み合わせた中性子源増倍法による臨界近接監視方法を検討している。未臨界度測定には、炉雑音法(ファインマン-α法)の適用を考え、必要な中性子検出器の仕様を検討するとともに、京都大学臨界集合体（KUCA）において、燃料デブリ模擬体系での未臨界度測定の成立性、測定の不確定さの評価を実施している。

2-3. 臨界終息・影響緩和　上記の対策で臨界を防止するが、万一の臨界の兆候が生じた場合、早期に検知し終息させることで作業員及び外部への影響を緩和する。臨界兆候検知には、2-2 の中性子検出器による監視とともに、PCV 内ガスサプリングシステムの FP ガスモニタを用いる。現状の監視対象である Xe に加え、検知時間短縮のため短半減期核種である Kr の監視を可能とする高度化モニタの開発を行っている。臨界兆候が検知されれば高濃度ホウ酸水の注入による終息を図るが、代表的な臨界シナリオについて挙動評価を行い、事象終息までの作業員・外部の一般公衆への影響(被ばく量)が十分低いことを確認している。

3. 今後の課題

現状の課題は大きく下記のものがあり、今後、取り出し工法の検討の詳細化を踏まえて、技術開発を継続していく。

①段階的取り出し規模拡大への対応

段階的に取り出し規模を拡大していく方針を踏まえ、各段階での状態・制約条件を考慮した管理方法の検討、各段階で得られる情報を反映した管理方法の合理化を検討する。

②各種技術の成立性確認：

デブリ体系での未臨界度測定の成立性確認など、各技術の成立性の確認を継続する。また、臨界管理に必要な機器や取り出し手順への要求と、取り出し設備や現場の制約との整合性を確認し、取り出し作業手順へ組み込んでいく。

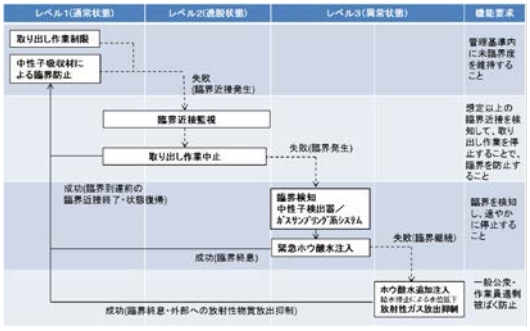


図 1　デブリ取り出し時臨界管理の考え方

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)』の成果の一部を取りまとめたものである。

*Makoto Nakano[1,2], Yamato Hayashi[1,3], Yuichi Morimoto[1,4]
[1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning　[2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.
[3] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation　[4] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

2020年春の年会

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

（3）臨界安全の観点から見た課題

(3) Important Issues in terms of Criticality Safety

*外池 幸太郎[1]

[1] JAEA

1. 要旨

燃料デブリの組成分布は乱雑と考えられ、この乱雑さが臨界安全評価に与える影響を把握することが肝要である。その影響は、例えば、増倍率の不確かさとして表現できるかもしれない。その上で、不確かさを考慮した臨界安全管理が必要である。

2. 臨界安全管理

2-1. 従来からの方法

従来の臨界安全管理では、対象の核燃料物質の組成は常に把握されていることが前提であり、これに応じて質量や形状等が管理される。これらの量の管理は不確かさを伴うが、様々な核燃料物質（例えば異なる ^{235}U 濃縮度や工程条件のバリエーション）を扱う要求の幅広さが大きな影響を与えることが多い。このため、多くの場合、要求される幅の中で最も増倍率を高くする、核燃料物質組成（例えば ^{235}U 濃縮度の最大値）や最適減速条件（例えば水分量）を想定して、確実に臨界を防止できる質量や形状の制限を課す。このようにして、組成、減速、質量、形状等のプロセス量に対する核的制限値を明確に決定できる。

2-2. 組成が不確かな場合の課題

燃料デブリの組成は不確かである。このような場合、プロセス量に対する核的制限値の設定に工夫が必要となろう。1) 単純な方法は、従来の方法に倣って、あり得る最も保守的な条件を採ることである。^{235}U 濃縮度の最大値、最適減速条件となる水分量等に基づき、中性子毒物濃度や形状の制限値を設ける方法である。しかしながら、他の条件に照らして制限値が現実的でなくなる可能性がある。一方で、2) 組成の平均値等に基づき制限値を設け、組成の不確かさやバラツキの増倍率に対する感度を評価し、その結果に応じて臨界監視を設ける方法も考えられる。

2-3. 監視の位置付けとリスク評価の必要性

臨界事象を検知する監視は既に臨界警報装置として実績があるが、臨界への近接を検知・警報する装置の実用は技術開発課題である。監視を行う場合、どちらのタイプか明確にして性能要件を決める必要がある。

臨界事象のリスクの有無と受容可能性の評価も重要である。十分な遮蔽により線量影響がない、迅速な終息措置が可能等の理由によりリスクが受容可能であれば、臨界監視とあいまって、上記 2) の臨界安全管理方針が最適となる可能性もある。

3. 燃料デブリ取出によるリスク低減

廃炉の技術的な意義は、放射性物質閉じ込めに係るリスク低減と考えられる。燃料デブリ取出しも同様だが、核分裂性物質を含むことが本セッションの本質的な課題である。つまり、臨界安全管理に係るリスク低減も考えなければならない。目標設定の一例として、不確かな状況を確かな状況にすること、が考えられる。確かな状況とは、例えば、様々な組成の燃料デブリに対して管理の要・不要が弁別できていること、及び、管理が必要なものについて監視のような動的な管理に依らないことである。このような観点で、燃料デブリ取出準備や取出時の管理に併せて、取出後の保管に関しても考え方の整理を始めるべきであろう。

---

*Kotaro Tonoike[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency.

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1K_PL] Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure

future Initiatives

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K_PL01] Pursuing Nuclear Innovation

*Kentaro Funaki[1] (1. METI)

[1K_PL02] Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

*Hideji Yoshida[1] (1. JGC)

[1K_PL03] The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*Masayoshi Matsuura[1] (1. Hitachi-GE)

[1K_PL04] Regulatory Trends on SMRs in other countries

*Kiyoteru Suzuki[1] (1. MRI)

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

安全部会企画セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について―今後の取組―
Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure – Future Initiatives –

(1) 原子力イノベーションの追求
(1) Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]
[1]経済産業省

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とともに、「社会的信頼の回復に向け、人材・技術・産業基盤の強化に直ちに着手し、安全性・経済性・機動性に優れた炉の追求、バックエンド問題の解決に向けた技術開発を進めていく」とされている。これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。

本講演では、政府機関における取組みを紹介することにより、安全規制への対応を含め、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を実施し、民間の活力を活かした革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に着手したところである。また、文部科学省、日本原子力研究開発機構と連携し、日本原子力研究開発機構が保有する試験研究施設の供用や、新型炉開発等を通じて蓄積したデータ、知見・経験の共有を通じ、民間の取組を活性化することを目指している。さらに、人材育成や規制との対話に向けた取組みを有機的に連携させることにより、原子力イノベーションの促進を図ることを企図している。

軽水冷却型小型炉を含め革新炉の開発に関する事業成立性に関する調査を進めるにあたっては、i)技術の成熟度、ii)実用化された際の市場性、iii)開発体制の構築、iv）実用化する際の規制対応といった４つの観点を重視しており、次年度以降、支援の重点化を図る観点から適宜絞り込みを行い、技術の熟度やスケジュール等に応じて技術開発計画の具体化・実施を支援することとしている、

その際、規制対応のあり方を検討していくにあたっては、米国において新型炉や先進技術を開発する個別事業者や事業者団体の主導により安全設計の方針や考え方を策定・提示して規制当局との対話を進めてきている取組みや、高温ガス炉やナトリウム冷却高速炉などの新型炉開発において日本原子力研究開発機構が主導して安全要件を策定し、日本原子力学会を通じて有識者のレビュー・助言を得つつ、国際的に提案している先例が重要な参考となる。

---

*Kentaro Funaki [1]
[1]Ministry of Economy, Trade and Industry

2020年春の年会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について―今後の取組―

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure – future Initiatives –

（２）海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

（事例紹介：NuScale）

(2) Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

*吉田　英爾[1]，小池　大介[2]，Paul Boyadjan[3]

[1]日揮株式会社，[2]株式会社　IHI，NuScale Power, LLC[3]

1. NuScale power plant

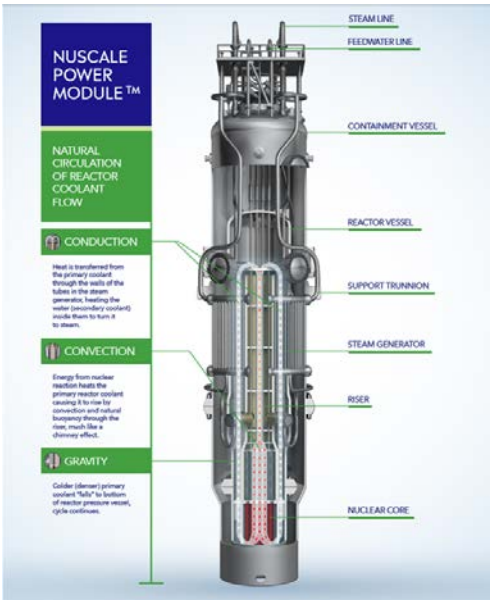
1-1. NuScale power plant current status

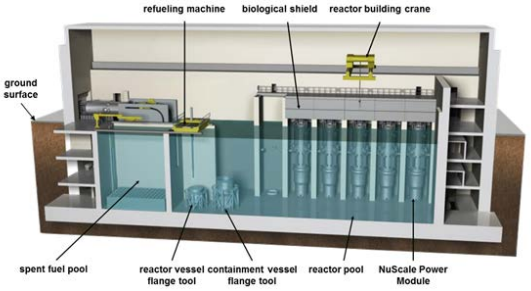
Drawing on 60 years' experience with commercial application of PWR technology, the NuScale SMR is an evolutionary simple and innovative advancement. NuScale SMR design incorporates unique features that reduce complexity, improve safety and resilience, enhance operability, and reduce costs.

To date, licensing of the NuScale design within the U.S. has progressed to completion of Phase 4 of NRC review in Dec. 2019. NuScale is on track to meet the significant milestone of NRC design certification in January 2021.

1-2. NuScale general description

The NPM (NuScale Power Module) is the fundamental building block of NuScale SMR plant. It consists of a reactor core housed with other primary system components in an integral reactor pressure vessel (RPV) surrounded by a steel containment vessel, all of which is partially immersed in a large pool of water that also serves as the ultimate heat sink. As many as 12 NPMs can be co-located in the same pool for scalability. The major NuScale SMR design features and nominal parameters are provided in Figure 1.





Plant Parameter or Feature	Value
NuScale gross electrical output (MWe)	720
NPM gross electrical output (MWe)	60
NPM core thermal output (MWt)	200
Number of fuel assemblies in NPM	37
Fuel assembly lattice	17x17
Effective fuel length (m)	2.00
Average linear heat rate (kW/m)	10.25
Number of control rod assemblies in NPM	16
Design life (years)	60

Figure 1 : Major NuScale power plant design features

*Hideji Yoshida[1] and Daisuke Koike[2]

[1]JGC JAPAN Corporation, [2]IHI Corporation

2. Safety features

The NuScale design is the safest advanced light-water reactor. No other design has demonstrated the fully passive and fail-safe core cooling, assured ultimate heat sink cooling, and unlimited cool-down without operator action, electrical power, or water re-supply. The reactor building is a seismically robust (Seismic Category I) structure capable of withstanding natural and man-made events.

Table 1 : NuScale Defense-in-Depth approach

Defense-in-Depth Level	Conventional LWR	NuScale
1 – Prevent abnormal operation and failures	• ~20 safety-related systems • Historical set of design basis events • Active safety systems that require electrical power • Core damage frequency (CDF) ~$1x10^{-5}$	• Only 8 safety-related systems required for safe operation • Reduction in design basis events due to simplified design • Passive safety systems* • CDF < $1x10^{-7}$*
2 – Control of abnormal operation and detection of failures	• Multiple active systems required to protect critical assets	• Simple, passive systems to protect assets*
3 – Control of accidents within the design basis	• Several design basis events lead to core damage	• No design basis events lead to core damage*
4 – Control of severe accident conditions	• Numerous active systems and operator actions requiring power.	• Passive systems requiring no power or operator action.
5 – Mitigation of consequences of significant radiological releases	• Large early releases • Emergency planning zone = 10 mi	• Small delayed releases* • Emergency planning zone << 10 mi*

*IAEA DiD improvement recommendation (INSAG-12, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants)

2-1. NuScale Defense-in-Depth approach

NuScale's Defense-in-Depth approach is compared to a conventional LWR in Table 1, organized by International Atomic Energy Agency (IAEA) defense-in-depth levels.

2-2. Maximizing Simplicity

The use of innovative and simplifying features in NuScale design has a positive cascading effect on plant safety. Fundamental to NuScale's focus on simplicity is the incorporation of all major reactor coolant systems inside the reactor pressure vessel.

The innovative design of the NuScale ECCS requires no AC or DC electrical power to cope with design basis events. All valves are automatically aligned in their safe positions upon loss of power. By simplifying the reactor design and associated engineered safety features, it is easier to build in safety system diversity, redundancy, and independence. As a result, the plant's response to design basis and beyond design basis accidents (BDBA) is also simpler. The simplified response enables levels of automation not achievable in more complex designs.

Individual NPMs are designed to be independent from each other to the greatest extent possible to simplify and standardize NPM safety and auxiliary systems. NPM independence, from a safety perspective, ensures that upsets in one NPM do not propagate to others.

Table 2 provides a comparison of safety systems and components required to protect the reactor core for the NuScale Power Plant versus a typical PWR plant.

Table 2 : Safety systems and components required to protect the NuScale core in the US

Safety System or Component	Typical PWR	NuScale	Safety System or Component	Typical PWR	NuScale
Reactor Pressure Vessel	✓	✓	Condensate Storage Tank	✓	
Containment Vessel	✓	✓	Auxiliary Feedwater System	✓	
Reactor Coolant System	✓	✓	Emergency Service Water System	✓	
Decay Heat Removal System	✓	✓	Hydrogen Recombiner or Ignition System	✓	
Emergency Core Cooling System	✓	✓	Containment Spray System	✓	
Control Rod Drive System	✓	✓	Reactor Coolant Pumps	✓	
Containment Isolation System	✓	✓	Safety-Related Electrical Distribution System	✓	
Ultimate Heat Sink	✓	✓	Alternative Off-Site Power	✓	
Residual Heat Removal System	✓		Safety-Related Emergency Diesel Generators	✓	
Safety Injection System	✓		Safety-Related Class 1E Battery System	✓	
Refueling Water Storage Tank	✓		ATWS Mitigation System	✓	

2-3. Design basis accident

The NuScale SMR has its origins in the principle that advanced reactors can be made safer – safer to operate, safer for the public, and safer during and after accidents. From the elimination of primary coolant pumps to NuScale innovative passive emergency cooling system, NuScale design maximizes simplicity while providing defense-in-depth through redundancy, diversity, and independence of safety systems. NuScale risk-informed performance-based (RIPB) design leverages risk information in early design stages, simultaneously improving safety and reducing cost.

NuScale SMR design enhances plant safety through its deliberate design choices that eliminate or reduce the likelihood of potential accident initiators. As summarized in Table 3, six of eight traditional design basis accidents applicable to existing PWRs are eliminated or have reduced risks for NuScale NPMs.

Table 3 : Design basis accidents for NuScale

Design Basis Accident	NuScale Response
Steam system pipe break	Reduced consequences from lower fuel failure fraction
Feedwater system pipe break	No change
Reactor coolant pump shaft failure	Eliminated with natural circulation of primary coolant
Spectrum of control rod ejections	No change
Steam generator tube rupture	Reduced likelihood from tubes in compression (shell-side primary flow)
Large break LOCA	Eliminated by use of integral primary system configuration
Small break LOCA	Reduced consequences from no fuel heatup
Design basis fuel handling accidents	Reduced source term from half-height fuel assemblies and 15.2 m of water above spent fuel assemblies

2-4. DHRS and ECCS

The NPM are submerged in the reactor pool, which is part of the UHS. Passive heat removal to the UHS using DHRS and ECCS maintains core cooling without pool inventory makeup or operator action (Figure 2).

The decay heat removal system (DHRS) is used when the main steam isolation valves (MSIVs) and feedwater isolation valves (FWIVs) are closed. Once a DHRS passive condenser is in service, a closed natural circulation loop is established transferring core decay heat and sensible heat to the UHS. Emergency core cooling system (ECCS) valves open to establish natural circulation flow of reactor coolant between the reactor pressure vessel and the CNV. The CNV is immersed in the UHS, and transfers heat passively to the UHS.

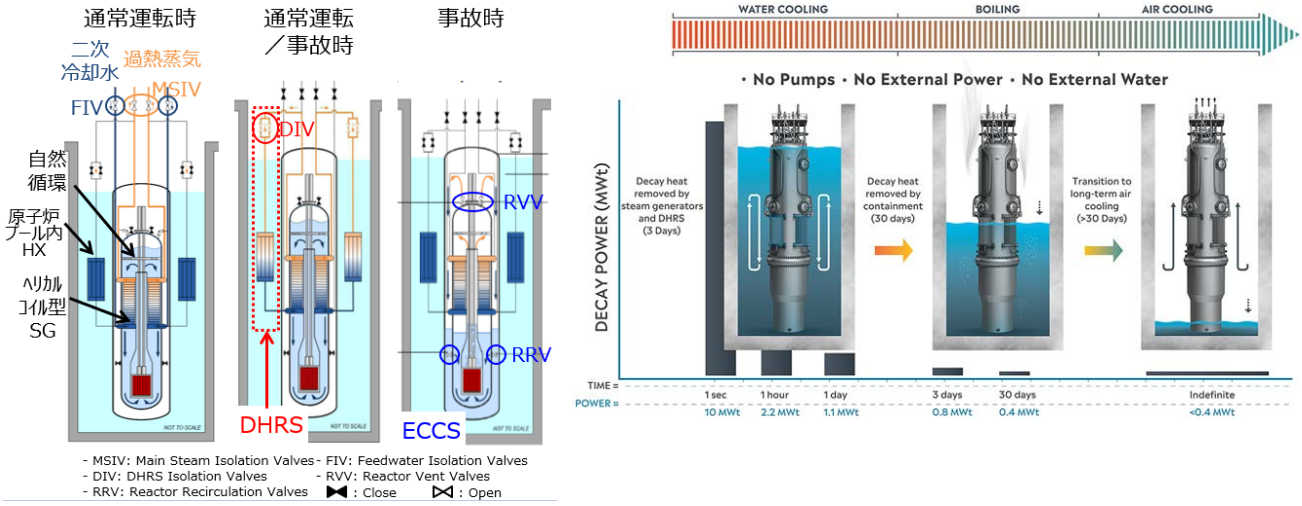


Figure 2 : DHRS and ECCS for NuScale

2-5. EPZ reduction

The NuScale-specific severe accident and source term analyses provide the technical basis for simplifying emergency planning and reducing the size of the NuScale plant emergency planning zone (EPZ) compared to traditional PWRs. Emergency planning is a fundamental part of NuScale defense-in-depth strategy with levels of defense that include accident prevention, accident mitigation, and protective actions. Based on this methodology and criteria as well as source term and radiological dose calculations, NuScale calculates that the EPZ can be reduced from the current 10-mile radius of most U.S. nuclear plants to the site boundary as shown in Figure 3. Reducing the EPZ size to the site boundary is only possible due to the incredible safety offered by NuScale design, which results in substantial reduction of societal risks to the public.

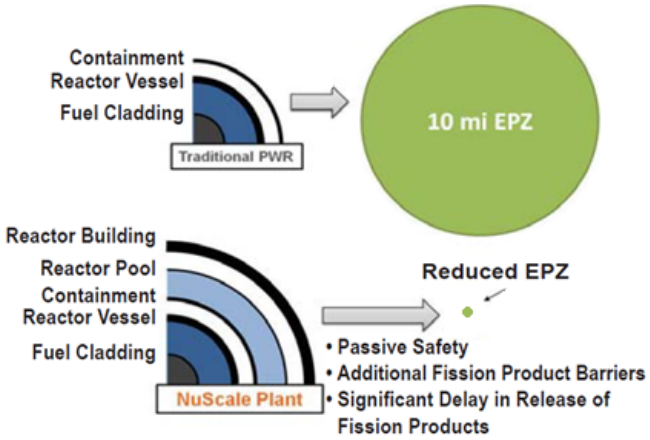


Figure 3 : NuScale EPZ

3. Regulatory Perspective

The NRC regulations include a process by which applicants can propose an alternative to existing requirements, known as exemptions. This process ensures that the alternative approach protects public health and safety. NuScale includes some exemption requests in its design certification application. These exemption requests are necessary to properly address the passive safety approach inherent in NuScale design. The design certification application provides the justification for the safety of each alternative sought by NuScale. The following seventeen (17) exemptions in Table 4 has been applied and approved by NRC.

Table 4 : List of exemptions in the US

No.	Regulation or Regulatory Guide	Description
1	10 CFR 50, Appendix A, GDC 17 & 18	Electric Power Systems
2	10 CFR 50, Appendix A, GDC 19	Control Systems
3	10 CFR 50, Appendix A, GDC 27	Combined Reactivity Control Systems
4	10 CFR 50, Appendix A, GDC 33	Reactor Coolant Makeup
5	10 CFR 50, Appendix A, GDC 40	Testing of Containment Heat Removal System
6	10 CFR 50, Appendix A, GDC 52	Containment Leakage Rate Testing
7	10 CFR 50, Appendix A, GDC 55, 56, &57	Containment Isolation
8	10 CFR 50.34(f)(2)(viii)	Post-Accident Sampling
9	10 CFR 50.34(f)(2)(xx)	Power Supplies for Pressurizer Relief Valves, Block
10	10 CFR 50.34(f)(2)(xiii)	Pressurizer Heater Power Supplies
11	10 CFR 50.34(f)(2)(xiv)(E)	Containment Evacuation System Isolation
12	10 CFR 50.46a and 10 CFR 50.34(f)(2)(vi)	Reactor Coolant System Venting
13	10 CFR 50.44	Combustible Gas Control
14	10 CFR 50.46	Fuel Rod Cladding Material
15	10 CFR 50, Appendix K	Emergency Core Cooling System Evaluation Model
16	10 CFR 50.54(m)	Control Room Staffing
17	10 CFR 50.62(c)(1)	Reduction of Risk from Anticipated Transients Without Scram

4. Summary

This paper introduced the features and passive safety of NuScale SMR, and the initiatives of regulatory and applicant in safety review for design certification of NuScale SMR in the United States.

The current Japanese new safety regulations are intended for restarting existing NPPs and are not intended for application to innovative reactors such as NuScale SMR. In addition, it is hardly reasonable to mechanically apply various SA measures newly introduced in the new safety regulations to innovative reactors such as SMR. If they do it, it is expected that the inherent benefits for the innovative reactors will be significantly impaired. In other words, new safety requirements and safety standards different from existing light water reactors should be considered and established for innovative reactors such as SMR. It should be understood that the US approach, that the applicant proposes alternatives to existing regulatory requirements that do not match the SMR and discusses with regulatory body, also illustrates one approach to such an attempt.

In other words, when considering safety requirements and safety standards suitable for an innovative reactor, the US approach is helpful, but need not be limited to it, and should be approached from a broader perspective and viewpoint. It is necessary to aim for the establishment of safety requirements and safety standards that higher safety can be achieved more rationally. Toward such a large goal, we would like to propose that gathering wisdom from industry, government and academia, a serious discussion on “What should be the safety requirements and safety standards for innovative reactors such as SMR?” should be started aggressively and quickly, first of all. We would also like to request sincerely that a new regulatory framework be applied to innovative reactors such as SMR are created based on the results of such discussions, and conclude this presentation.

2020年春の年会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について―今後の取組―

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure - Future Initiatives -

（3）海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

（事例紹介：BWRX-300）

(3) The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*松浦 正義[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. はじめに

安定電源でかつ CO2 は発生させない原子力発電が今後の世界市場で競争力を高めるには，資本費を低減するとともに，ガスコンバインドサイクル発電（火力発電）等の他電源と同等以下の発電コストを実現し，資本リスクを低減する必要がある。このような背景のもと経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており，日立 GE ニュークリア・エナジー （株）（日立 GE）は，米国の GE Hitachi Nuclear Energy（GEH）社と協調し，高度な安全性を維持した上で経済性を向上した次世代小型軽水炉の日米共同開発を進めている。

2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

2-1. プラント基本概念

BWRX-300 の主要仕様を表 1 に，概念図を図 1 に示す。BWRX-300 は電気出力 300MW 級の小型 BWR である。BWR は，原子炉で発生した蒸気を直接タービンに送る，シンプルな直接サイクル型の原子炉である。BWRX-300 では，さらなる簡素化を追求し，原子炉一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め，原子炉の主要な事故想定である LOCA（Loss of Coolant Accident: 冷却材喪失事故）の発生確率を徹底的に低減した革新的な概念を採用した。この結果，安全性を高めつつ非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削除するとともに，原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化し，出力あたりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は，機器点数削減による信頼性の向上や廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。原子炉系のほとんどの機器に実績のある技術を採用することで，開発リスク及び許認可リスクを最小化し，早期の市場投入を狙う。主要な開発項目は原子炉一次冷却材圧力バウンダリの高信頼化技術である。

表 1　BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW
燃料	UO_2 (MOX可)
目標建設単価	$2250/kW

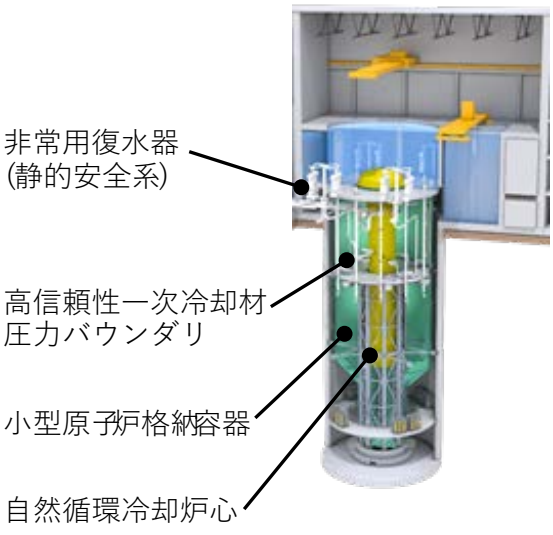


図 1　BWRX-300 の概念図

2-2. 安全設計の特徴

BWRX-300 の安全設計においては，IAEA の深層防護設計の考え方 (Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1), 2016) に基づいて，各 DL（Defense Level）毎に必要な系統・機器を設置している。各 DL の対応は図 2 及び以下に示す通りであり，選定した機器・システムの有効性は図 3 に示す包括的な安全評価 Framework に沿って評価される。

DL 1：異常発生の防止（反応度制御，燃料冷却，長期除熱等の主要な FSF（Fundamental Safey Functions））
DL 2：発生した異常の進展防止 （常用系 Safety Class 2/3 システム・機器）
DL 3：DL 2/4 と独立した Safety Class 1 システムによる設計基準事故の緩和・収束（非常用復水器（ICS, Isolation Condenser System）による原子炉冷却と除熱）
DL 4a：炉心損傷の防止（DL 3 とは独立した ICS 作動系の設置）
DL 4b：炉心損傷の緩和（静的格納容器冷却系（PCCS）の設置等）

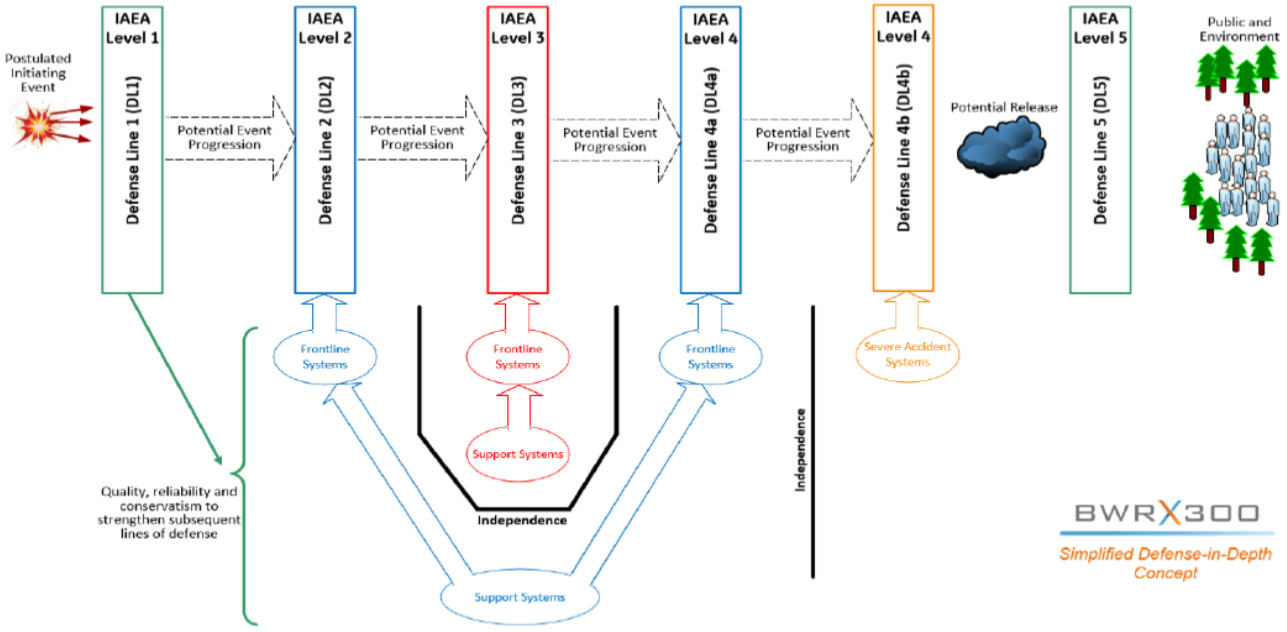


図 2　IAEA Safety Levels への対応

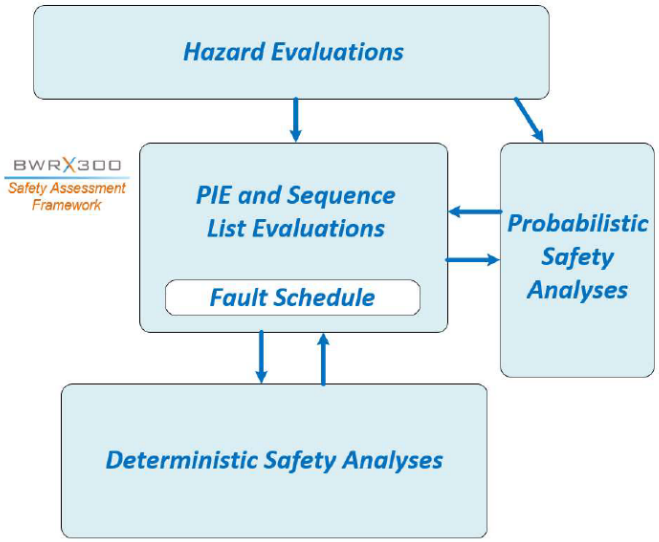


図 3　安全評価の枠組み

DL 3/4 を構成する ICS（Isolation Condenser System）は ESBWR（Economic Simplified BWR）でも採用されている。米国規制局の設計認証（Design Certification）で認可済みの，動的な機器を必要としない静的な安全系システムで，1 系統当り 33MW の除熱量を持つ。BWRX-300 では，これを 3 系統 設置することで，通常の過渡変化や ATWS（Anticipated Trasient without SCRAM: スクラム失敗事象）時の原子炉圧力上昇を抑制している。また，DL 3 としての起動制御系・弁・駆動電源と，DL 4 としての起動制御系・弁・駆動電源を独立して設置することで，万が一 DL 3 の設備として事象を緩和できなかった場合でも，DL 4 として作動することで炉心冷却と原子炉の過圧防護を可能としている。ICS を介して崩壊熱が伝達される ICS プールは，事象発生後 7 日間，水補給が不要である。

PCCS は，格納容器に蓄積した崩壊熱を，格納容器内に設置したヒートパイプを通じて格納容器上部の水プールに放出する設備であり，ICS と同じく動的な機器を必要としない静的なシステムである。

今後，安全性や社会的受容性の観点での新たなメリットも検討する予定である。一例として，出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ，静的安全系採用による電源不要な長期冷却などの特長を生かして，EPZ（Emergency Planning Zone: 緊急時計画区域）縮小についても検討する計画である。

2-3. 今後の予定

今後，2020 年を目標に概念設計を完了させる。その後は米国での先行安全審査，実証試験，サイト選定を進め，2030 年頃に北米での初号機運開を目指す。また並行して，国内，欧米諸国のプロジェクトに参画し，BWRX-300 の市場開拓を進めていく。

---

* Masayoshi Matsuura[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

2020年春の年会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について ー今後の取組ー

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure - Future Initiatives -

（4）小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向

(4) Regulatory Trends on SMRs in other countries

*鈴木 清照[1]

[1]三菱総合研究所

1. はじめに

近年、原子力導入国を中心に、小型モジュール炉（Small Modular Reactor。以下、「SMR」という。）を含む先進炉の開発が加速しており、現状 50 以上の SMR が開発中であるとされている。SMR はその名の通り、核分裂を起こす炉心やタービンに蒸気を送るシステムなどを、小型の発電モジュールに一体で納めたものであり、1 モジュールあたりの電気出力は 5 万 kW、モジュールの高さは 20～30 メートル程度のものが多い。その開発目的は、開発国や企業によっても様々であるが、太陽光や風などの強さに左右される再生可能エネルギーの出力変動に対する調整電源や、電力供給網が未発達の地域の電源として、分散配置する使い方が念頭に置かれているだけなく、海水脱塩や、産業熱利用等のアプリケーションの他、既存の石炭火力発電の置き換え等の用途も検討されている。

このような SMR については、従来炉にはない多くの特徴を有しており、主に大型軽水炉を想定した現行規制の枠組みをそのままでは適用できない、もしくは適用することが効率的でない場合もあり、各国の規制機関では SMR 等の先進炉に関する安全規制についての議論が活発に行われている。

本稿では、先進炉の中でも特に SMR を取り上げ、その特徴を概観するとともに、SMR に関する諸外国における規制動向を整理し、将来の我が国における先進炉等に関する安全評価や安全規制に関する共通課題の抽出、その課題解決等に関して、示唆を与えることを目的とする。

2. 小型モジュール炉の概要

2-1. 小型モジュール炉の特徴

SMR の代表的な特徴として、一般的に以下が挙げられる。

- 電気出力 300MW 以下
- 電力需要に応じて、モジュール数で出力を変更可能
- モジュールは工場で製造し、設置サイトまでトラックで輸送可能
- 現地で組み上げることで、工期の短縮、初期コストの抑制が可能
- 出力が小さく、冷却機能喪失時に、自然冷却による炉心冷却が可能

開発が進められている SMR としては、既存の軽水炉技術を活用した軽水炉タイプの他、高温ガス冷却炉、液体金属高速炉、溶融塩炉等様々であり、上記の一般的な特徴の他、炉型に応じた固有の特徴を有している。

また、特に SMR の安全規制に関する特徴としては、以下が挙げられる。

- 施設の大きさ：小さな炉心出力（小さな崩壊熱、高い安定性等）、小さなプラント設置面積、等
- 新しい技術の採用：受動的冷却系（自然循環冷却、重力駆動）、一体設計、特有の燃料設計、等
- モジュール設計：シンプルな設計、隣接モジュールによる影響、複数モジュールの同時監視、等
- 輸送・設置：地下・洋上・水中等の様々な設置場所、モジュールの輸送・燃料交換、等

2-2. 小型モジュール炉の開発状況

SMR は、世界的には、特に原子力導入国を中心に、脱炭素に向けたエネルギー供給手法の打ち手として注目されており、米国、カナダ、英国、ロシア、中国等を中心に開発競争が加速しているとともに、中東や東南アジア等では導入検討が行われている。ロシア、中国では国が主導して開発を進めており、ロシアでは海上浮揚式の SMR が電力供給を開始し、中国では高温ガス炉タイプの SMR 実証炉の建設が進められている。一方で、強力な政府の支援等を背景に、産業界を中心に開発が進められているのが、米国、カナダ、英国等であり、特に米国においては、NuScale Power 社が SMR として初の設計認証（DC）申請を米原子力規制委員会（NRC）に提出し、その承認が 2020 年 9 月に見込まれているなど、開発競争では一歩リードしている。

3. 小型モジュール炉の規制・許認可について

3-1. 小型モジュール炉の規制に関する国際的な動き

各国で開発が進められている SMR であるが、従来炉にはない特徴を有していることもあり、その安全規制や、許認可対応においては、国際的にも様々に議論がなされている。国際原子力機関（IAEA）においては、開発国の規制当局を中心に、各国の SMR 規制に関する知見と経験を共有することを目的に、2015 年に SMR Regulator's Forum を結成し、Pilot Project を立ち上げ、SMR の規制上の課題の特定・理解に努めている。また、2018 年には、元 NRC 委員長の Meserve 氏が、IAEA の天野事務局長（当時）に対してレターを送付し、SMR 等の先進炉の規制のあり方を提言するなど、SMR 等の新しい技術に関する安全規制について、積極的な議論がなされている。これらの議論において、基本的には従来の規制枠組みを大きく変更することは不要であるとする一方で、従来炉より安全性が高いとされる SMR の特徴を踏まえた合理的な規制を望む声が見られている。

3-2. 諸外国における小型モジュール炉の許認可状況

本項では、SMR の許認可活動が積極的に進められており、適切な情報公開等がなされている、米国とカナダを対象に、現状の SMR に関する許認可状況を概観する。

米国においては、上述したように、NuScale Power 社が 2016 年 12 月に DC 申請を行っており、2020 年 9 月頃の承認が見込まれている。また、テネシー渓谷開発公社（TVA）により、クリンチリバーサイトを想定した早期サイト許可（ESP）申請が 2016 年 5 月に申請されており、2019 年 12 月に発行が承認されている。その他、複数の開発ベンダーが、規制当局と申請前の許認可活動を進めており、規制当局と開発事業者、もしくは将来の運転事業者とのコミュニケーションを図りながら、許認可活動を進めている。

カナダについても同様であり、ベンダー設計認証（VDR）と呼ばれる取り組みを中心に、Terrestrial Energy 社等の複数の開発企業が規制当局との対話を進めており、正式な許認可活動の前に許認可上の大きなリスクの有無等について認識を合わせたうえで、対応が進められている。

4. 小型モジュール炉の安全規制について

以下では、特に米国における SMR の安全規制に関して、規制枠組みの構築プロセスを整理する他、SMR の安全規制におけるトピックを 3 つ取り上げ、概観する。

4-1. SMR における規制枠組みの議論プロセス

米国においては、2008 年頃、産業界から先進炉に関する許認可申請提出の意向が示されたことを受け、2010 年頃に、NRC により、早期に解決すべき規制課題が整理された。以降、例えば、SMR における緊急時計画区域（EPZ：Emergency Planning Zone）の設定に関しては、2013 年には産業界を代表して NEI が White Paper を作成し、規制当局とのやり取りを経て、2017 年には NRC が規制基盤案を策定しており、2020 年には規則案が発行される見通しである。このように、産業界の開発の動きと連動する形で、規制枠組みの整備が進められており、産業界の動きから大きく遅れることなく、規制枠組みの構築が行われていることがわかる。

4-2. SMR の安全規制事例

4-2-1. EPZ の縮小

TVA により提出された ESP において、半径 10 マイルの EPZ を必要とする現行の NRC 規則の適用免除を申請しており、この上で、(a)サイト境界内、(b)半径 2 マイル、の 2 ケースの EPZ を提案している。これは、現行の EPZ の設定に関する考え方を踏襲しつつ、PRA を適用した手法により、SMR の特徴に基づく EPZ の縮小の妥当性を説明した結果であり、NRC としても、このアプローチは有効としている。現状は、このアプローチを規則に取り込むための議論を継続している。

4-2-2. 安全系の電源の取り扱い

NuScale Power 社が、DC 申請とは別に、2017 年に提出した Topical Report において、同社が開発している SMR においては、安全系に相当する電源（Class 1E 電源）が不要としており、これが NRC に承認された。これは、電源に依存する安全系設備を有していないのであれば、Class 1E 電源も不要との NuScale Power 社の主張が認められたものであり、SMR の安全性、設計のシンプルさを示す一つの事例といえる。

4-2-3. ソースタームの評価手法

SMR のソースタームに関する議論については、すでに DC を申請している NuScale Power 社等と規制当局との対話を通じて議論が継続されている。基本的には、ソースタームの評価に関して、現行の規制基準の変更は不要との方向性で議論されており、現行の規制基準の考え方を踏襲することとなる。ただし、現行の規制基準を採用すると過度に保守的な評価となるため、SMR の有する特徴である、低出力や、閉じ込め性能、限定的な放出経路等を考慮する Mechanistic Source Term を適用することで、より適切に評価を行う方向で議論が進められている。

5. まとめ

本稿では、SMR の開発が世界で進められている状況を整理するとともに、特に従来炉とは異なる特徴を有する SMR に関する許認可対応状況や、その中で議論されている安全規制に関する特徴的な事例について概観した。特に、米国における SMR の安全規制については、産業界からの許認可申請の意向表明を契機とし、規制当局と産業界でコミュニケーションを図りながらルールの策定に取り組み、既存の規制要求の変更は不要とする方向性で議論を継続している。このような議論の中で、SMR の安全性の高さ等の特徴を踏まえ、最新の知見やツールも活用した新たな手法を模索しつつ、産業界と規制当局が一体となり、双方にとって合理的な規制枠組みを目指していることを示した。

*Kiyoteru Suzuki[1]

[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[1L_PL] Status and prospects of R&D for fusion DEMO

Chair:NAKAJIMA Noriyoshi(NIFS)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L_PL01] Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*Yoshiteru Sakamoto[1] （1. QST）

[1L_PL02] R&D and issues for in-vessel components design

*Hiroyasu Tanigawa[1] （1. QST）

[1L_PL03] Concept of remote maintenance and R&D issues

*Kouichi Kikuchi[1] （1. MHI）

[1L_PL04] Concept of fuel cycle system and R&D issues

*Yasunori Iwai[1] （1. QST）

[1L_PL05] General discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

（1）原型炉開発の概要と炉設計の課題

(1) Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*坂本　宜照[1]、原型炉設計合同特別チーム
[1]量子科学技術研究開発研究機構

1. はじめに

原型炉研究開発ロードマップが文部科学省科学技術・学術審議会核融合科学技術委員会により策定され、夢のエネルギー源である核融合原型炉の実現に向けた機運が高まっている。本格的な核融合燃焼プラズマ実現を目指す ITER の建設が着実に進展するとともに、次段階として発電実証を目指す原型炉の技術基盤構築に向けた産学官の体制が整備された。本講演では、日本の原型炉開発の概要と核融合科学技術委員会の要請により設置されたオールジャパン体制の原型炉設計合同特別チームが実施中の原型炉の概念設計の現状と課題について述べる。

2. 原型炉研究開発ロードマップ

日本の原型炉の研究開発は段階的アプローチで進められ､現在は ITER を中核装置とする第三段階にある。原型炉研究開発ロードマップでは、ITER でのエネルギー増倍率 10 程度以上のプラズマ長時間燃焼の達成が想定される 2035 年頃に原型炉を中核装置とする第四段階への移行判断を行う。それまでに、BA 活動の一部である JT-60SA による研究開発、核融合中性子源建設による照射試験、原型炉概念設計・工学設計、実規模技術開発、ブランケット開発等を並行して進め、2020 年頃に第 1 回中間 C&R 及び 2025 年頃から数年以内に第 2 回中間 C&R を実施し、達成目標の進捗状況を確認する。

3. 原型炉概念設計の現状

2015 年 6 月に発足した原型炉設計合同特別チーム（2020 年 2 月現在、総勢 102 名）により検討を進めている原型炉は、核融合出力 1.5GW、主半径 8.5m のトカマク型磁場閉じ込め装置である（図 1）。21 世紀中ごろに核融合エネルギーによる発電実証を目指すため、ITER 技術基盤や JT-60SA プラズマ物理基盤に基づいた設計検討を進めている。これまでの検討により炉本体、発電系、ホットセル、周辺設備等の原型炉プラント全体像を明確にし（図 2）、核融合科学技術委員会の提示した原型炉の目標（数十万キロワット電気出力、実用に供し得る稼働率、燃料の自己充足性）を満足する原型炉概念の基本設計を完了した。

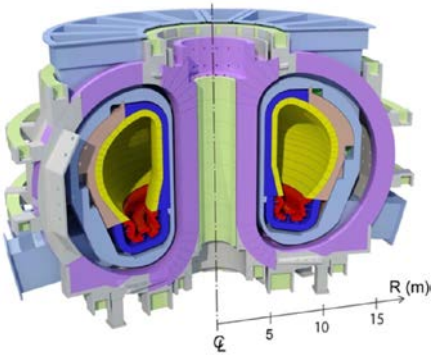


図 1　核融合原型炉の炉本体

図 2　核融合原型炉プラントの全体像

4. 炉設計に係わる課題

原型炉概念の基本設計の実現性を高めるため、加速が必要な炉設計課題として高強度低温鋼開発、DT 混合ペレット製造技術、MeV 級定常 NBI 高効率化、トリチウムインベントリー評価、第一壁保護リミター設計、炉内構造物の設計技術、炉心プラズマ設計等が整理された。

*Yoshiteru Sakamoto and the Joint Special Design Team for fusion DEMO
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2020年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

（2）炉内機器設計に向けた研究開発と課題

(2) R&D of in-vessel component design and its technical issues

*谷川　博康
量子科学技術研究開発機構

1. 概要

代表的な核融合炉内機器として増殖ブランケット、ダイバータ、およびリミターが挙げられる。磁場閉じ込め DT 核融合炉においてはいずれの機器も、強磁場下においてプラズマからの熱輻射、粒子束流入、および核融合中性子照射を受ける複合極限環境下で使用されることになる。よって、その機能および健全性を想定機器寿命の間保証するためには様々な技術課題を解決する必要がある。本発表では、特に増殖ブランケット開発の現状と課題について報告する。

2. 増殖ブランケットの研究開発

2-1. 研究開発の現状

増殖ブランケットに求められる機能は、中性子遮蔽、燃料（トリチウム：T）増殖、およびエネルギー取り出しの３機能である。日本の増殖ブランケットは、水冷却・セラミック増殖材方式を主案として検討が進められ、トリチウム増殖比（TBR）を 1.05 以上保証することは DT 核融合炉においては必須の要求であることから、熱輸送と TBR を成立させることを第一義に設計検討がすすめられてきた。さらに内圧・熱応力負荷に耐え、且つ事故時の耐圧性を有する構造として円筒型およびハニカムリブ筐体型の２案が検討されている。これらの設計の基盤技術として、構造材料（低放射化フェライト鋼）、機能材料（$Be_{12}V$、$LiTiO_3$ /Li_2ZrO_3ペブル）の開発・評価がすすんでいる。

2-2. 原型炉にむけた技術課題

原型炉にむけた増殖ブランケット開発における最大の課題は、未体験の極限環境下における圧力容器の構造健全性と TBR 確保を両立させなければならない点にある。すなわち、不確定要素が多い場合に耐熱耐圧性能を確保するには厚肉構造にすることで構造強度を大きめにとることが解になりえるが、TBR 確保にはブランケット構造は合理的な範囲で限りなく薄肉構造にすることが要求される。一方、プラズマ対向面側（第一壁側）は核融合中性子の重照射を受けることから、構造材の機械特性劣化が不可避である。加えて、構造材の照射後特性は、はじき出し損傷による特性劣化に加えて核融合中性子照射特有の効果（核変換生成 He, H の影響）が顕著になる条件があると予想されているが、その定量的評価は核融合中性子源による照射実験をまたなければならない。このような制限の下、最大 10T の強磁場下で強磁性体であるフェライト鋼を構造材として使うがゆえに発生するマックスウェル力、ディスラプション時に発生するローレンツ力も考慮した上で一定の寿命の間構造健全性を確保できることを、炉内に 1000 機強配置されるブランケットモジュールに対して保証することが出来て、初めて稼働率の見通しを得ることができる。

この増殖ブランケットの実環境試験として ITER Test Blanket Module（TBM）試験が行われる計画であるが、原型炉環境と比べると照射量も小さく、電磁力も相対的に弱い位置で試験されるため、原型炉条件での構造健全性に確証を得るには依然として不確定性が残る。

これらの多くの不確定性を考慮するには、決定論的設計法によるアプローチでは限界があることから、確率論的アプローチが不可欠であると考えられる。

*Hiroyasu Tanigawa
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2020年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

（3）遠隔保守の概念と開発課題

(3) Concept of remote maintenance and R&D issues

*菊地 浩一[1]
[1]三菱重工

1. 概要

核融合原型炉における遠隔保守の概念は、炉の稼働率のみならず、ブランケットセグメントの支持方法、配管構造、導体シェル構造などの炉構造に大きく影響するため、これらと整合を取りつつ開発していく必要がある。本件では、核融合原型炉の遠隔保守の概念と開発課題についての現状を報告する。

2. 遠隔保守の概念

2-1. ブランケット遠隔保守の概念

ブランケットは上部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を踏まえ 1 セクター当たり内側 2 分割、外側 3 分割としている。保守時には、上部ポート上方に収納フレーム、昇降機構、エンドエフェクタ等の遠隔保守用装置を設置して交換作業を実施する。交換手順は、冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（外側センター部～外側サイド部～内側の順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図 1 に示す。

2-2. ダイバータ遠隔保守の概念

ダイバータは下部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を考え 1 セクター当たり 3 分割としている。保守時には、下部ポートに遠隔操作となる保守セル、ラジアルムーバ、牽引車等を設置して、交換作業を実施する。交換手順は冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（センター～サイドの順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図 2 に示す。

2-3. 遠隔保守に要する時間と稼働率

上記の遠隔保守概念に基づき、遠隔保守に要する時間を評価した。その結果、ブランケットについては約 60 日／ポート、ダイバータについては約 30 日／ポートとなった。交換頻度をブランケットは 3 年、ダイバータは 1 年、キャスク 2 台での並行作業を想定すると、稼働率は 52%と試算される。

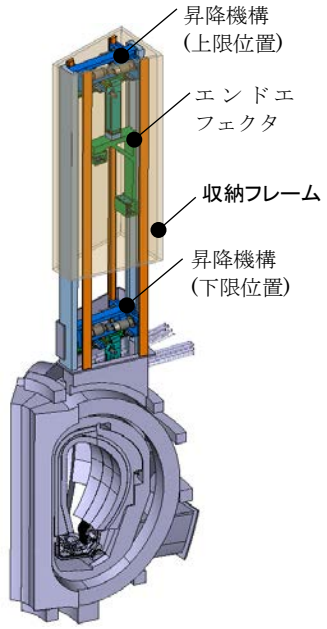


図 1　ブランケット遠隔保守機器の概念

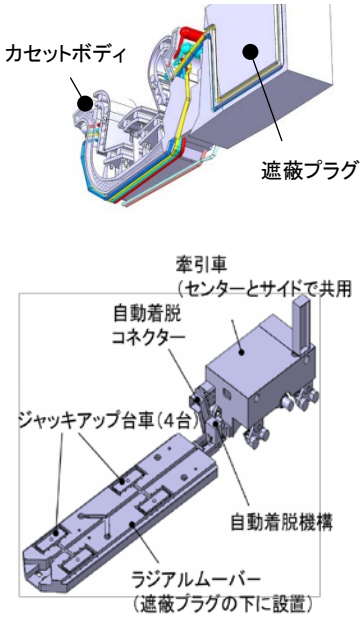


図 2　ダイバータ（センター）遠隔保守機器の概念

2-4. 開発課題

上記検討から遠隔保守を実現するに当たり必要と考えられる開発課題を整理した。

*Kouichi Kikuchi[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

2020年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(4) トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

(4) Concept of fuel cycle system and R&D issues

*岩井　保則
量子科学技術研究開発機構

1. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム

重水素-トリチウム燃料で動作する核融合原型炉（核融合出力約 1.5GW）では、燃料はガスパフ、ペレット注入、中性粒子ビーム入射加熱(NBI)により注入することを想定している。炉内における燃料の燃焼率はおよそ 1.7%と評価されており、未燃焼ガスのリサイクル利用を目的に施設内で閉じた重水素-トリチウムの燃料サイクルを原型炉施設内に設けることが必要となる。現在、南フランスで建設が進む ITER においても同様の燃料サイクルが設けられるが、原型炉の燃料サイクルは原型炉の運転上の特徴を踏まえてシステムの設計思想が ITER の燃料システムと異なることに留意を要する。原型炉の運転は定常性が増すことが想定され、実験要素の高い ITER によるプラズマ実験の要求に基づく燃料供給に関する高いフレキシビリティ要求は原型炉では緩和される。対して、ブランケットトリチウム増殖の本格化に対する対応が原型炉においては必要となることが ITER 燃料サイクルと比べた大きな違いとなる。安全規制要求を踏まえて異常発生時を含めてトリチウムを施設内に閉じ込めることが安全上の重要課題となるため、原型炉施設内でトリチウムについては施設内で閉じた循環を構築する必要が生じる。原型炉におけるトリチウム安全性を考慮し、燃料サイクルの設計段階においてトリチウムインベントリーは低減を図る必要がある。燃料サイクルにおけるトリチウムインベントリーはその大半がトリチウムの製氷化を要するペレット注入系と深冷蒸留法を適用する水素同位体分離系に存在することが見込まれる。特に後者のトリチウムインベントリーの低減には水素同位体分離要求の緩和を要する。不純物のみを取り除き、水素同位体分離系で D と T を分離することなく、D-T 混合燃料を再度注入する「ダイレクトリサイクル」と呼ばれる方法は水素同位体分離要求の緩和に有効であるが、D-T 混合燃料内に混入する軽水素がプラズマの許容限度を超過する場合は完全な「ダイレクトリサイクル」は成立せず、軽水素の除去を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。またブランケットで生産されたトリチウムの迅速な回収を目的にブランケットトリチウム回収ライン内に軽水素を添加することが提起されている。軽水素で希釈されたトリチウムはトリチウムの回収を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。原型炉の特徴であるブランケットトリチウム増殖の本格化に対しては水素同位体分離系による新たな同位体分離要求が加わることで、燃料システム全体のトリチウムインベントリーの低減には限界が予想される。また不純物である軽水素を環境に放出する場合における同伴トリチウム放出の抑制が通常運転時のトリチウムの環境放出の主因となることを踏まえ、燃料システムとしてトリチウムの環境放出を抑制する技術的対策を講じることも合わせて必要となる。

2.　燃料サイクルシステムの役割

燃料サイクルの主要な役割は以下の通りである。

・燃料成分である重水素・トリチウムの貯蔵。
・トリチウムの崩壊により生じるヘリウム 3 の除去。
・重水素、トリチウムおよび混合燃料の供給。
・トリチウムインベントリーの測定および評価。
・トリチウム処理システムへのプラズマ排ガスの移送。
・プラズマ排ガスの処理。（プラズマ対向機器からのトリチウム回収中に生じるトリチウムガス流の処理。不

純物除去と水素同位体分離により燃料成分を燃料として再利用するための処理。)
・施設内で発生するトリチウム水の処理とトリチウムの回収。
・ブランケットで生成されたトリチウムの回収と燃料純度への精製。
・通常時、メンテナンス実施時、異常発生時の雰囲気中トリチウムの除去と環境へ放出するガスの浄化。
燃料サイクルの設計はトリチウムシステムの機能要件、燃料サイクルの複雑さ、およびトリチウム除去の安全上の重要度を考慮すると、原型炉の設計および建設における主要タスクの1つにあげられる。ITERにおけるトリチウム関連の許認可の経験は、ITERの実験炉としての特殊性があるものの原型炉以降の核融合施設の参考となるものであるとの考えに基づき、日本がトリチウム関連の許認可と密接に関連するトリチウム除去系の調達をITER機構と共同で担うことで経験を蓄積している。

3. 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成
原型炉の燃料サイクルの機器構成を図1に示す。燃料ループは、メイン燃料ループ、サブ燃料ループ(不純物処理・同位体分離・貯蔵系・水処理系)とブランケットトリチウム回収ループに大別される。
1) プラズマ排ガス処理系(TEP: Tokamak Exhaust Processing System):クライオポンプにて回収されたオフガス、計測機器から生じるガス、第一壁のコンディショニングにより生じるガスなどは、パラジウム拡散器と反応器を組み合わせたTEPにて処理する。TEPにおいては、先ず水素同位体の選択的透過性を有するパラジウム拡散器を用いて、水素同位体と水素同位体を含まない不純物に分ける。不純物の化学構造においては炭化水素ガスのように分子内に水素を含むものがあるため、それらは化学処理により水素同位体ガスと水素同位体を含まない化学構造のガスに反応器も用いて分解し、水素同位体ガスは水素同位体分離系に送り、水素同位体を含まないガスは後述のADSを経由させて環境に放出する。
2) 水素同位体分離系(ISS: Isotope Separation System):不純物ガスである軽水素を除去し、重水素とトリチウムを燃料純度にまで濃縮する。水素同位体を連続的に効率よく分離する必要性から深冷蒸留法の適用を想定している。深冷蒸留法では水素同位体を液化するため、水素同位体インベントリー、特にトリチウムインベントリーが大きくなる欠点がある。またNBI用のDの製造に原理的な困難度があることに留意が必要である。
3) 貯蔵・供給系 (SDS:Tritium Storage and Delivery System):重水素およびトリチウムを貯蔵ベッド内の水素吸蔵金属と接触させ、金属水素化物の形状にて貯蔵する。燃料循環サイクルで必要とされないガスは長期保管系に移す。水素吸蔵金属としてはウランが有名であるが核燃料物質であるため日本国内に設置する原型炉においては適用に難が生じる可能性が高い。ウランに代わる水素吸蔵金属の開発を進めている。
4) トリチウム除去系 (ADS:Atmosphere Detritiation System):トリチウムを雰囲気ガスから取り除く目的で設置する。トリチウムを触媒酸化する反応器と生成したトリチウム水蒸気を回収する装置を組み合わせる。閉じ込め障壁毎に、真空容器のメンテナンス時に固相から回収されるトリチウムの除去などは通常時トリチウム除去システム(Normal Detritiation System;N-DS)、その他グローブボックストリチウム除去システム(Glove Box Detritiation System;GB-DS)や異常時トリチウム除去システム(Standby Detritiation System;SB-DS)などが設けられる。
5) トリチウム水処理系 (WDS:Water Detritiation System):施設で生じるトリチウム水のうち高濃度のトリチウム水を高度濃縮した後、トリチウムガスに変換しISSへ送る役割を担う。WDSには液相化学交換塔と電解槽を組み合させたシステムの適用が想定される。原型炉におけるトリチウム水の処理要求流量が多い場合は上記システムの上流に水蒸留塔を組み合わせるなどの措置が必要となる。

燃料サイクルは上記の複数のプロセスコンポーネントで構成され、原型炉自体が多様な運転モードを有するため、インターフェースの構成管理と制御の複雑さが燃料サイクル構築上の課題となる。施設内ガスの環境放出における検討課題としては、ADSを経由しない燃料サイクルからの軽水素放出に同伴するトリチウムの抑制がある。システム設計上、不純物としての軽水素の挙動が重要と認識しており、このための知見の集約が求められる。軽水素放出に同伴するトリチウムの抑制に対する一案はISSとWDSの一体運用であり、ISS

内で最も大きな塔である H 濃縮塔の負荷を低減しつつ、WDS で放出する軽水素中のトリチウムを確実に抑制することが期待できる。

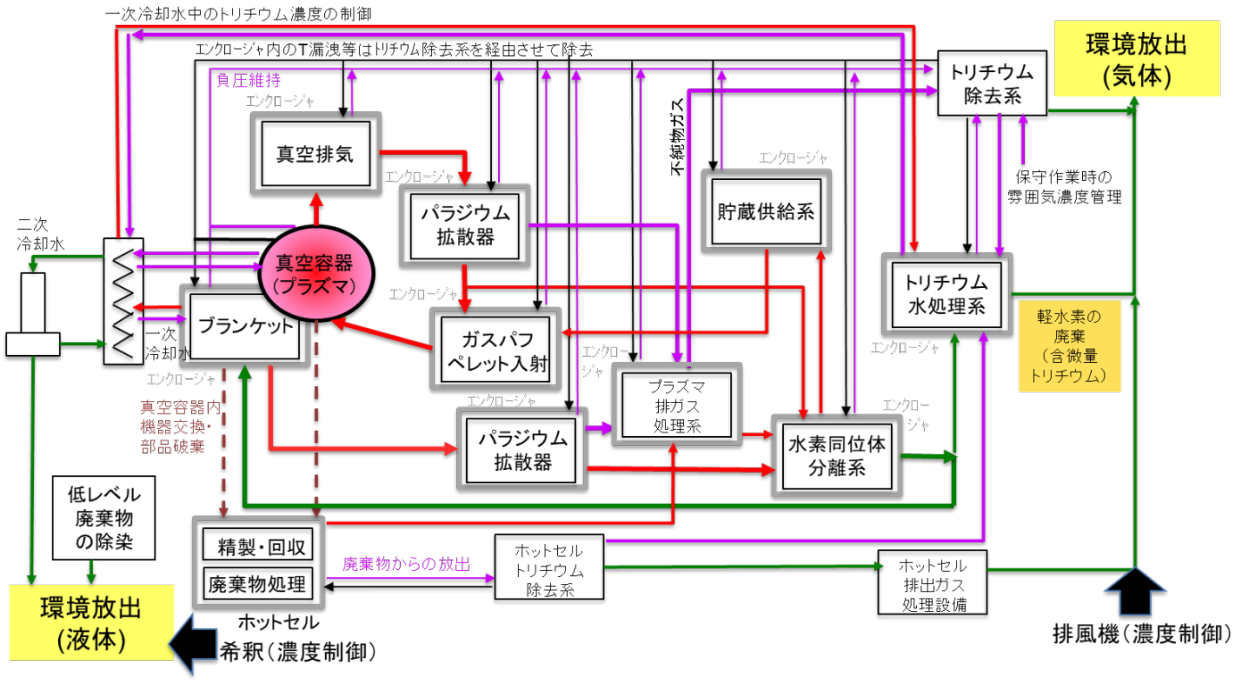


図 1 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成とトリチウムの環境への放出経路

4. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた主要な課題として以下があげられる。

4.1 トリチウム水処理システム

日本においては核融合向けではトリチウム関連主要システムの中で唯一実証されていない機器であり、また平常時のトリチウムの環境への放出のメインパスとなるプロセスである。環境へのトリチウム放出の抑制目標の実現可能性を図るためにも実証が必要である。トリチウムを燃料として使用する核融合の社会的受容性の確保にトリチウム水の適切な処理ができることを実証することは大きな意味を持つと思われる。現在の評価ではブランケットから冷却水に透過するトリチウムが約 3g/日に上り、冷却水の管理目標濃度を 1.0TBq/L として WDS で処理を要する一次冷却水処理量は 93.8kg/h と評価されている。ITER WDS の処理量は ADS 排水処理などを含めて全体で 60kg/h であり、原型炉では ADS 排水処理と冷却水処理で原型炉 WDS の必要処理量は ITER WDS の 3 倍規模となる。経済性の視点からの燃料サイクルシステムの実現可能性を確保するためには原型炉における冷却水処理要求の低減を指向する必要がある。冷却水へのトリチウムの透過抑制に関する技術開発は大学を中心に実験室レベルでは進んでおり、ブランケット冷却系へのトリチウム透過量の緩和技術の実証段階に研究を進める必要がある。また、高濃度トリチウム水の安全取扱技術の確立に向けたはシステムの耐放射線性の検証やトリチウム水による腐食評価の妥当性の検証もあわせて要する。

4.2 燃料の炉への入射および炉からの排ガスの排気

D/T 混合ペレット連続製造技術についてはペレット加速技術に則した製造技術の検証を要する。D/T 混合ペレットの製造に関しては国内外において知見は限られており、最も技術開発が遅れている分野である。必然的に大量トリチウムを用いた試験が必要であるため、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を構想する際において、施設の必要トリチウム量を決める試験計画となる。炉心からプラズマ排ガスを排気するポンプについては耐振性に対する要求と原型炉におけるポンプ設置想定位置の磁場の強弱がポンプ方式を選択する主要素と考える。

4.3 原型炉を見据えた初期装荷トリチウムの購入ルートの確保とトリチウム輸送経験の蓄積

また、原型炉を見据えたトリチウム購入ルートの再開拓を要する。世界的に核融合原型炉が計画される中、世界的にトリチウムの利用可能量は限られる。初期装荷トリチウムの確保のためにも、トリチウム購入ルートの再開拓し、先ずは次期トリチウム大量取扱い施設に向けた大量トリチウム輸送経験を蓄積しておくことは極めて重要であると考える。

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題はトリチウムを用いないと実証できない項目がほとんどである。しかし、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設は国内には存在していない。平常時のトリチウムの環境への放出量評価検討においても、環境においてトリチウムを検出限界以下に常に制御するのは達成不可能である。よって核融合原型炉の燃料サイクルシステムの化学工学的検討とともに環境影響や生体影響、生活・農水産業への影響評価研究の持続的な発展を促すことが、原型炉の安全性・社会的受容性確保の必要条件となる。トリチウムの取り扱いに関する安全性・社会的受容性を理解いただくには ITER の経験の輸入のみでは不十分であり、原型炉に向けた R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を整備し、大量トリチウムの取扱いに対する安全実証に基づいた信頼を勝ち得ていくことが不可欠である。

*Yasunori Iwai

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL05] General discussion

核融合の原型炉研究開発ロードマップが2018年7月に文部科学省核融合科学技術委員会において策定され、核融合炉の実現に向けた機運が高まっている。本セッションでは、産学連携の原型炉設計合同特別チーム（総勢～100名）が検討中の原型炉概念設計の現状と技術課題について議論するとともに、３つの重要技術として、炉内構造物の長期運用を担保する設計技術開発、高放射線下で炉内構造物を定期交換するための遠隔保守、トリチウム燃料サイクルシステム概念、について検討の現状と技術課題について紹介する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[1N_PL01] Diagnostics and characterization of concrete structures using laser driven ultrasonic techniques

*Tomonori Yamada[1] (1. JAEA)

[1N_PL02] Development of ultra-compact pulse lasers and application to preventive maintenance of infrastructure

*Yuji Sano[1] (1. NINS)

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

総合講演・報告 4 「東京大学弥生研究会」—原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発Ⅴ

Research developments using excellent properties of Lasers V

レーザー誘起超音波によるコンクリート構造物の健全性評価

Diagnostics and characterization of concrete structures using laser driven ultrasonic techniques

*山田 知典[1]，大道 博行[2]，柴田 卓弥[1]

[1]JAEA，[2]レーザー総研

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業では、作業中の機器の設置や放射性物質の閉じ込め等の観点から、原子炉圧力容器、原子炉格納容器等の構造物の長期健全性が重要視されており、事故の影響や経年劣化を踏まえた耐震性及び損傷発生時の影響、腐食等の劣化現象等の把握が望まれている[1]。これらの調査では、高い放射線の線量率により人が近づいて作業を行うのが困難な箇所があるため、ロボット等の遠隔操作機器と組み合わせた遠隔診断技術が不可欠である。レーザー技術は、加工や診断をはじめ様々な分野で着目されている。レーザー診断技術としては、トンネル等の公共インフラを対象とした保守保全技術[2]が開発されており、作業者が安全に作業を行えるとともに、効率的に検査を可能とする遠隔技術である。本研究では、コンクリート構造物を対象として、特に熱劣化の影響を遠隔から評価するために、高温曝露した模擬試験体を用いて、レーザー診断技術の開発を行っている。

2. レーザーによる遠隔診断技術

レーザー診断では、対象とするコンクリートの表面近傍にパルスレーザー照射により超音波を発生させ、その中を伝搬した超音波を計測することで内部の状態を把握する。まず、コンクリートに超音波を発生させるために、加振用レーザーを用いてレーザー照射を行った。コンクリートにレーザーを照射すると、表面でプラズマが発生するとともにアブレーションが起こり、その反作用で高い圧力が発生し超音波が励起される。本研究では対象物内部を伝搬する超音波(縦波)に着目した。超音波の計測には、加振用レーザーと干渉しないように、波長の異なる計測用連続発振動作レーザーを用いて測定点にレーザー照射を行い、超音波の伝搬に伴う測定点の速度をドップラー効果により検出する。変位の大きさは速度を時間積分することにより求める。レーザー診断の妥当性を検証するため、超音波探傷で用いる探触子と比較を行った。対象物は直径 100 mm、高さ 200 mm の円柱状のコンクリートであり、加振用レーザーを照射して発生させた超音波を計測用レーザー、探触子でそれぞれ計測した。円周方向の 3 点でそれぞれ計測したところ、計測用レーザーでは平均 24.7 μs、探触子は平均 24.4 μs であった。同様に複数の箇所で計測したところ、各位置で相関が得られ、遠隔から精度良く測定できることが確認できた。さらに、熱劣化の評価に向けて、高温曝露したコンクリートを用いてレーザー診断を行い、曝露温度に応じて超音波の伝搬時間が長くなることを確認した。これは、水分の蒸発に伴う密度変化や圧縮強度、静弾性係数等の変化を反映しており、遠隔でその差異を計測可能である。

3. おわりに

レーザーを利用した診断技術により、遠距離からコンクリート中の超音波の伝播時間を計測し、その健全性を評価できる見通しを得た。現在は熱劣化に着目して研究開発を進めており、模擬体試験体を用いてデータベースを構築することで、現場等での評価に貢献できるよう開発を進める。

参考文献

[1] 基礎・基盤研究の全体マップ(2019 年版), https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/platform/map_2019.html

[2] 島田 義則、オレグ コチャエフ、倉橋 慎理、保田 尚俊、御崎 哲一、高山 宜久、曽我 寿孝、“レーザによるコンクリート剥離検査技術開発”、電気学会論文誌 C、Vol.139、No.2、2019、P.131-136

*Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[2] and Takuya Shibata[1]

[1]JAEA, [2]Institute for Laser Technology

2020年春の年会

総合講演・報告 4 「東京大学弥生研究会」—原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 V

Research developments using excellent properties of Lasers V

超小型パルスレーザーの開発とインフラ予防保全への展開

Development of ultra-compact pulse lasers and application to preventive maintenance of infrastructure

*佐野 雄二[1]

[1]自然科学研究機構　分子科学研究所

1. はじめに

電話やコンピューターは小型化と携帯性により、日常生活の隅々まで普及した。高出力のパルスレーザーは化学反応制御、高感度分析、粒子加速など最先端の研究開発に活用されているが、設置環境に敏感なため屋外での使用は難しい。内閣府 ImPACT プログラム[1]にて開発した手の平サイズの高出力パルスレーザーは持ち運びが容易で電池駆動も可能なため、インフラのメンテナンスへの適用が期待されている。ここでは、レーザーピーニングを例として、電力設備、航空機、橋梁などの予防保全への展開について議論する。

2. 超小型パルスレーザーの開発

ImPACT で開発した手の平サイズのパルスレーザーを図 1 に示す[2]。パルスエネルギーは約 20mJ であり、レーザーピーニングに一般的に使用される Q スイッチ Nd:YAG レーザーと比較してパルスエネルギーは約 1/10 と小さい。しかしながらパルス幅が 1ns 以下で従来の約 1/10 と短く、ピーク出力は同程度となるため、これまでと同様な効果を期待することができる[3]。

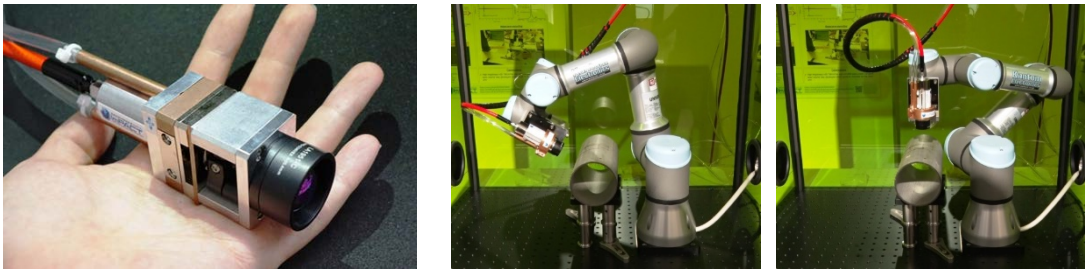


図 1　超小型パルスレーザーと配管への適用イメージ

3. インフラ予防保全への展開

図 1 と同様のレーザーを使用し、航空機用アルミニウム合金や橋梁用鋼板試験体にレーザーピーニングを施した。次に疲労試験を行い、試験体の寿命延長効果を確認した。このレーザーは 3 次元形状計測（LIDAR）用の光源としての使用も可能であり、レーザー超音波探傷における超音波励起光源としての利用も可能である[4]。いずれもシステムの大幅な小型化が見込めるため、インフラのメンテナンスへの適用が期待される。

4. おわりに

今回の開発により、高出力のパルスレーザーが研究室内に留まることなくインフラのメンテナンスなどに広く活用されることを期待している。講演では、ImPACT で開発したレーザーを使用したレーザーピーニングの結果や原子炉、航空機、橋梁など社会インフラのメンテナンスへの適用概念について報告する。

参考文献

[1] http://www.jst.go.jp/impact/program/03.html,　http://www.jst.go.jp/impact/sano/index.html.

[2] https://www.youtube.com/watch?v=nMsOkkEPK5I.

[3] 崎野良比呂, 他: 疲労対策用レーザピーニングの低出力化に関する検討, 溶接学会論文集, 36-3 (2018), 153-159.

[4] 浅井知, 他: 溶接のリアルタイム品質保証を可能にするスマート溶接システム, 溶接技術, 2019 年 9 月号, 産報出版.

*Yuji Sano[1]

[1]Institute for Molecular Science, National Institutes of Natural Sciences

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

[1O_PL] Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O_PL01] Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

*Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

[1O_PL02] Application of nuclear reactor thermal-hydraulics to risk assessments

*Atsushi Ui[1] (1. CRIEPI)

[1O_PL03] Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*Kazuo Yoshida[1] (J1. AEA)

[1O_PL04] Panel Discussion

*All Presenters[1]

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

（1）リスク評価における熱流動解析の寄与

(1) Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

丸山 結[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

安全の指標としてリスクを活用する際には、それを定量的に評価することが不可欠である。確率論的リスク評価（PRA）は定量的にリスクを評価する強力な手法であるものの、それを活用する上では、多様な分野に係わる専門的な知識を必要とする。熱流動は、シビアアクシデントの進展やソースタームの評価を伴うレベル 2PRA、火災 PRA、再処理施設等の PRA 等において、中心的な役割を果たす分野の 1 つである。本稿では、この中から、レベル 2PRA におけるソースターム評価を中心に、リスク評価における熱流動解析の寄与について述べる。

2. シビアアクシデント時におけるソースターム評価

リスク評価におけるソースターム評価の観点からは、環境中に放出される放射性物質の量や化学形のみならず、放射性物質がどのタイミングで環境中に放出され、そのような事態がどの程度の確率で生じるかを評価する必要がある。一方、シビアアクシデント時におけるソースタームに係わる現象とその評価には、現象が多岐にわたり複雑である（マルチスケール・マルチフィジィックス）、そのため、現象の理解が不十分であること等に起因して、一般的に大きな不確かさが存在する、不確かさが大きいことを考慮して過度に保守的な評価を行うと、非現実的な結果を導く可能性がある等の特徴をある。リスク評価における役割を高い信頼性を持って果たしていくためには、最新の技術的知見を常に調査・分析するとともに、不確かさ解析や詳細な感度解析を通じて優先度の高い課題を選定し、効果的・効率的に不確かさの低減を図ることが重要であると考える。

(a) 放射性物質の挙動

燃料中に閉じ込められていた放射性物質は、炉心の損傷・溶融により燃料から放出され、原子炉冷却系内や格納容器内を移行しつつ、格納機能の喪失に伴って環境中に放出される。この過程において放射性物質の挙動に係わる様々な現象が生じる。これらの現象のほとんどは、大なり小なり熱流動の影響を受ける。米国の MELCOR コード等のシビアアクシデント総合解析コードにおいては、これらの現象がモデル化され、多様なシナリオに対する放射性物質の挙動を原子炉圧力容器内外の炉心溶融進展を含む熱流動挙動と関連づけて予測する性能を有している。その意味では、シビアアクシデント総合解析コードのリスク評価に対する寄与は極めて大きい。一方、東京電力福島第一原子力発電所における事故を踏まえた場合、未だモデル化が不十分な現象があることも否めない。その例として、従来の想定とは大きく異なる状況下におけるプールスクラビングによる放射性物質の除去や長期的なソースタームに影響する放射性物質の再移動（Remobilization）が挙げられる。これらの現象は、気液二相流や放射性物質の化学的挙動を支配し得る気液の温度や雰囲気の酸素ポテンシャルとの関連性が極めて高い。

放射性物質の挙動について、全てをシビアアクシデント総合解析コードに頼ることには困難が予想される。個別現象を詳細に解析する機構論的な解析コードを整備し、シビアアクシデント総合解析コードを補完する形で間接的にリスク評価に活用することや、機構論的解析コードの結果に基づいて統計モデル等の代替モデルを構築し、シビアアクシデント解析コードに組み入れることにより、より実効的にリスク評価に寄与できることもあり得ると考えられる。

代替モデルの活用は、近年、活発な研究・開発が進められている、シミュレーションと事故シナリオの同定等をより動的に結び付けたダイナミック PRA においても有用であると考えられる。動的 PRA は、一般的に、高い計算コストを必要とする一方で、レベル 1PRA とレベル 2PRA をシームレスにつなぐことができる潜在的な利点を有している。ダイナミック PRA の研究・開発は、引き続き、国内外の研究機関や大学等において進められ、放射性物

質の挙動を含む熱流動解析の役割は一層大きくなると予想される。

(b) 格納機能の健全性

格納容器の破損頻度、破損時期や破損の規模は、ソースタームの評価のみならず、安全目標を代替する性能目標との比較という点においても重要である。格納容器の破損には、どちらかというと静的な現象である過圧破損や加温破損、衝撃力やミサイルの発生を伴うエナージェティック事象による破損、格納容器破損とは直接は関連しないものの、格納容器のバイパスを引き起こす事象（シビアアクシデント発生後における蒸気発生器伝熱管の熱的な破損等）がある。過圧破損や加温破損は、文字通り格納容器の圧力や温度が関連する破損であるため、熱流動解析の役割は大きい。

過圧破損を引き起こす可能性のある現象として、格納容器内で生じる溶融炉心／コンクリート相互作用（MCCI）がある。MCCI の発生防止あるいは影響緩和を目的として、溶融炉心が格納容器内に落下する前に格納容器内に注水し、その水により溶融炉心を冷却する対策（ウェットキャビティ方策）が考えられており、現在は、保守性を考慮した決定論的な手法を用いてこの対策の有効性が評価されている。この手法は一つの考え方であり、それを否定するものではない。しかしながら、溶融炉心が水中に落下した場合には、溶融炉心の粒子化や床面での拡がり等、多くの現象が水中で進行する。このような点を考慮するならば、溶融炉心の挙動を機構論的に考慮できる熱流動解析コードを活用した、溶融炉心の冷却に成功する条件やその条件が出現する確率の評価を通じて、より高い説明性をもって当該対策の有効性に係わる知見を見出すことが期待できる。また、機構論的な熱流動解析コードにより、溶融炉心が水中に落下した際に水蒸気爆発が発生した場合、その影響が格納容器の健全性に対して軽微となる水深等を様々な条件に対して評価できる可能性がある。水素爆燃や爆燃／爆轟遷移等、他の現象についても、個別の熱流動解析コードに基づいた結果をリスク評価に展開することを視野に入れておくことが望ましいと思われる。

3. まとめ

レベル 2PRA におけるソースターム評価を例に採り、リスク評価における熱流動解析の寄与について簡単に述べた。レベル 2PRA の分野に限らず、熱流動は、リスク評価において非常に重要な役割を果たしている。最新の技術的な知見を反映しつつ、熱流動解析に係わる技術を継続的に改善することに加えて、その技術をリスク情報を活用した様々な活動に応用していくことが、更なる技術の発展やリスク評価に携わる人材の育成という観点からも重要であると考える。

Yu Maruyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価
Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(2) 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開

(2) Application of Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics to Risk Assessments

*宇井　淳[1]
[1]電力中央研究所

1. 緒言

本稿では，原子炉施設の安全評価や PRA における熱流動解析の位置づけ，リスク評価との融合に関する検討，東電福島事故後の熱流動解析の役割，高度化に向けた取組等を紹介し，今後の展望を述べる。

2. 熱流動解析の目的と適用事例

2.1. 安全評価における熱流動解析

原子炉施設の熱流動解析は，原子炉設置許可等の安全評価において，安全設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適否の確認を目的として実施されてきた。安全設計の妥当性確認には，「運転時の異常な過渡変化」(AOO)や「事故」について解析し評価をする。「事故」については，原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のあるシナリオを代表的な事象として選定し，その事象が発生した場合の工学的安全施設等の緩和系の設計の妥当性を，種々の不確かさを包含するような保守的な条件や数値モデルを選定して解析を行い，判断基準に適合することによって確認する。非常用炉心冷却系等の設計の根拠(basis)となるため，設計基準事故(DBA)と呼ばれる。これらの解析は，原子炉の反応度や出力挙動の解析とともに原子炉システムの熱流動解析が中心となる。

保守的な条件と評価用モデルの解析コードによる評価に対して，種々の不確かさを条件やモデルに与えて最適評価コードを用いて解析し，その結果の不確かさを踏まえて判断基準への適合性を確認する統計的安全評価手法[1]が発展している。国外では広く活用されており，主に運転制限に関わる事象に適用されている。

2.2. 確率論的リスク評価(PRA)における熱流動解析

PRA においては，レベル 1PRA では成功基準解析，レベル 2PRA では事故進展解析が行われる。最確推定を原則として，対象とする事故シナリオを精度良く解析できることが検証された解析コードを用いる。事故進展解析の目的は，成功基準の設定，プラント熱流動の挙動，炉心損傷や原子炉容器破損の事象の発生時期，事象の緩和手段に関わる運転員の操作余裕時間，過酷事故(SA)現象による格納容器負荷を解析するとともに，格納容器イベントツリー(CET)のヘディングの分岐確率の計算に必要な情報を求めることである。

レベル 2PRA のソースターム解析では，燃料からの放射性物質の放出量の時間変化を SA 解析コードで解析する。不確かさ解析とその相関分析等から，結果に影響を与える現象やモデルの重要度を定量化するといった系統的な分析ができるので，その後の対応の優先順位の判断に役立つ。PRA がレベル 1, 1.5, 2 とリスク指標が変わることにより，着目する現象やシナリオの重要度は変わり得る。レベル 2PRA による頻度だけでなく影響を踏まえたリスク分析は，低頻度・高影響のシナリオを捉えることができるとともに，放射線影響から環境を護る観点も強化され，安全性向上に向けた対応の意思決定の重要な指標となる。

2.3. 決定論と確率論の融合に関する検討

2000 年代には，OECD/NEA や IAEA 等の国際プロジェクト，タスク等において，決定論と確率論の融合に関する議論がなされてきた。OECD/NEA では，不確かさやスケーリングを考慮して最適評価コードを用いる統計的安全評価手法(BEPU)に関する BEMUSE プロジェクト[2]，安全余裕の定量化手法 SMAP の開発[3]，その SMAP 手法の適用性の確認するタスク SM2A[4]などが実施された。このタスクでは，各国から決定論と確

率論の専門家がひとつのチームに参集して議論を重ね，PRA の事故シーケンスの分析や機器の復旧等を考慮して 10%の原子炉増出力を想定した場合の燃料被覆管最高温度(PCT)の変化から安全余裕を定量化した。これは，事故進展の時間依存の情報を取り込んでおり，動的 PRA に通じる先駆的な検討であった。

IAEA においても，決定論と確率論の harmonization を主題とした種々の Topical meeting が開催され，PSA に基づき，現実的かつ不確かさを踏まえた入力データと最適評価コードを用いる方法等が提示された。その検討の一部は，IAEA SSG-2[5]などに反映されている。

2.4. 東電福島第一原子力発電所(1F)事故以降の熱流動解析の役割

1F 事故後の新規制基準では，想定を超える事故や自然災害の発生においても，炉心損傷の防止，格納容器破損の防止，放射性物質の拡散の抑制の対策（重大事故対策）が要件となった。設置変更許可では，評価対象として追加すべき事故シーケンスの有無を確認する際に PRA を用いることとなり，熱流動解析（事故進展解析）の結果から，設備，手順及び対策の有効性を評価することとなった。また，事業者の自主的な安全性向上の取組を促進することを目的として，安全性向上評価の制度が導入され，PRA や安全余裕の評価を届出ることとなった。原子力規制委員会の運用ガイドでは地震や津波の外的事象 PRA の内容が例示されている[6]。

米国では，最先端技術に基づく原子炉の事故進展解析の研究（SOARCA 計画[7]）が長い間非公開で続けられてきたが，1F 事故後に情報公開請求[8]により一般に知られるようになった。このプロジェクトは，PRA までは実施していないものの，1F 事故の進展に類似した長期全交流電源喪失のシナリオで熱流動解析を既に行っていたこともあり，注目を集めた。RCIC 等の停止時間の想定などは 1F 事故とは異なるが，事故の経験の前からこのような事故進展解析を実施しておくことにより，さまざまな洞察(insight)が得られると考える。NRC スタッフによるレベル 3PRA の進め方の選択肢を検討した文書（SECY-11-0089[9]）に対する委員の回答では，その時点の SOARCA はまだ不十分であるとし，4 年間でフルスコープ PRA の実施を SOARCA 計画の上に構築するよう NRC スタッフに求めた。その結果，高影響シナリオの分析と安全対策が従来対象としていたシナリオより低頻度のシナリオまで及び，リスクマネジメントの路線に規制方針がシフトすることが予想されたが，実際にはその後の SOARCA の取組は時間を要している。

3. NRRC における検討

3.1. レベル 2PRA の格納容器イベントツリー(CET)の分岐確率の定量化

通常の内的レベル 1PRA のイベントツリーのヘッダは，系統や機器のランダム故障等を扱うのに対して，レベル 2PRA の CET のヘッダには，MCCI，水素燃焼，水蒸気爆発等の熱流動の現象や，誘因 SGTR 等のシナリオが含まれる。熱流動の現象を確率論的な評価に引き渡すには，それらの現象の発生頻度や確率分布を扱うことになる。従来，熱流動現象の分岐確率の定量化には，Theofanous らの開発した ROAAM 法[10]が用いられている。当所では，ROAAM 法に比べ，より演繹的なアプローチを指向する PRD 法の活用を検討してきた。PRD 法は，定量化する分岐確率の現象を頂上事象とし，それに関連する基底事象との関係を関数ゲートとして表し，基底現象の取り得る不確かさ分布と関数ゲートの関係から，頂上事象の確率密度関数を導出できる。この方法により，溶融デブリのドライアウト熱流束や MCCI 等の分岐確率を定量化した[11]。

3.2. 温度誘因蒸気発生器細管破断(TI-SGTR)の熱流動解析からリスク評価への展開

一次系が高圧，SG がドライ，二次系が低圧（High/Dry/Low）となる多重故障のシナリオでは，誘因 SGTR の発生が想定される。このシナリオでは，一次系配管を構成するクロスオーバーレグに冷却水が溜まる状態（ループシール）が生じるかどうかにより一次系の破断位置（SG 細管，ホットレグ，加圧器サージ管など）が変わり得るため，熱流動解析による事故進展の分析が重要となる。NRRC では，NRC による誘因 SGTR の最新の評価手法（NUREG-2195）を参考に，国内の PWR に当該手法の適用性を検討した。具体的には，原子炉システムの熱流動解析と構造解析により，ループシールの形成の有無，各部位における熱負荷と周方向応力を考慮したクリープの進展の累積を評価することにより，シナリオに応じた破断位置を確認するとともに，CET の拡張方法を示し，PRA に展開した。また，レベル 2PRA の実施ガイドに盛り込むべき内容を抽出・整理し，国内事業者及び原子力ベンダーにその手順や手法を共有している。このアプローチは，熱流動解析，

構造解析，リスク，安全余裕等の複数の観点で取り組んでいることから，Risk-Informed の検討と言える。

3.3. リスク評価の高度化・発展に向けた取組

従来の PRA では，イベントツリーのヘッダの並びは固定され，その数にも実用上の点から制限が生じる。また，成功か失敗の boolean 型で表現されるので，事故シナリオの時間的な経過を伴う変化，部分的な成功や系統・機器の復旧等のモデル化等の表現力は必ずしも十分とは言えない。また，1F 事故時における隣接号機の影響や，臨機応変に対応した 1F の現場のレジリエンス等をすべて考慮したリスク評価は，現状では困難である。このような課題を解決し，リスク評価を高度化する方法として，マルチユニット PRA[12]や，動的 PRA の研究が進められている。動的 PRA は，離散型動的イベントツリー(DET)手法，ランダム・サンプリング法，及び両者のハイブリット手法に分類されている [13]。楠木らは，その課題として，計算コスト，成功／失敗の分岐確率，人的過誤確率を挙げている [14]。今後，これらの課題が解決されていくことが期待される。

動的 PRA では時間依存の多岐にわたるシナリオを扱うために，大量の試行回数が必要となるが，それを効率的に進めるために，種々の不確かさを踏まえた解析とともに，サロゲートモデルを活用する方法が提案されている。NRRC では，動的 PRA ツール RAVEN[15]と熱流動解析コード RELAP/SCDAP を用いた津波 PRA の成功基準解析の高度化の検討を開始した。限られた試行回数の熱流動解析の結果からサロゲートモデルを構築し，膨大なケースの熱流動解析を代用することで，動的 PRA のような時間経過を踏まえたリスク評価の高度化を目指す予定である。このようなアプローチは，多方面に応用できる。たとえば，実測値に基づいて，相関式等のモデルパラメータを適正化するデータ同化(Data Assimilation)という手法がある。大量のデータをネットワークモデルで扱う機械学習とも類似点は多い。10 万回のオーダーのサブチャンネル解析の実施は現実的には困難であることから，データ同化でサロゲートモデルを作成し，それを活用してベイズ推定に基づくマルコフ連鎖モンテカルロ法により大量の試行を行い，モデルパラメータを適正化し，その値を用いることで炉内二相流のボイド率予測の精度が向上することを経産省の安全性向上委託事業において確認した [16]。熱流動解析とリスク評価にとって，実験等による実測値のデータベースは，依然としてモデル開発と妥当性確認のために重要であり，モデルの高度化や不確かさの低減に資する知見を拡充していくことが重要である。

4. 結言

熱流動解析とリスク評価の課題と今後の活用に関わる展望を以下に記す。

- 原子炉システムの熱流動解析では，不確かさとスケーリングの扱いが重要である。扱う現象やシナリオにより不確かさの程度が異なるが，総じてプラント状態が AOO, DBA, SA と後段となるほど不確かさは大きい。熱流動・安全に関わる知見を拡充し，認識論的不確かさを低減していくことが重要である。また，SOARCA のような熱流動解析による事故進展の分析により，多くの洞察が得られる。
- リスク評価の主たる目的は，原子炉施設の脆弱点を特定していくことである。低頻度・高影響シナリオも視野に，プラント全体のリスクプロファイルを把握し，リスクを低減させるための対策を検討し，継続的に安全性向上に努めることが重要である。リソースの投入先の優先順位等の検討や意思決定の際にリスク情報を活用することで効率的に取り組めるものと考える。
- 従来の PRA では扱いが困難であった時間依存のシナリオ等を適切に考慮するため，リスク評価手法自体の高度化も期待される。

参考文献

[1] 例えば，Regulatory Guide 1.203
[2] NEA/CSNI/R(2008)6, NEA/CSNI/R(2009)13, NEA/CSNI/R(2011)4, Nucl. Eng. Des. 241, 4206-4222
[3] NEA/CSNI/R(2007)9
[4] NEA/CSNI/R(2011)3, NURETH-13, N13P1306 (2009), 宇井，江畑, 2009 秋の大会, L18
[5] IAEA Specific Safety Guide, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, No.SSG-2
[6] 炉規法 43 条，実用炉則 99 条，運用ガイド 1311273
[7] NUREG/BR-0359, NUREG-1935, NUREG/CR-7110
[8] Edwin Lyman, FOIA/PA-2011-0083
[9] U.S.NRC, SECY-11-0089, July 7, 2011
[10] NUREG/CP-0138
[11] 宇井，中村，鈴木，村田，遠藤, 2015 秋の大会, F29
[12] 三浦，猪股，神田，吉田, 2018 春の年会, 3B_PL03
[13] 下崎，伊東，濱口，出井，久保，安全研究成果報告（中間）（案）(2019)
[14] 楠木，高木，中村, INSS Journal, Vol.26, 2019, C-2
[15] INL, INL/EXT-15-34123, 2017
[16] A. Ui, *et al.*, NURETH-18, 28277, 2019 秋の大会, 1F02

2020年春の年会

*Atsushi Ui[1] [1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2020年春の年会

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(3) 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価

(3) Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*吉田 一雄[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 核燃料施設のリスク評価における熱流動解析の役割　2019年6月に刊行された「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準（AESJ-SC-P011：2018）」においては「Graded Approach」の考え方に基づき、比較的簡略な手法による「概略的なリスク評価」と、発電炉のPRA（Probabilistic Risk Assessment）に準じた「詳細なリスク評価」の組み合わせが採用されている。「概略的なリスク評価」の役割の一つに、「詳細なリスク評価」の対象とする事故の候補の選別がある。「概略的なリスク評価」おける施設外への放射性物質の移行量評価では、従来の決定論的評価で用いられてきた「五因子法」が適用される。この手法の重要な因子である「気相への移行割合」は、関連する実験データを参照して保守的に設定された値が用い、排気系に設置されたフィルタでの除去のみが考慮される。これに対して「詳細なリスク評価」では最確推定を基本とするため気相への移行割合及び施設内での移行挙動評価では、事故時に想定される熱流動を評価する必要がある。

2. リスク評価で考慮すべき熱流動　核燃料施設で想定される代表的な事故には、再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故、燃料加工施設の焼結炉の水素爆発が挙げられる。これらの事故のリスク評価では次の熱流動を考慮する必要がある。

(a) 再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故　高レベル廃液（FP の硝酸塩を含む硝酸溶液）貯槽の冷却機能が全喪失しその状態が継続すると廃液が沸騰しいずれ乾固する。乾固時には，含有硝酸塩の脱硝反応が進行しNO_xが発生すると考えられる。溶液の沸騰及び脱硝反応に伴い発生する気体（水蒸気，硝酸蒸気あるいはNO_x）とともに貯槽から放出される放射性物質は，セル内に流出し，セル排気系から排気筒放出されるか，又はセルから建屋内へ逆流し建屋排気系を経由し排気筒から放出される。

(b) 燃料加工施設の焼結炉の水素爆発　焼結炉内部は高温であり，侵入した空気はその場で水素を燃焼させ，水素爆発には至らないと考えられる。しかし，焼結炉内圧管理失敗かつ内圧低下検知失敗した場合水素爆発に至る可能性がある。水素爆発により内圧が上昇しても圧力逃がし機構により焼結炉設備の健全性は保たれると考えられるが，圧力逃がし機構が故障すると，炉内の内圧上昇で炉壁等が損傷する可能性がある。水素爆発の圧力上昇を解析し、閉じ込め境界の健全性の評価が重要となる。

3. 再処理施設の詳細なリスク評価での熱流動解析の例　解析には，発電用原子炉施設でのシビアアクシデント解析コード： MELCOR を用いて、施設内の蒸気の流れ、各区画内の凝縮水量、エアロゾル移行量を解析する。図.1 に MELCOR 解析での実規模の仮想的な施設の建屋内の区画を表す分割モデルを示す。JAEA で開発した沸騰模擬ツールを用いて解析した崩壊熱による廃液の温度上昇、硝酸及び水の蒸気発生量、エアロゾル発生速度等は熱流動解析の境界条件となる。ただし、MELCOR は硝酸を扱えないのでモル量で等価な水として考慮している。エアロゾルでの移行だけでなく、廃液の乾固前後で廃液中のルテニウム（Ru）が揮発性化学種であるRuO_4に変化し気相へ移行する。RuO_4はNO_x及びその派生物との化学変化で凝縮水に移行することが実験的に確認されている。この挙動は Ru の移行に影響する。JAEA では、熱流動解析結果を境界条件として個々の区画でのNO_x、硝酸等の窒素酸化物の化学挙動を解析する SCHERN コードを開発し、Ru の移行量評価の精度向上を図っている。

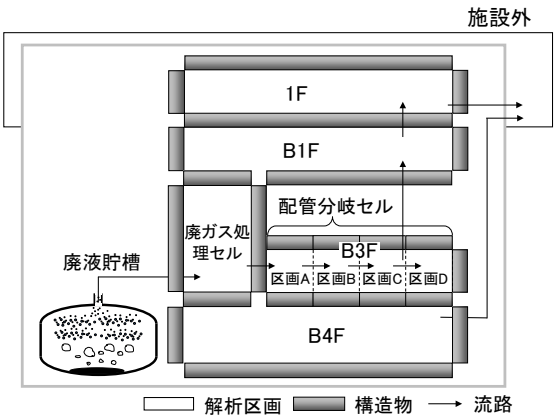


図.1 仮想的な再処理施設のノード分割

*Kazuo Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room O)

[1O_PL04] Panel Discussion

*All Presenters[1]

リスク評価では施設のシステムの挙動をモデル化するがその解析に熱流動解析が重要な役割を果たす。近年は、静的な確率論的リスク評価と熱流動評価を統合したDynmaic PRA等の技術の研究も進められている。本企画セッションではリスク評価に活用する熱流動評価の最先端の技術開発に関する取組について講演し、リスク情報活用のためのリスク評価に関し、熱流動評価の課題、今後重点指向する技術分野等について意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A01-03] Fission Products

Chair:Hiroaki Muta(Osaka Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:15 AM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A01] Study on Effective Utilization of Fission Products and Fuel Debris Handling for Nuclear Fuel Cycle

*Isamu Sato[1], Toru Suzuki[1], Haruaki Matsuura[1], Akifumi Yamaji[2] （1. Tokyo City University, 2. Waseda University）

10:30 AM - 10:45 AM

[1A02] Study on Effective Utilization of Fission Products and Fuel Debris Handling for Nuclear Fuel Cycle

*Asahi Nitta[1], Ryohei Hattori[1], isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1] （1. Tokyo cuty university）

10:45 AM - 11:00 AM

[1A03] Measurement of ruthenium activity in Ru-Pd binary alloy

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

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究
(1)東京都市大学重点推進研究についての全体概要

Study on Effective Utilization of Fission Products and Fuel Debris Handling for Nuclear Cycle

(1) Overview of the Emphasis Research in Tokyo City University

*佐藤　勇[1]　鈴木　徹[1]　松浦　治明[1]　山路　哲史[2]

[1]東京都市大学大学院共同原子力専攻　[2]早稲田大学理工学術院共同原子力専攻

核分裂生成物の有効利用に関する研究及び燃料デブリ性状におけるシビアアクシデント進展過程依存性と関連する研究を行うことで、核燃料サイクルにおける放射性廃棄物マネジメントに資することを目的とし、早稲田大学との協力のもと東京都市大学で進めている重点推進研究について概要を紹介する。

キーワード：核燃料サイクル、原子炉シビアアクシデント、核分裂生成物、燃料デブリ、FP 資源

1. 緒言

国際原子力機関(IAEA)では核燃料サイクルがどのような戦略をもって進められるべきかについて、国際社会で検討していくような働きかけを世界中の国々に対して行っているが[1]、各国で様々な事情があり、国際社会としての合意の形成にはまだ多くの議論が必要と考えられる。我が国においては、核燃料サイクルの各工程のうち、特に放射性廃棄物マネジメントに十分な進捗が見られず、社会的な合意の形成も含めて、核燃料サイクル実現の妨げとなっている。また、東京電力福島第一原子力発電所における放射性廃棄物マネジメントが重要であり、言うまでもなく、本件の収束は原子力全体の健全性に影響する。

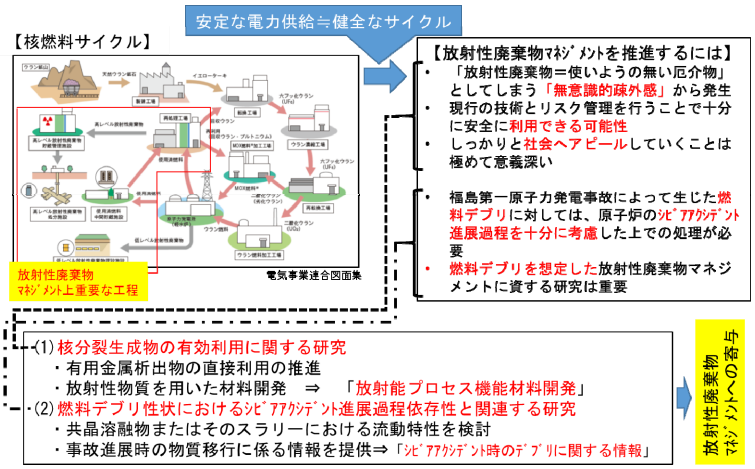


図 1　核燃料サイクルの健全性

そこで核燃料サイクル健全性のため、東京都市大学では「核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究」を重点推進研究として位置付け、早稲田大学理工学術院共同原子力専攻との協力のもと、進めている。

2. 研究の概要

「核分裂生成物の有効利用に関する研究」及び「燃料デブリ性状におけるシビアアクシデント進展過程依存性と関連する研究」について、以下に概説する。

2.1　核分裂生成物の有効利用に関する研究

これまでのオメガ計画[2]のように綿密な元素分離と異なり、通常の再処理で不溶解残渣として容易に得られるサブミクロンオーダーの金属系析出物(Ru-Rh-Pd-Mo-Tc)を直接利用することを想定する。尚且つ、β 崩壊により異なる元素になる核種も含まれていることも想定する。この研究をきっかけとした「放射能」を有する元素を用いた材料開発の可能性を検討することにつなげていく(本研究に関しては、本シリーズ発表の(2)として進捗を報告する)。

2.2　燃料デブリ性状におけるシビアアクシデント進展過程依存性と関連する研究

東京電力福島第一原発事故により生じた燃料デブリ等、溶融を経た物質は今後取扱いの困難な燃料含有物質(FCM : Fuel Containing Materials [3])として、取り扱われることが考えられる。事故により溶融を経た物質の詳細を把握するため、共晶融体(スラリ含む)に対する模擬実験及び計算機実験を用いて、事故進展時の様々な挙動を検討する。

参考文献

［1］IAEA, “Technical Meeting on Strategies and Opportunities for the Management of Spent Fuel from Power Reactors in the Longer Timeframe“, 25 – 29 Nov. (2019), Bahadurgarh, India.
［2］http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=07-02-01-07
［3］IAEA, Radiological assessment reports series “Environmental Consequences of the Chernobyl Accident and their Remediation: Twenty Years of Experience” (2006).

*Isamu Sato[1], Toru Suzuki[1], Haruaki Matsuura[1] and Akifumi Yamaji[2]

[1]Tokyo City University Graduate School, [2]Waseda University Graduate School

核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究
(2) 照射済燃料中における白色金属析出物の模擬体作製

Study on Effective Utilization of Fission Products and Fuel Debris Handling for Nuclear Fuel Cycle
(2) Synthetic Tests on Simulated White Metal Inclusion in Irradiated Fuels

*新田　旭[1]　服部　亮平[1]　佐藤　勇[1]　松浦　治明[1]

[1]東京都市大学

核分裂生成物の有効利用にかかる研究では、照射済燃料中における白色金属析出物の水素吸蔵能力や触媒としての有用性を明らかにする前段階として、白色金属析出物模擬体を作製し、水素吸蔵性能に大きく関わると考えられる結晶構造等の知見を得るために冶金学的観察を行った。

キーワード：核分裂生成物、金属析出物、直接利用

1. 緒言

東京都市大学重点推進研究では、核分裂生成物の有効利用に関する研究を行う事で、核燃料サイクルにおける放射性廃棄物マネジメントに資する事を目的としている。核分裂生成物中には再処理後不溶解残渣として析出する白色金属析出物(Mo, Ru, Rh, Pd 及び Tc で構成される)が存在する。そのうち Ru, Rh 及び Pd という元素は酸素と水素の再反応のための触媒や、水素吸蔵合金として利用されている。一方で、福島第一原子力発電所の燃料デブリは、再臨界や放射性物質の飛散等から危険性を持つため、取り出し収納容器に密封する必要があるとされるが、内在する水分の放射線分解によって水素が発生するため対策が必要である。一つの方法として白色金属析出物を水素吸蔵・触媒材料として直接利用することがあげられる。そこで、本研究では、白色金属析出物の水素吸蔵・触媒材料としての機能を調べることを目的とし、模擬体の作製を行い、詳しく冶金学的な観察を行った。

2. 実験方法

Mo, Ru, Rh 及び Pd の粉末を防湿容器にて、実際の核分裂収率を考慮した割合や 2、3 元系に限定した割合で混合させ、ダイス（Φ6.9）を用いてプレス成型にて 200MPa で圧粉体を作製した。次に、圧粉体をカーボンるつぼに入れ、高周波加熱炉を用いて、Ar 雰囲気で 2200℃まで昇温することで溶融させた。引き続き、実際の照射済燃料中温度を考慮した 1000℃まで徐冷し、相の固定化を行った。その後、作製した合金試料に対し、X 線回折と EPMA による冶金学的観察を行った。

3. 結果と考察

作製した試料(Ru-Rh-Pd)に対する XRD の測定結果では、同組成の参考データ[1]との一致を確認した(図 1)。また、作製した白色金属析出物模擬体が、照射済燃料中の白色金属析出物と同様かつ、水素吸蔵に適するとされる HCP（六方細密構造）であることが分かり、試料作成方法の妥当性を確認できた。しかし、カーボンるつぼ由来と思われる、カーボンのコンタミネーションが確認されたため、今後の試料作製では無るつぼによる試料作製としてアーク溶解装置等を用いた作製方法も検討していく。

図 2 に作製した模擬体の EPMA による元素マッピングを示す。Rh は比較的均一に分布しているが、特に Ru と Pd に関しては複数の相に分離した状態であることが分かる。これは、Ru-Pd 状態図から溶解度間隙が広く混ざりにくい金属同士でるためであると考えられる。

今後は、より実際の照射済燃料の白色金属析出物に近づけていくために、温度履歴や炉内環境を考慮した模擬体を作製することや、より細かな冶金学的データを得るために、TEM による微細構造観察や、EBSD による結晶方位の観察を行うことを考えている。更に、実際に作製した合金に対し水素吸蔵をさせ、作製した模擬体が水素吸蔵合金としての役割をもてるかを評価していくことを考えている。

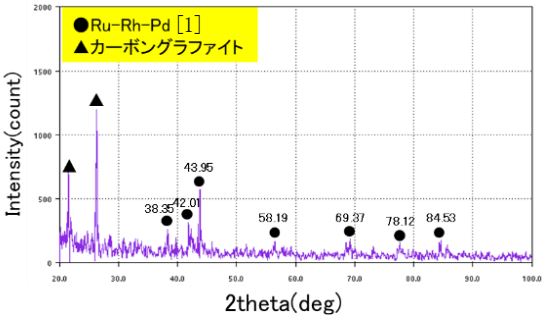


図 1　Ru-Rh-Pd 合金における XRD パターン

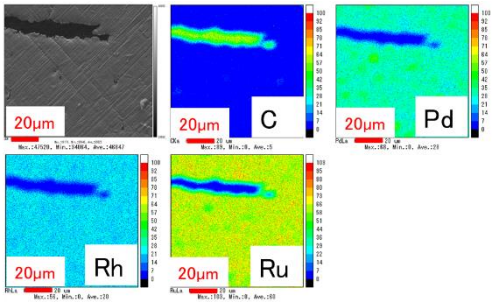


図 2　Ru-Rh-Pd 合金における EPMA マッピング

参考文献

[1] paschoal J.O.A, kleykamp H., Thummler F., Z.metallkd., 1983,74,,652-664.

*Asahi Nitta[1], Ryohei Hattori[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City University

Measurement of ruthenium activity in Ru-Pd binary alloy

*Jiazhan Liu[1], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Abstract: In order to improve the existing Ru release model from fuel in a severe accident, Ru activity (a_{Ru}) of Ru-Pd alloys was measured by a new experimental method using thermogravimetric analysis (TGA). The measured a_{Ru} agrees well with that calculated using the thermodynamic data, which verifies the accuracy of this new method.
Keywords: Ru-Pd, Thermogravimetric analysis, Ruthenium activity

1. Introduction

The latest research revealed that the Ru release rate from a nuclear fuel is affected by its activity in the Ru-Pd-Rh-Tc alloy precipitates under a severe accident [1]. This effect has not been incorporated in the existing Ru release models. On the other hand, the a_{Ru} of Ru-containing alloys is difficult to be measured by the traditional methods, such as Knudsen cell mass spectrometry, due to the low vapor pressures of Ru metal. Under this background, for improving the existing Ru release models, a new method using TGA for determining the a_{Ru} in above alloy precipitates has been proposed recently [2]. The objective of this study is to verify the accuracy and reliability of this new method by measuring the a_{Ru} in the Ru-Pd system and comparing the measured values with those calculated using the thermodynamic data in literatures [3, 4]. It is known that the Ru-Pd phase diagram calculated using the above referenced thermodynamic data perfectly agrees with that obtained by experiments [4], reflecting the high reliability of these fundamental data.

2. Experimental

The cornerstone of this new measurement method is that at one temperature (1473~1673 K) and under one Ar-(1.0~4.5 mol%) O_2 atmosphere, the oxidative vaporization rate of Ru from Ru-containing alloy powders during TGA is proportional to its a_{Ru} [2]. Therefore, the a_{Ru} of one Ru-Pd alloy should equal the ratio of the oxidative vaporization rate of Ru from this alloy powders to that from the metallic Ru powders (whose a_{Ru} equals unity) under the same experimental conditions. Based on this, the experimental procedures have been given as follows.

The binary alloy powders with the composition of $Ru_{0.5}Pd_{0.5}$ in mole fraction were prepared by a powder metallurgy method. The metallic Ru and alloy powder samples were subjected to the TGA. During the temperature rising process, Ar-5% H_2 was introduced to avoid the oxidation of samples. After reaching the equilibrium condition with no change in weight at predetermined temperatures (1523~1673 K), the atmosphere was changed to Ar-2.0% O_2. The sample weight was continuously monitored during the experiments to calculate the oxidative vaporization rate of Ru.

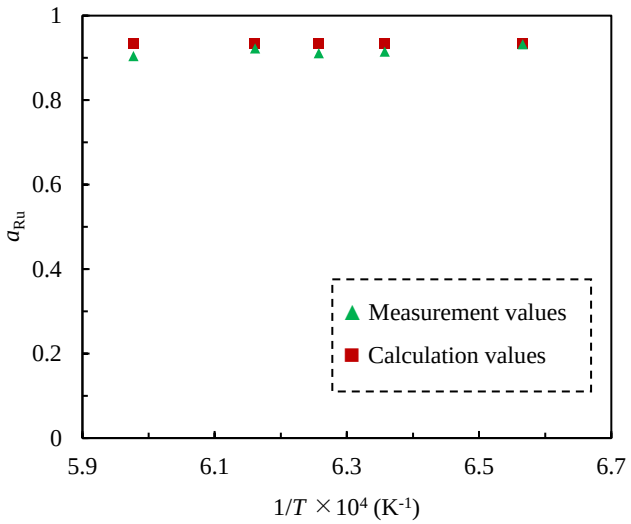


Fig. 1. Dependence of a_{Ru} on temperature for the $Ru_{0.5}Pd_{0.5}$ system.

The theoretical calculation of a_{Ru} was done by using the Thermo-Calc software, in which a self-made database containing the published thermodynamic data, such as the lattice stability values of Ru and Pd elements [3] and their interaction parameters [4], had been defined and constructed.

3. Results and discussion

Fig. 1 compares the values of a_{Ru} for the $Ru_{0.5}Pd_{0.5}$ system in the temperature range from 1523 to 1673 K measured in present study with those calculated by using the Thermo-Calc software. We can clearly see that the values of a_{Ru} measured in this study agree well with the calculated ones, indicating that the proposed new measurement method has a high accuracy.

4. Conclusions

The values of a_{Ru} for the $Ru_{0.5}Pd_{0.5}$ system measured by the new experimental method using TGA agree well with those calculated using the thermodynamic data. This verifies the accuracy and reliability of this new method.

Reference

[1] J.Z. Liu, N. Miyahara, S. Miwa, M. Takano, A. Hidaka, and M. Osaka, J. Nucl. Mater., 527 (2019) 151819.
[2] J.Z. Liu, N. Miyahara, S. Miwa, M. Takano, and M. Osaka, AESJ Autumn Meeting (2018) 3E08.
[3] M.H. Rand, and P.E. Potter, Physica B, 103 (1981) 21-30.
[4] R. Gürler, J. Alloys Comp., 191 (1993) 31-35.

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

[1A04-06] High Temperature Thermal Property of Oxide Fuel

Chair:Isamu Sato(Tokyo City Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 11:15 AM - 12:00 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A04] The bredig transition effect on the thermal conductivity of CaF_2

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

11:15 AM - 11:30 AM

[1A05] Evaluation of high-temperature properties of CaF_2 with machine-learning molecular dynamics

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

11:30 AM - 11:45 AM

[1A06] Development of physical property measurement technique for molten oxide fuel by high-speed electrical pulse heating-2

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

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

CaF_2の熱伝導率とブレディッグ転移

The Bredig Transition Effect on the Thermal Conductivity of CaF_2

*松本　卓[1], 土持　亮太[1], 廣岡　瞬[1], 加藤　正人[1], Joshua Taylor White[2], Kenneth James McClellan[2]
[1]JAEA, [2]ロスアラモス研

UO_2やPuO_2と同様の蛍石結晶構造を有するCaF_2の熱拡散率、熱膨張率及び比熱をレーザーフラッシュ法、熱膨張計及びDSCにより最大1250℃まで測定し、熱伝導率を導出した。蛍石構造が有する特徴の一つであるブレディッグ転移について熱伝導率へ与える影響を評価した。

キーワード：ブレディッグ転移、熱伝導率

1. 緒言

蛍石型結晶構造を有するUO_2などのアクチニド酸化物では、融点近傍でブレディッグ転移が出現すると考えられている[1]。ブレディッグ転移により格子中の陰イオンの拡散係数が急激に増加すると報告されているため、ブレディッグ転移は各種物性値に強く影響を与えることが予想される[2]。しかし、アクチニド酸化物の融点は3000°C近く、実際にその影響を測定することは困難である。そこで同じ蛍石型結晶構造を有し、融点の低いCaF_2に着目し、熱膨張率、熱拡散率及び比熱を測定し、熱伝導率に対しブレディッグ転移がどのような影響を与えるかを評価した。

2. 実験手法

熱膨張率、熱拡散率及び比熱は、それぞれ熱膨張計、レーザーフラッシュ装置及びDSCを用いて室温から1250°Cの温度範囲で、酸素ゲッターを通したArガス中において測定を実施した。試料はCaF_2の単結晶体または多結晶体を用いた。熱拡散率測定においては、昇温及び降温時双方で測定を実施した。熱伝導率は熱拡散率、比熱及び密度の乗法により導出した。また密度の温度依存性は得られた熱膨張率を用いて計算を行った。

3. 結果・考察

図1に熱拡散率（逆数）及び比熱の温度依存性を示す。既報の通り、比熱は900℃付近から急激に上昇し、1150℃付近にピークを持つ。一方、熱拡散率（逆数）は室温から直線的に増加し、約 1000℃付近で傾きが変化する。約 1150℃以上ではほぼ一定の値となり、各変化点の温度は比熱における変化点とおおよそ一致する。900-1150℃の温度領域では、酸素フレンケル欠陥の濃度が増加するため、比熱が急激に上昇すると報告されている。そのため、熱拡散率（逆数）は酸素フレンケル欠陥濃度の増加によって1000-1150℃の温度範囲で傾きが変化するものと考えられる。図2に熱伝導率及びその逆数の熱抵抗率を示す。熱抵抗率は900℃まで直線的に増加するが、フレンケル欠陥が生成される900-1150℃では一定となり、1150℃以上では、再び直線的に増加する結果が得られた。

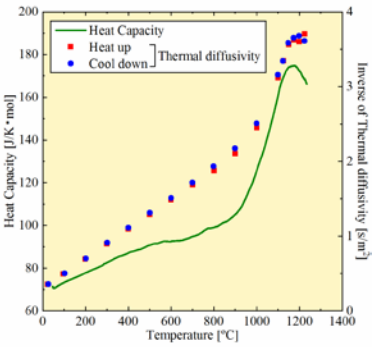


図1　熱拡散率（逆数）及び比熱

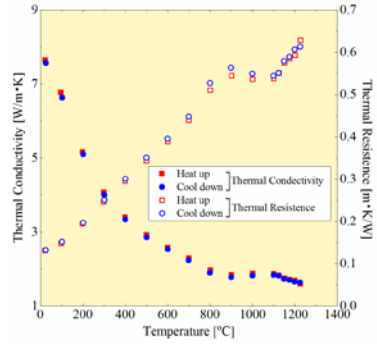


図2　熱伝導率及び熱抵抗率

参考文献

[1] A. S. Dworkin and M. A. Bredig. Journal of Chemical Society 83 (1987) 1277
[2] 星埜禎雄. 日本結晶学会誌 21 (1979)

*Taku Matsumoto[1], Ryota Tsuchimochi[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1],
Joshua Taylor White[2] and Kenneth James McCllelan[2]
[1]JAEA, [2]Los Alamos National Laboratory.

機械学習分子動力学による CaF_2 の高温物性の評価

Evaluation of high-temperature properties of CaF_2 with machine-learning molecular dynamics

*中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]
[1]原子力機構

第一原理計算を学習した機械学習分子動力学を用いて、酸化物燃料の代替物質であるフッ化カルシウムの高温物性を評価した。特に、比熱等の高温物性を詳細に調べ、実験データと比較することによって、本手法の信頼性や有効性を確認し、核燃料物質への応用の可能性を議論する。

キーワード：機械学習分子動力学，第一原理計算，CaF_2

1. 緒言

核燃料の開発においては、二酸化アクチニド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。物性評価のための代表的な数値計算手法としては、古典分子動力学と第一原理計算が上げられる。古典分子動力学は大規模かつ長時間のシミュレーションが可能だが、経験的なパラメータによってしまうため、信頼性はあまり高くない。一方、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算は信頼性が高いが、計算時間がかかるため、大規模なシミュレーションを必要とする精度の高い高温物性の評価には向いていない。この両者の利点を活かす手法として、近年注目されているのが機械学習分子動力学法である。この手法では、第一原理計算によるエネルギーの計算を学習した原子間ポテンシャルを作成して、それを用いて古典分子動力学を行うという手法である。この方法を用いれば、第一原理計算の信頼度で、古典分子動力学を用いた大規模シミュレーションによる物性評価が可能となる。

本発表では、酸化物燃料と同じ結晶構造をもつフッ化カルシウムに対して、機械学習分子動力学を用いた高温物性評価を行い、その有効性を確認する。

2. 計算方法

CaF_2 に対して、第一原理分子動力学を行うことで学習データを構築した。この学習データから機械学習ポテンシャルを構築して、古典分子動力学を行い、CaF_2 の比熱や熱膨張率を評価した。第一原理計算には VASP コード、機械学習には n2p2 コード、古典分子動力学には LAMMPS コードを用いた。

3. 結果及び考察

機械学習分子動力学で得られたエンタルピーの温度依存性（図参照）や熱膨張は第一原理分子動力学の結果と一致した。また、第一原理分子動力学では、計算負荷のため評価が困難であった融点の評価も成功した。本手法を用いれば、第一原理計算と同程度の精度で、より大規模なシミュレーションが可能であることが分かり、燃料物性評価の数値計算手法として有効であると言える。

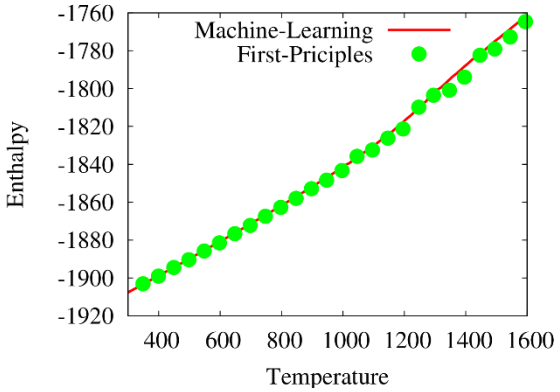


図　機械学習分子動力学と第一原理分子動力学による CaF2 のエンタルピーの温度依存性

*Hiroki Nakamura[1], and Masahiko Machida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速パルス通電加熱による溶融酸化物燃料の物性測定手法の開発－２

Development of physical property measurement technique
for molten oxide fuel by high-speed electrical pulse heating-2

*新納　圭亮[1]，有田　裕二[1]，小無　健司[2]，渡辺　博道[3]，森本　恭一[4]，渡部　雅[4]
[1]福井大学,[2]東北大学,[3]産業技術総合研究所,[4]日本原子力研究開発機構

高速パルス通電加熱法を用い、溶融酸化物燃料の物性測定を試みた。多段階パルス通電加熱測定法の導入により$YSZ(Y_2O_3$添加$ZrO_2)$の測定を実施するとともに$(U_{0.7},Ce_{0.3})O_2$の加熱溶融試験を実施した。その結果、加熱方法の改良によって高温でのセラミックス融体試料測定の可能性が示された。

キーワード：酸化物燃料、物性測定、パルス通電加熱法

1. 緒言

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ことのできる高速パルス通電加熱法を、酸化物セラミックス試料の測定に応用するための研究を行ってきた[1]。今回、溶融酸化物燃料の物性測定を試みた。

2. 実験概要

試験試料は、タングステン製容器（外径 4mm、内径 3mm、長さ 120mm）に円柱状のZrO_2、ペレット状の$(U_{0.7},Ce_{0.3})O_2$を詰めパルス通電加熱により試料に熱を加えた。試料の温度変化、電圧、電流を測定し、試料の熱容量を算出した。温度は 2900K から 3200K で 100K ごと、1000ms で昇温・保持を繰り返す。多段階ステップにすることで温度毎の急激な昇降温を低減させ、試料の温度勾配を減らすようにした。

3. 結果および考察

図 1 にパルス通電加熱を用いて$(U_{0.7},Ce_{0.3})O_2$試料を加熱した時の試料の温度変化と加えた電力を示す。
この結果から試料の温度上昇に要した熱量(dH)を計算し、通電によって上昇した温度(dT)で割ったもの(dH/dT)を物質量で割ると熱容量が求められる。$(C_p = dH/ndT)$
どちらの試料の熱容量も文献値よりも小さい値となったが、断面観察を行ったところ、試料中に空洞ができており密度が小さくなっていると考えられる。この要因として、測定範囲の試料重量の把握が明確とならないこと、測定範囲の試料配置や温度分布の均一性の条件が満たされていないことがあげられる。このことから、熱容量が実際の値よりも小さく算出されたのではないかと考えられる。

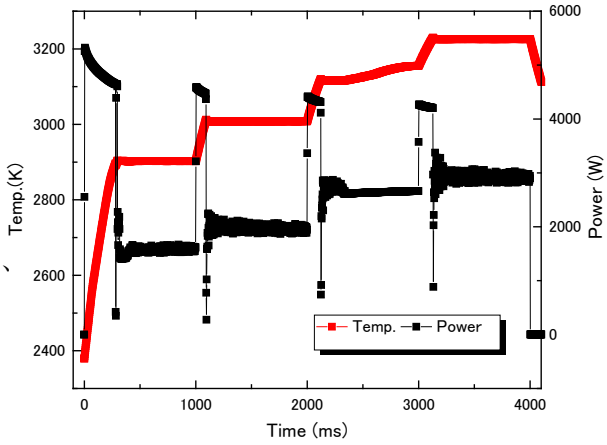


図 1.試料の温度および印加電力(Power)

今後はより高密度の試料を作製するとともに試料全体に熱が伝わるように加熱時間、ステップの数などに変更を加え、測定技術の向上を図る。

参考文献

[1] 小無、森本、渡部、加藤、渡辺、有田、新関　日本原子力学会 2019 春の年会　3M07

* Keisuke Niino, Yuji Arita, Kenji Konashi, Hiromichi Watanabe, Kyoichi Morimoto, Masashi Watanabe
[1]University of Fukui, [2] Tohoku University,[3]AIST,[4]JAEA

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。

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties/501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[1A07-10] Reaction of Cesium with Stainless Steel

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A07] Cs chemisorption behavior onto stainless steel under steam atmosphere

*Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Jumpei Imoto[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A08] Microstructure of Cs chemisorbed stainless steel type 304

*Eriko Suzuki[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1], Naoyuki Hashimoto[2], Shigehito Isobe[2] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A09] Adsorption behavior of Cs on stainless steel during severe accident by means of in-situ synchrotron radiation X-ray photoelectron spectroscopy

Masaaki Kobata[1], Akitaka Yoshigoe[1], *Kenji Yoshii[1], Yumito Aoyagi[2], Naoshi Ikeda[2], Tsuyoshi Yaita[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. Okayama Univ)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A10] Wettability of liquid CsI on the SUS316 solid surface

*Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Eriko Suzuki[2], Kunihisa Nakajima[2], Shuhei Miwa[2], Masahiko Osaka[2], Masayoshi Uno[3], Ken Kurosaki[3,4] (1. Osaka University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 4. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

水蒸気雰囲気下における鋼材への Cs 化学吸着挙動

Cs chemisorption behavior onto stainless steel under steam atmosphere

*中島　邦久[1]，鈴木　恵理子[1]，井元　純平[1]，三輪　周平[1]，逢坂　正彦[1]
[1]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント時の炉内の Cs 分布・性状評価において重要なステンレス鋼への Cs 化学吸着挙動について、水蒸気雰囲気下での実験を行った。その結果、水素水蒸気混合雰囲気下でこれまで見つかっていた Cs-(Fe)-Si-O 系の化学吸着生成化合物とは異なり、Cs-Cr-O 系化合物が生成することがわかった。

キーワード：セシウム，ステンレス鋼，化学吸着

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時の炉内の Cs 分布推定に必要となる鋼材への Cs 化学吸着モデルを高度化するため、化学吸着挙動を解明するための研究を進めている。これまでに、圧力容器上部を想定した条件（800～1000℃、H_2O/H_2=1、5）を対象とした研究を実施し、化学吸着により生成する化合物は Cs-(Fe)-Si-O 系化合物であること、温度、雰囲気、気相中の Cs 量等が化学吸着挙動に影響を与えることを明らかにした上で、化学吸着モデルを構築した[1-3]。引き続き、格納容器内での化学吸着挙動の解明を進めており、比較的低温の条件では Si を含まない Cs-Fe-O 系化合物が生成される[1, 2]ことが分かってきた。雰囲気の影響に関しては、MAAP コードを用いた福島第一原子力発電所事故の解析結果[4]によると、圧力容器上部で水素をほとんど含まない水蒸気雰囲気が形成される可能性が示されていることから、本研究では、水蒸気雰囲気下における Cs 化学吸着挙動を調べることを目的とした。

2. 実験方法

核分裂生成物の燃料からの放出と格納容器等の低温領域への移行挙動を再現する実験装置を用いて、水素を含まない Ar-20%H_2O 雰囲気下で、CsOH 蒸気と SUS304 鋼（Si 濃度 0.5wt%）試験片とを 600～1000℃の範囲で反応させる化学吸着試験を行った。化学吸着試験後の試験片に対して、X 線回折（XRD）及び走査型電子顕微鏡/エネルギー分散型 X 線分光分析（SEM/EDX）を行い、化学吸着生成物の同定及び元素分析を行った。

3. 結果及び考察

図 1 に一例として、700℃における化学吸着試験後試料の SEM/EDX 分析結果を示す。ステンレス鋼中の Cr と Cs が似た分布を示したことから、これまで報告されていた Cs-(Fe)-Si-O 系化合物ではなく、Cs-Cr-O 系化合物が生成していることが示唆された。これらセシウム化合物の熱力学データ[1]等を使った化学平衡計算においては、水素をほとんど含まない水蒸気雰囲気下では、Cs-Cr-O 系化合物が生成することが示されていることから、実験における Cs-Cr-O 系化合物の生成は妥当であると考えられる。今後は、化学吸着生成化合物が異なる化学吸着挙動も考慮できるモデルの改良を検討する。

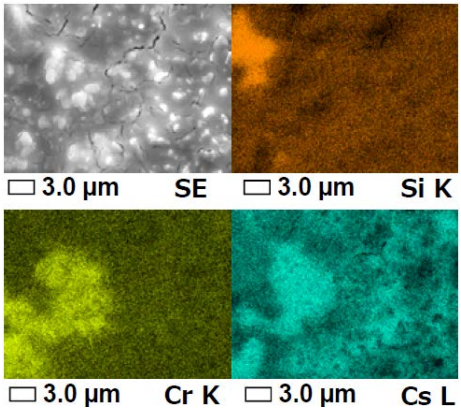


図 1　700℃で化学吸着させた試験片表面の SEM/EDX 分析結果

参考文献

[1] F. Miradji, et al., ERMSAR2019 Log Number: 047. [2] S. Nishioka et al., J. Nucl. Sci. Technol. 56, 988 (2019).
[3] K. Nakajima et al., ICONE-27, paper2117. [4] M. Plys et al., FAI/16-1416, Rev. 1, EPRI 3002009886 (2017).

* Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Jumpei Imoto[1], Shuhei Miwa[1] and Masahiko Osaka[1]　[1]JAEA

Cs 化学吸着したステンレス鋼の微細組織観察

Microstructure of Cs chemisorbed stainless steel type 304

*鈴木 恵理子[1]，中島 邦久[1]，三輪 周平[1]，逢坂 正彦[1]，橋本 直幸[2]，礒部 繁人[2]
[1]JAEA，[2]北海道大学

軽水炉シビアアクシデント時の炉内構造材へのセシウム（Cs）化学吸着・再蒸発挙動評価に資するために、ミクロスケールで分布する化学吸着生成物の化学形を微視的分析手法を用いて調査した。その結果、Cs-Fe-O 系化合物が非晶質相として存在することが分かった。

キーワード：Cs 化学吸着，微細組織観察，ステンレス鋼

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時の炉内セシウム（Cs）分布・性状評価に資するため、炉内構造材への Cs 化学吸着モデルの改良を目的として、ステンレス鋼（SUS）への Cs 化学吸着・再蒸発挙動の実験的評価を進めている[1,2]。これまでの研究により、モデルの改良においては、Cs 化学吸着により生成した Cs 化合物の化学形や分布に係る知見が重要となることが分かってきた。化学形に関しては、比較的高温域（800～1000℃）では Cs-Si-(Fe)-O 系化合物が、比較的低温域（600～700℃）では Cs-Fe-O 系化合物が主に生成する[1]。分布に関しては、透過型電子顕微鏡/エネルギー分散型 X 線分光分析（TEM/EDS）等の分析により、比較的高温域では SUS 表面からのミクロスケールの深さによって、異なる化学組成の Cs-Si-(Fe)-O 系化合物が存在することが分かっている[3]。一方、比較的低温域におけるミクロスケールでの化学形や分布については不明である。そこで本研究では、ミクロスケールで分布する Cs 化学吸着生成物の化学形を把握することを目的として、TEM/EDS を用いて 600~700℃で Cs 化学吸着させた SUS 試験片に対して微視的な分析を行った。

2. 実験方法

微視的分析に供する Cs 化学吸着試験片は、試験温度 600～700℃、試験雰囲気 Ar-5%H_2-5%H_2O として、SUS304 に CsOH 蒸気を反応させて作製した。集束イオンビーム装置（FIB）を用いて Cs 化合物の生成箇所から観察用微小試験片を切り出し、TEM/EDS により微細組織観察を行った。化学形は、EDS による元素分析及び電子回折パターンに基づいた結晶構造解析から同定を試みた。

3. 結果

Fig.1 に、分析結果の一例として 600℃で化学吸着させた試験片の SUS 表面付近の TEM/EDS 観察結果を示す。回折パターン及び元素分析から、Cs-Fe-O 系化合物が非晶質相として存在することが分かった。このような Cs 化合物の非晶質相は 700℃で化学吸着させた試験片でも同様に確認され、その元素組成は SUS 表面からの深さや化学吸着試験温度によって異なることが確認された。しかし、非晶質であることから、結晶構造解析による化学形の同定には至らなかった。一方で、このような微細組織の結果は、低温域での Cs 化学吸着・再蒸発メカニズムの解明に資するものであり、また、Cs 化合物が非晶質であることはモデル改良において考慮すべき事象であると考えられる。

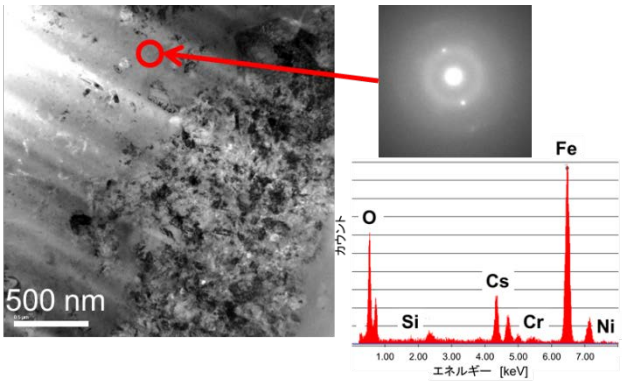


Fig.1　600℃で化学吸着させた試験片表面付近の(左)明視野像、(右)回折パターン及び EDS スペクトル

参考文献

[1] S. Nishioka, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 56, 988-995(2019).
[2] K. Nakajima, et al., Proc. of ICONE-27, No. 2117, (2019).　[3] 鈴木、他、日本原子力学会 2018 秋の大会 3E09

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1], Naoyuki Hashimoto[2] and Shigehito Isobe[2]
[1]JAEA., [2]Hokkaido university

In-situ 放射光光電子分光法による Cs とステンレス鋼との化学吸着挙動解明

Adsorption behavior of Cs on stainless steel during severe accident
by means of in-situ synchrotron radiation X-ray photoelectron spectroscopy

小畠 雅明[1]、吉越 章隆[1]、*吉井 賢資[1]、青柳 佑海人[2]、池田 直[2]、矢板 毅[1]、
中島 邦久[1]、鈴木 恵理子[1]、逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構，[2]岡山大

軽水炉シビアアクシデントを模擬したステンレス鋼上のセシウム(Cs)の吸着挙動を明らかにするため、その場(in-situ)条件下における放射光光電子分光測定を行った。800ºC 以上で Cs が脱離すること、また、Si 濃度の異なるステンレス鋼においては深さ方向における Cs 濃度が異なることなどが分かった。

キーワード：シビアアクシデント、放射光、光電子分光、セシウム、ステンレス鋼

1. 緒言

福島第一原発事故のような軽水炉のシビアアクシデントの際には、揮発性の高い放射性セシウム(Cs)が放出される。その挙動を明らかにすることが安全性評価の観点などから重要である。本研究では、事故条件を想定したその場(in-situ)条件下での放射光 X 線光電子分光によりステンレス鋼上に吸着した Cs の挙動について調べた。

2. 実験

超高真空内（≦5×10^{-8}Pa）において、ステンレス鋼（SUS304、316：Si 濃度 0.2～5wt%）試料を 800℃程度で加熱清浄化後、室温で Cs 蒸着した。この試料に対して、O_2 ガス（純度：99.99995%）を導入し 10 分程度保持し平衡状態（真空度:10-5Pa 程度）に到達させた。この雰囲気下でステンレス鋼試料を昇温させて光電子スペクトルを測定温度 100ºC 刻みで最高温度 800℃まで測定した（昇温速度は 10ºC 毎分程度）。光電子分光実験は、大型放射光施設 SPring-8 の軟 X 線ビームライン BL23SU において行った。

測定後の試料について、二次イオン質量分析(SIMS)により深さ方向の元素分布についても調べた。

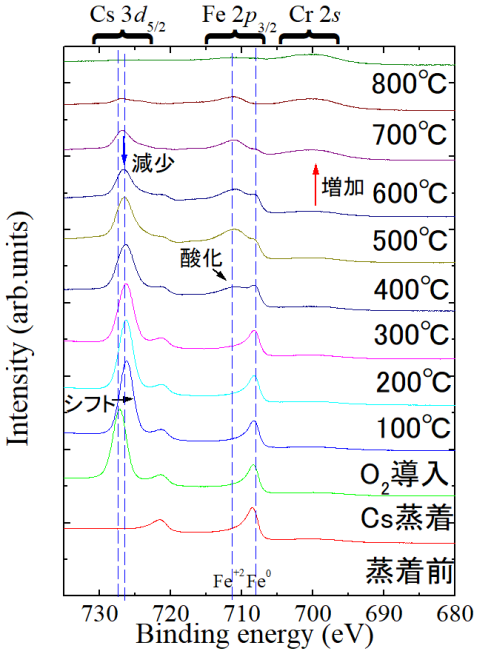


図1 Cs吸着前後の光電子スペクトル（SUS304 0.2w%Si）

3. 結果

図 1 に示した光電子スペクトルから、蒸着前のステンレス試料においては金属鉄（Fe^0）のピークが確認できる。Cs 蒸着後、O_2 を導入し温度変化させたスペクトルの解析から、O_2 導入により Cs は Cs_2O となり、300ºC 以上では試料中の Si と反応して Cs-Si 化合物が生成することが分かった。さらに高温の 600ºC 程度以上になると Cs の一部は蒸発する。また、Cr が表面に析出する。SIMS 測定結果からも、Cs-Si 化合物は Cr 酸化層の下に存在することも分かった。これらの測定は Si 濃度を変えたステンレス鋼試料に対しても行い、Si 濃度により深さ方向の Cs 濃度分布が異なることも判明した。詳細は当日報告する。以上の測定は Si 濃度を変えたステンレス鋼試料に対しても行い、Si 濃度により深さ方向の Cs 濃度分布が異なることなども判明した。詳細は当日報告する。

[1]Masaaki Kobata, [1]Akitaka Yoshigoe, [*1]Kenji Yoshii, [2]Yumito Aoyagi, [2]Naoshi Ikeda, [1]Tsuyoshi Yaita, [1]Kunihisa Nakajima, [1]Eriko Suzuki and [1]Masahiko Osaka、[1]JAEA, [2]Okayama Univ.

SUS316 固体表面における液体 CsI の濡れ性

Wettability of Liquid CsI on the SUS316 Solid Surface

*石井 大翔[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，鈴木 恵理子[2]，中島 邦久[2]，三輪 周平[2]，逢坂 正彦[2]，
宇埜 正美[3]，黒崎 健[1, 3, 4]
[1]大阪大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]福井大学附属国際原子力工学研究所，[4]京都大学複合原子力科学研究所

原子炉構造材として使用されている SUS316 固体表面における液体 CsI の濡れ挙動を静滴法で評価した。

キーワード：濡れ性，ヨウ化セシウム，SUS316，核分裂生成物

1. 緒言

原子力過酷事故時に燃料から放出されたセシウム(Cs)やヨウ素(I)の、原子炉構造材に対する付着や再移行挙動を把握することは、Cs や I の炉内分布や環境放出量を評価する上で不可欠である。これまでの研究[1]で、原子炉構造材に付着した Cs が事故進展に伴い再蒸発することが分かってきている。しかし、これを解析・評価するためには、Cs や I が原子炉構造材に付着した際の性状や形状に関する情報が必要である。原子力過酷事故時に放出された Cs や I は、原子炉内を移行していく過程で、温度低下により凝縮することで配管等の構造材に付着することが想定される。そこで本研究では、原子炉構造材として用いられている SUS316 固体表面で、Cs と I の代表的な化合物であるヨウ化セシウム（CsI）を溶融させることで付着状態を再現し、付着挙動や付着物形状等に関する基礎データを取得することを目的とした。試験はアルゴン(Ar)ガス雰囲気下で行った。

2. 結果

Figure 1 に SUS316 固体表面で溶融する CsI の外観を示す。融点近傍で CsI は溶融挙動を示し、SUS316 固体表面で極めて良好に濡れ広がった。この挙動は、先行研究[2]で報告されている UO_2 多結晶固体表面における液体 CsI の濡れ挙動と近しい。試験後の SUS316 表面を SEM/EDX を用いて観察した結果を Fig. 2 に示す。表面観察では、Cs と O は同じ箇所で検出されたが I は検出されなかった。ここで検出された酸素は電気炉内に残存していた微量酸素であると考えられる。この結果は、CsI が凝縮して SUS316 表面に付着した際に、CsI が分解されることを示唆していると推察される。本知見は、原子炉内の SUS316 表面への Cs の付着挙動や、付着物の形状等の把握に資すると考えられる。

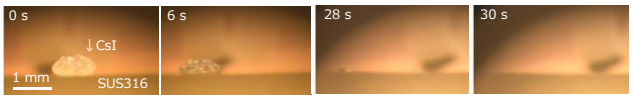


Fig. 1. SUS316 固体表面で溶融する CsI の外観.

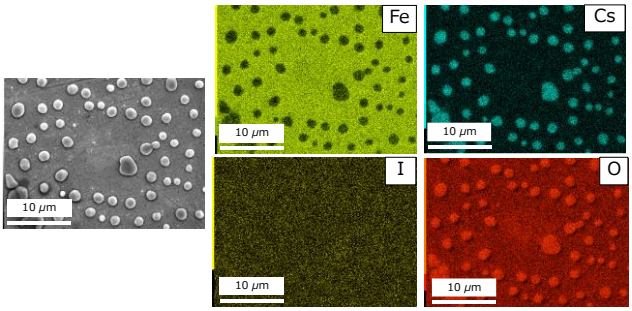


Fig. 2. CsI が溶融した SUS316 固体表面の SEM/EDX 観察結果.

参考文献

[1] F. G. D. Lemma, K. Nakajima, S. Yamashita, M. Osaka, *J. Nucl. Mater.*, vol. 484, pp. 174-182, 2017.

[2] K. Kurosaki *et al, Sci. Rep.*, Article number: 11449, 2017.

*Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Eriko Suzuki[2], Kunihisa Nakajima[2], Shuhei Miwa[2], Masahiko Osaka[2], Masayoshi Uno[3], Ken Kurosaki[1, 3, 4]
[1]Osaka University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, [4]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties/501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[1A11-14] Cesium Compounds and Fuel Fabrication Technique

Chair:Kenji Yoshii(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 3:50 PM - 4:55 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A11] The formation processes of highly concentrated radioactive Cs particles released by the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power plant accident from the view point of the amounts of Sr and Pu.

*JUNYA IGARASHI[1], Jian Zheng[2], Zijian Zhang[1], Kazuhiko Ninomiya[1], Yukihiko Satou[3], Miho Fukuda[2], Youy Ni[2,4], Tatsuo Aono[2], Keisuke Sueki[5], Atsushi Shinohara[1] （1. Graduate school of sicience, Osaka University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Peking University, 5. Graduate School of Pure and Applied Sciences, Tsukuba University）

3:50 PM - 4:05 PM

[1A12] Synthesis of $CsFeO_2$ by powder synthesis method

*Jumpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] （1. JAEA）

4:05 PM - 4:20 PM

[1A13] Technological development of the prevention of powder adhesion on substrate by the micro-fabrication and nanoparticle coating

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1A14] Development of nuclear fuel fabrication technology using additive manufacturing

*Masashi WATANABE[1], Masato KATO[1] （1. JAEA）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島原発事故により放出された放射性 Cs 濃集粒子に含まれる Sr, Pu 量から推測される生成過程

The formation processes of highly concentrated radioactive Cs particles released by the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power plant accident from the view point of the amounts of Sr and Pu.

*五十嵐淳哉[1]、鄭建[2]、張子見[1]、二宮和彦[1]、佐藤志彦[3]、福田美保[2]、倪 有[2,4]、青野辰雄[2]、末木啓介[5]、篠原厚[1]
[1]阪大院理、[2]量研、[3]原子力機構、[4]北京大物理、[5]筑波大院数理物質

福島原発事故で放出された放射性 Cs が濃集した放射性微粒子に含まれる Sr と Pu を放射化学的手法により定量した。これらの核種の含有量については、放出元の原子炉が異なる放射性微粒子毎に違いが現れることが明らかになった。このことは各原子炉内での粒子の生成過程に違いがあることを示している。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性微粒子、放射化学分析、ストロンチウム、プルトニウム

1. 緒言

福島原発事故では放射性 Cs を高濃度に含む不溶性の放射性微粒子が放出され、Cs の放射能比の違いから放出元の原子炉がそれぞれ異なる放射性微粒子の存在が指摘されてきた[1,2,3]。この粒子は不溶性であることから放出時の物理化学状態を保持していると考えられ、粒子の組成元素分析を行うことで事故時の炉内環境についての情報を得ることが期待される。核燃料内に存在する核種の中で Sr や Pu は、Cs よりも揮発性の低い元素であり、これらの核種は事故進展に応じて変化する炉内の酸化還元雰囲気の違いにより揮発性が変化する性質が知られている[4,5]。本研究では、放出元の原子炉がそれぞれ異なる放射性微粒子に含まれる Sr や Pu を定量することで、各原子炉における放射性微粒子の生成過程の推測を試みた[6]。

2. 実験

本研究では、放射化学的手法と ICP-MS 質量分析により、放射性微粒子からの Sr と Pu の定量を行った。まず Cs の放射能比から 1 号機由来と推測された放射性微粒子（P1）と、2,3 号機由来と推測された放射性微粒子（P2）を抽出後アルカリ溶融により溶液化し、Sr-Rad disk により Sr を分離し液体シンチレーションカウンタによって ^{90}Sr を定量した[3]。次に Sr-Rad disk を通過した溶液成分についてレジンを用いたクロマトグラフィーにより Pu を分離し、精製した溶液について SF-ICP-MS により Pu（^{239}Pu, ^{240}Pu）を定量した[7]。

3. 結果・考察

定量の結果、P1 では ^{90}Sr/^{137}Cs と $^{239+240}$Pu/^{137}Cs の値がそれぞれ 10^{-4}~10^{-3}, 10^{-8}~10^{-7} であった。一方で P2 では、^{90}Sr/^{137}Cs の値は P1 と同程度であったが、$^{239+240}$Pu/^{137}Cs の値は P1 よりも低く、$^{239+240}$Pu/^{137}Cs の値には放出元の原子炉が異なる粒子毎で違いが現われることがわかった。これらの Sr, Pu 量の違いから推測される各原子炉における粒子生成過程の違いについて講演では議論する。

参考文献 [1] K. Adachi et al., Sci. Rep. (2013) 3, 2554. [2] Y. Satou et al. Geochem. J. (2018) 52, 0514. [3] Z. Zhang et al., Environ. Sci. Technol. (2019) 53, 10, 5868-5876. [4] Y. Pontillon et al. Nucl. Eng. and Design. (2010) 240, 1853-1866. [5] S. Miwa et al. Nucl. Eng. and Design. (2018) 326, 143-149. [6] J. Igarashi et al., Sci. Rep. (2019) 9, 11807. [7] Z. Wang et al., Anal. Chem. (2017) 89, 2221-2226.

* Junya Igarashi[1] *, Jian Zheng[2] *, Zijian Zhang[1], Kazuhiko Ninomiya[1], Yukihiko Satou[3], Miho Fukuda[2], Youyi Ni[2,4], Tatsuo Aono[2] Keisuke Sueki[5] & Atsushi Shinohara[1]. [1]Osaka Univ., [2]QST, [3]JAEA, [4]Pekin Univ., [5]Tsukuba Univ.

粉末合成法による $CsFeO_2$ の合成

Synthesis of $CsFeO_2$ by powder synthesis method

*井元　純平[1]，中島　邦久[1]，逢坂　正彦[1]
[1]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント時、ステンレス鋼への Cs の化学吸着により $CsFeO_2$ が生成することが示唆されている。化学吸着挙動の解明のためには、$CsFeO_2$ の熱力学特性や化学特性等を評価する必要がある。そのためには、$CsFeO_2$ の単相の標準試料が必要となる。本研究では、$CsFeO_2$ の合成条件を検討し、水酸化セシウム一水和物と α-オキシ水酸化鉄の混合粉末を 190℃～1020℃で加熱することにより、単相の試料を得た。

キーワード：セシウム，化学吸着，鉄，合成

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時に放出される核分裂生成物の Cs は、圧力容器上部構造材に使用されているステンレス鋼と化学的に反応して固着する化学吸着を起こすことが知られている [1]。最近の研究で、CsOH の蒸気を 600℃に加熱したステンレス鋼に反応させると、ステンレス鋼に化学吸着することで $CsFeO_2$ が生成することが示されている [2]。この化学吸着挙動の解明のためには、$CsFeO_2$ の熱力学特性や化学特性等を測定・評価する必要があり、$CsFeO_2$ 単相の標準試料を合成することが不可欠である。そこで本研究では、単相 $CsFeO_2$ 試料の簡易的な合成手法を確立するため、高温で粉末を固相化学反応させる手法（粉末合成法）による $CsFeO_2$ の合成試験を行った。

2. 実験方法

水酸化セシウム一水和物（$CsOH・H_2O$）粉末（シグマ アルドリッチ ジャパン製、純度 99.95 %）と α-オキシ水酸化鉄（α-FeOOH）粉末（高純度化学研究所製、純度 99 %以上）を出発物質として合成試験を行った。Cs と Fe のモル比が 1：1 となるように出発物質を秤量後、メノウ乳鉢を用いて混合粉末を作製した。次に、この混合粉末を白金パンに充填し、熱重量示差熱分析装置（TG-DTA）を用いて最大 1020 ℃まで大気中で加熱することにより、高温化学反応を生じさせた。なお、加熱中の保持時間は 1020 ℃では 4 h、それ以外の温度は全て 2 h で行った。加熱後試料は、酸素及び水分濃度が数 ppm 程度の窒素雰囲気のグローブボックス（GB）中で気密性の高い X 線回折（XRD）分析用試料フォルダ（リガク製ドーム型雰囲気セパレータ）に充填した。この窒素封入を行った試料を、XRD 分析（Cu 線源）に供した。また合成粉末の吸湿性の有無を調べるため、窒素封入していた試料を大気中で開放した状態での XRD 分析も行った。

3. 結果及び考察

図 1 に加熱後試料の XRD パターンを示す。図 1 より、190 ℃～1020 ℃の加熱後試料から $CsFeO_2$ に起因するピークのみを同定できたため、単相の $CsFeO_2$ が得られることが分かった。また、630℃で合成した $CsFeO_2$ 粉末を大気中にて XRD 分析を行うと、図 1 に示すように最強線（約 30 °）のピークが分裂するなど XRD パターンが変化し、試料も変色していた。これらのことから $CsFeO_2$ は大気中では変質することが示唆された。よって、$CsFeO_2$ の合成は不活性雰囲気における管理が必要であることがわかった。

以上の結果から、$CsOH・H_2O$ と α-FeOOH の混合粉末の加熱により単相の $CsFeO_2$ を合成することに成功した。

今後は合成した $CsFeO_2$ 試料を用いて化学特性を調べ、化学吸着挙動の解明に役立てていく予定である。

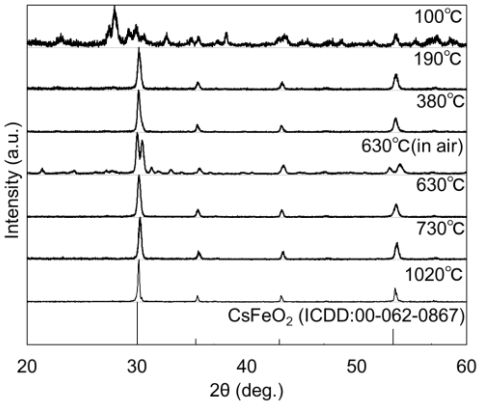


図 1　加熱後試料の XRD パターン

参考文献

[1] F.G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des., 305, 411-420 (2016).　[2] E. Suzuki et al., Proceedings of FDR2019, FDR2019-1068.

*Jumpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]JAEA

微細加工およびナノ粒子コーティングによる粉末付着防止技術開発

Development of the prevention technique for the powder adhesion on substrate by the micro-fabrication and nanoparticle coating

*瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，都倉 諒磨[2]，佐藤根 大士[2]，鈴木 道隆[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]兵庫県立大学

グローブボックスにおける核燃料物質の滞留や外部被ばく線量の低減等を目的とし，グローブボックス構成材への微細加工およびナノ粒子コーティングによる粉末付着防止に係る技術開発を進めている．微細加工を施したステンレス並びにナノ粒子コーティングを施したアクリル，ポリカーボネートおよびステンレスの粉末付着防止効果に係る測定・評価結果について報告する．

キーワード：微細加工，ナノ粒子コーティング，ステンレス，アクリル，ポリカーボネート，付着力

1. 緒言

MOX 燃料製造工程において，グローブボックス内の構成材に核燃料物質が付着することによる滞留や外部被ばく線量の増加，パネルの視認性低下が課題となっている．既往の研究において，グローブックス構成材へのナノ粒子コーティングが二酸化ウラン粉末の付着防止に有効であることを明らかにした[1]．グローブボックスへの粉末付着防止を図るため，グローブックス構成材への微細加工およびナノ粒子コーティングによる粉末付着防止効果に係る測定・評価を実施した．

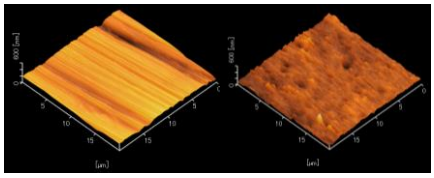
2. 実験方法

微細加工による粉末付着防止効果を確認するため，未加工のステンレス(SUS304, #400)とその表面に微細加工(Gemini 加工，㈱不二製作所)を施した SUS304 を使用した．

表面状態や付着力の測定のため，原子間力顕微鏡(AFM)(Seiko Instruments Inc., SPA-400)を使用した．AFM では，試験片表面と探針の間に働く原子間力によるカンチレバーの反りや振動を検出し，表面物性を測定する．探針の先端にコロイドプローブ(粒子径約 10 μm)のシリカ球)を取付け，付着力の測定を行った．

3. 測定結果および考察

AFM による SUS304 の表面測定結果を Fig. 1 に示す．未加工においては深さ約 20 nm、間隔約 1.5 μm の研磨溝が観察されたのに対し，微細加工後は深さ約 180 nm、間隔約 1.5 μm の突起が散在する表面構造が確認された．



(a) 未加工　　(b) 微細加工

Fig. 1. AFM による SUS304 測定結果

未加工および微細加工を施した SUS304 の表面と探針間の付着力を Fig. 2 に示す．各試験片について測定箇所を変えて計 9 回の付着力測定を行った．コロイドプローブと表面の平均付着力は，未加工の SUS304 では約 2.0 nN である一方，微細加工を施した場合は約 2.0 nN でほとんど変わらないものから 0.8 nN まで減少したものまでばらつきがあり，平均で 1.2 nN であった．表面状態の変化が影響していると推測される．未加工表面においては，プローブが線状の低い凸部と接触する一方，微細加工表面においては，点状の比較的高さのある凸部と接触する．この接触様式の違いにより，表面とプローブ間に働くファンデルワールス力に差が生じたと考えられる．また，微細加工における凸部の高さおよび分布にはばらつきが見られ，プローブが比較的平坦な部位に接触したことにより，未加工表面と同程度の付着力として観測されたと考えられる．MOX 粉末おいても，想定される粒子径約 2 μm に対して適切な間隔と深さの凹凸を作製することにより，付着力を低減できると見込まれる．

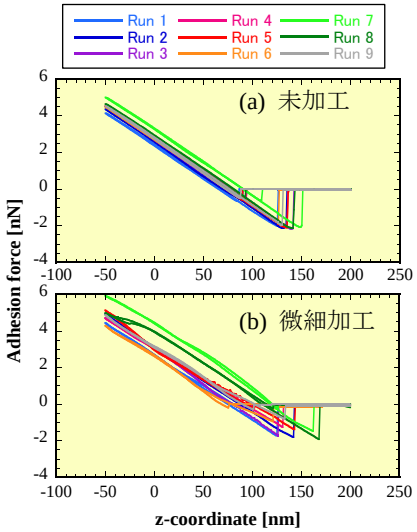


Fig. 2. SUS304 表面の付着力

4. 結論

グローブボックス構成材に対し，微細加工を施すことにより，粉末付着防止効果が得られることが示唆された．本手法は，グローブボックスや MOX 粉末を取扱う設備等における核燃料物質の滞留や外部被ばく線量の低減，パネルや除染作業時のゴーグル等への粉塵付着低減による視認性向上に有効と考えられる．

当日は，微細加工した SUS304 への粒子の付着力測定・評価結果についても報告する．さらに，ナノ粒子コーティングの効果を確認するため，アクリル，ポリカーボネートおよび未加工の SUS304 に対し，粒子径約 20 nm の親水性のシリカナノ粒子を表面に塗布した試験片に対する付着力測定・評価結果についても，合わせて報告する．

参考文献

[1] 瀬川智臣他, “ナノ粒子コーティングによる二酸化ウラン粉末付着防止効果の評価”, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 1E12

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Ryoma Tokura[2], Hiroshi Satone[2] and Michitaka Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Hyogo

Additive Manufacturing による核燃料製造技術の開発

Development of nuclear fuel fabrication technology using additive manufacturing

*渡部 雅[1]，加藤 正人[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

本研究では、ファインセラミックスの革新的な成形技術として研究開発が行われている Additive Manufacturing に着目し、市販型光造形 3D プリンターを用いて模擬核燃料物質の積層造形試験を実施し、当該技術の核燃料製造プロセスへの適用性を評価した。

キーワード：Additive Manufacturing、燃料製造、光造形、3D プリンター

1. 緒言

酸化物燃料のペレット成形工程では、一般的に一軸加圧成形法が採用されているが、成形体内部の不均一な応力分布により焼結時にペレットの変形や割れが生じることや金型充填性の高い原料粉末が必要なことといった課題がある。これらの課題を解決するために、Additive Manufacturing による三次元積層造形技術に着目した[1]。本技術は、金型不要のため成形体内部に不均一な応力分布が発生しないこと、積層により自在に任意形状の造形が可能となること等の特徴を有するが、核燃料製造工程への適用性については先行研究が非常に少ないため、その技術的な成立性を十分に検討・評価することが必要である。そこで本研究では、市販型光造形 3D プリンターを用いて、核燃料模擬物質の積層造形試験を実施し、Additive Manufacturing の核燃料製造プロセスへの適用性を評価することを目的とした。

2. 実験方法

マイクロ波加熱脱硝法により調製した模擬核燃料粉末（CeO_2 粉末及び CeO_2-ZrO_2 固溶体粉末）を光硬化樹脂と所定の重量比率になるように秤量・混合することで原料スラリーを作製し、光造形 3D プリンター（武藤工業株式会社製 ML-48 及び ML-100）を用いて光造形試験を実施した。作製する造形体の形状は直径 10 mm、高さ 10 mm のペレット状とした。

3. 結果及び考察

原料スラリーは、光硬化樹脂の重量比率の増加に伴い徐々に粘性が減少し、50 wt%において最適な流動性を示すことがわかった。しかし、混合直後は最適な流動性を示していても、半日ほど静置するとスラリー中の原料粉末が沈降し、粉末と光硬化樹脂が分離するため、混合後のスラリーは迅速に光造形試験へ供した。図 1 に光造形試験後の CeO_2 造形体の外観を示す。ペレット下部から上部にかけて問題なく積層造形を実施できたが、その最上部において剥離が確認された。これは、積層造形中に原料スラリー中の粉末の沈降が開始し、光硬化領域が不均一になったためと考えられる。上記の結果から、スラリーの均一性が造形体の品質に大きな影響を及ぼすことが判明したが、スラリーの攪拌・混合工程を最適化し、原料粉末と光硬化樹脂の分離を抑制すれば、模擬核燃料粉末の積層造形が可能となることが示唆された。

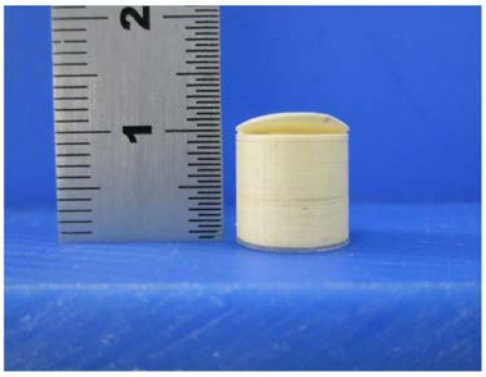


図 1　CeO_2 造形体の外観

参考文献

[1] 経済産業省、平成 25 年度製造基盤技術実態等調査（ファインセラミックス産業技術戦略策定基盤調査）報告書

*Masashi Watanabe[1] and Masato Kato[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1B01-05] Nuclide Separation and Transmutation

Chair:Jun Onoe(Nagoya Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:55 AM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[1B01] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Akihiro Suzuki[1], Yoichi Endo[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Yusa Muroya[5], Tatsuro Matsumura[3], Katsunori Ishii[3], Tetsuo Fukasawa[4] (1. NFD, 2. Kyushu Univ., 3. JAEA, 4. HGNE, 5. Osaka Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1B02] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1] (1. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM

[1B03] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Katsunori Ishii[1], Akihiro Suzuki[2] (1. JAEA, 2. NFD)

11:00 AM - 11:15 AM

[1B04] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akihiro Suzuki[2] (1. HGNE, 2. NFD)

11:15 AM - 11:30 AM

[1B05] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Yusa Muroya[1], Akihiro Suzuki[2], Yoichi Endo[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. NFD)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (22) システム概念仕様の検討

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(22) Development of the Conceptual Specifications for the FWM System

*鈴木 晶大[1]、遠藤 洋一[1]、稲垣 八穂広[2]、有馬 立身[2]、室屋 裕佐[3]、松村 達郎[4]、石井 克典[4]、深澤 哲生[5]
[1]NFD、[2]九大、[3]阪大、[4]JAEA、[5]日立 GE

現行再処理廃液をか焼・顆粒化し MA 分離変換技術が確立するまで貯蔵する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発を実施している。柔軟な廃棄物管理システム全体の概念仕様、及び各要素である顆粒体製造技術・顆粒体貯蔵技術・再廃液化技術の概念仕様の検討状況を報告する。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、ロータリーキルン法、高レベル廃液

1. 緒言

現行高レベル廃液の環境負荷を大幅に低減させるため、現行再処理廃液に MA 分離変換技術を適用可能とする柔軟な廃棄物管理法の開発を進めている。具体的には、現行再処理から排出される高レベル廃液をロータリーキルンでか焼・顆粒化し、MA 分離変換技術が確立するまで貯蔵した後に、再溶解して MA 分離用廃液とする技術である。これまでに、整合性のあるシステム全体概念のキー技術として、製造・貯蔵・再溶解する顆粒体の酸化物/硝酸塩比に着目し、各要素技術との整合性確認とシステム評価を行い、か焼温度 600℃で製造する顆粒体を用いることを定めた[1][2]。本研究では、この結果も含めたシステム全体の概念仕様、及び柔軟な廃棄物管理システムの構成技術である顆粒体製造技術・顆粒体貯蔵技術・再廃液化技術の概念仕様を検討した。

2. 概念仕様の検討状況

現行再処理廃液の顆粒化は、ガラス固化直前の現行再処理廃液に対して実施することを想定し、不溶解残渣やアルカリ廃液を含む現行再処理廃液を顆粒化の対象と定めた。顆粒体の局所溶融を防止するため顆粒体中発熱元素の凝集を 0.1mm 程度以下と定め、か焼方法として、混合しながらか焼が可能であり、かつ AVM でのガラス固化前段のか焼方法として実績のあるロータリーキルン法をベース技術として選定した。発熱元素の凝集防止に有効な手段として沸騰乾固時に膜沸騰を発生させることとし、再溶解容易性及び貯蔵時放射線分解による NOx 発生低減等の観点から適切な硝酸塩/酸化物比を実現するためにロータリーキルン内の最高温度(か焼温度)を 600℃と定めた。また、顆粒体の飛散防止のために顆粒体の粒径を 10μm 以上と定め、ロータリーキルン後半部の温度を調整して顆粒体硝酸塩成分の融点に近い温度での粘結による粒子粗大化を図ることとした。顆粒体の貯蔵は現行ガラス固化体貯蔵建屋を共用し、自然循環空冷しながら約 50 年間の貯蔵を見込むこととした。顆粒体の貯蔵はガラス固化体と比較して、貯蔵面積の低減が図れるものの発熱密度が高いため、φ10cm 程度の細径のキャニスタを収納管内に複数配置することとした。再廃液化は現在開発が進められている分離技術に接続でき、かつ、早期実現という制約の中で効果的な環境負荷低減効果が得られる観点から 95%以上の Am 及び Cm を回収できる手法として、硝酸溶解を行ってその溶液部を分離技術に供給することとした。

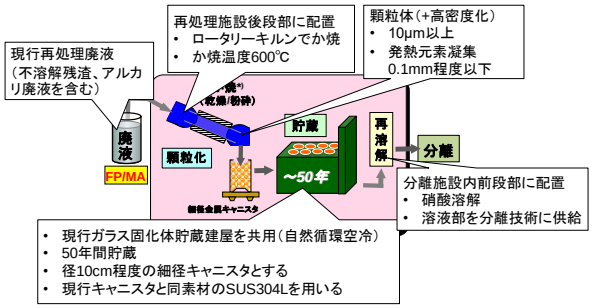


図 1 柔軟な廃棄物管理システムの概念仕様の検討状況

参考文献

[1] 鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01、[2] 鈴木ら、日本原子力学会 2018 年秋の大会 1G02

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した 2016~2019 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Akihiro Suzuki[1], Yoichi Endo[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Yusa Muroya[3], Tatsuro Matsumura[4], Katssunori Ishii[4], Tetsuo Fukasawa[5]
[1]NFD, [2]Kyushu Univ., [3]Osaka Univ., [4]JAEA, [5]Hitachi-GE

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(23) 高レベル廃棄物顆粒体製造用ロータリーキルンの運転パラメータの検討

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(23) Investigation of Process Parameter of Rotary Kiln for High-Level Waste Granule Production

*遠藤 洋一[1], 鈴木 晶大[1]

[1]NFD

高レベル廃液を連続注入しながら乾燥・か焼・顆粒化して高レベル廃棄物顆粒体を製造するためにロータリーキルン法を選定し、顆粒体作製技術を開発している。実験室規模のロータリーキルン試験装置で要素試験を実施し、得られた結果を元に実機ロータリーキルンへの適用性を検討した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、ロータリーキルン法、高レベル廃棄物顆粒体、高レベル廃液

1. 緒言

現行再処理廃液に将来確立するMA分離変換技術を適用することを目指し、高レベル廃液を顆粒化し貯蔵する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発[1]を進めている。顆粒体を高レベル廃液から連続的に製造する手法としてロータリーキルン（傾斜付き回転管状炉）法を選定している。本実用化開発では顆粒体製造用ロータリーキルンシステムの基本的な設計をすることをゴールとしている。これまで実験室規模のロータリーキルン試験装置を用い、高レベル廃液を模擬した非放射性硝酸溶液（以下、模擬廃液）を使って、ロータリーキルン内のプロセスを乾燥・か焼・顆粒化に切り分けて要素試験を実施してきた。ロータリーキルンの運転パラメータとして乾燥温度[2]、か焼温度[3]、顆粒化温度[4]、雰囲気[5]を最適化した。実機ロータリーキルンへの適用性を含めた基本的な設計のためには、上記に加えて、処理速度を実現するためのヒータ出力や、炉心管傾斜角度及び回転速度が必要となる。本研究ではそれらを取得し、実機への適用性を検討する。

2. 運転パラメータの検討

廃液を連続的に注入しながら顆粒体を製造する場合、乾燥・か焼・顆粒化のプロセスの中で水分蒸発に最も熱量が必要になるため、注入速度に対して乾燥ゾーンの出力が処理速度の律速因子となる。乾燥ゾーンヒータ容量が 1.4kW であるロータリーキルン試験装置において、乾燥時温度を一定に保ちつつ定常的に水を乾燥させ続けられる最大注入速度を測定した。さらにヒータ出力に対して乾燥に使われた入力熱量の割合を求めた。この試験装置での結果を実機ロータリーキルンに求められる処理速度に拡張すると、実機には乾燥ゾーンに 54kW の大容量のヒータが要求される。このため乾燥ゾーンの炉心管表面積を大きくすべく炉心管径を大きくする必要がある。

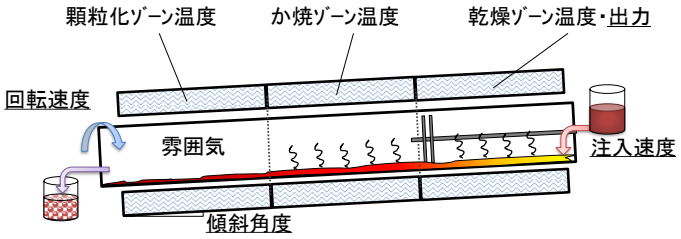


図 ロータリーキルンの運転条件パラメータ
（下線は本研究で取得）

廃液は乾燥プロセスを経た後、粉末状の廃棄物となって炉心管内を移動する。この移動速度を、粉末状模擬廃棄物を用い、傾斜角度と回転速度をパラメータとして測定した。移動速度は傾斜角度と回転速度の積に比例することから、か焼ゾーンに必要な時間滞留させ、顆粒化ゾーンでの必要な壁面移動量を確保するための最低限必要な実機の炉心管長さを評価可能と考えられる。

参考文献

[1] 鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01、[2] 遠藤ら、日本原子力学会 2019 年春の年会 1B04、[3] 鈴木ら、日本原子力学会 2020 年秋の大会（発表予定）、[4] 遠藤ら、日本原子力学会 2018 年春の年会 2O14、[5] 室屋ら、日本原子力学会 2019 年秋の大会 3B12

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した 2018~2019 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1]

[1]NFD

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

(24)顆粒体製造設備の基本的な設計（その２）

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(24) Design of the HLW granulation equipment (II)

*川口 浩一[1]、瀬川 智臣[1]、石井 克典[1]、鈴木 晶大[2]
[1]JAEA, [2]NFD

使用済み核燃料の再処理で発生する高レベル放射性液体廃棄物を中間貯蔵に適した安定な形態にする顆粒体製造設備の主要な構成要素であるロータリキルンについて、設備のコンパクト化を目指した設計検討を行った。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、HLW 顆粒体、顆粒体製造、遠隔保守

1. 緒言

廃棄物有害性低減を目的としてマイナーアクチニド(MA)リサイクルが検討されている。現有の高レベル液体廃棄物(HLW)から将来 MA を回収できるように、HLW を安定かつ再溶解可能な形態で一時保管する技術の開発が NFD を中心として進められてきた。JAEA では HLW を乾燥・固化するロータリキルンの設計を担当し、昨年度は遠隔保守への対応に重点を置き、炉心管等の基本的構造はコールド試験装置のスケールアップによる設備概念を構築した[1]。この設備概念によってロータリキルンの遠隔保守への対応可能性を示したものの、長い炉心管と炉心管内の固着物かきとりのための破砕棒の引き出し機構のため全長 8.4m となり、既存施設への設置を考えた場合に機器配置上の大きな制約となった。そこで、今年度は、NFD が実施したコールド試験から得られた知見を取り入れながら設備のコンパクト化を図った。

2. 検討方針

設備の最大寸法３m程度を目標に設計を見直すこととした。炉心管については太径化することで伝熱面積を確保し短尺化することとした。また、破砕棒については、炉心管と一体のモジュールとして扱うことで、引き出し機構を削除することとした。炉心管の具体的寸法については、現行再処理施設から発生する高レベル廃液の処理を想定し、コールド試験で得られた知見を取り入れて、必要な伝熱面積や滞留時間を確保しながら全長が短くなるように炉心管径や各ゾーン長を設定することとした。

3. 結論

設備コンパクト化のイメージを Fig.1 に示す。破砕棒を炉心管と一体のモジュールとして扱い、炉心管からの引き出しは保守エリアで実施することで、設備最大寸法の半分近くを占めている破砕棒引き出し機構を削除した。炉心管からの破砕棒の引き出しは保守エリアで実施することとなるが、コールド試験で得られた知見[2]から炉心管内の付着物かきとりの範囲を乾燥ゾーンの液溜め部以降とすることで破砕棒を短くし、太径化によって短尺化を図った炉心管に適用することで、引き出しのための作業スペースの軽減を図った。発表では、設備概念とともに、設備概略仕様や運転条件についても報告する。

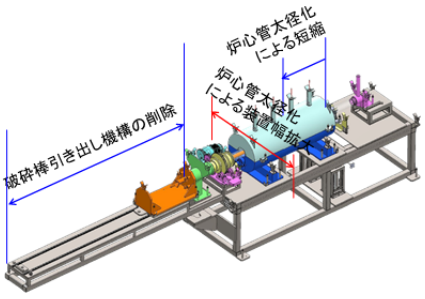


Fig.1　設備コンパクト化のイメージ

参考文献

[1] 川口　他、日本原子力学会 2019 年秋の大会（富山）、3B11
[2] 遠藤ら、原子力学会 2019 年春の年会（富山）、1B04

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した 2018～2019 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Katsunori Ishii[1] and Akihiro Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (25) 処分場面積への岩盤種類等の影響評価

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(25) The Impact Evaluation for Disposal Site Area with Different Host Rocks

*遠藤慶太[1]，星野国義[1]，深澤哲生[1]，鈴木晶大[2]
[1]日立 GE，[2]NFD

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法（柔軟管理法）は、軽水炉使用済燃料の再処理から発生する高レベル廃棄物（HLW）を顆粒体として貯蔵し、将来実用化される MA 分離変換技術（MA 分離技術）を適用し、放射性廃棄物減容・有害度低減に資する技術である[1]。柔軟管理法適用時の処分場面積低減効果について、地層処分場の岩盤種類、使用済燃料の再処理前冷却期間等をパラメータとし評価した。
キーワード：柔軟な廃棄物管理、高レベル廃棄物、処分場面積

1. 評価方法

地層処分場の面積は、処分場におけるガラス固化体 1 本当たりの占有面積 S に固化体本数 N を乗じることで算出される。柔軟管理法では顆粒化開始までの期間に発生する HLW は MA 非分離ガラス固化体となるが、顆粒化開始後の HLW は将来の MA 分離技術が適用され MA 分離ガラス固化体となるため、顆粒化開始までの期間の大小が MA 分離ガラス固化体の本数に影響する。両者が共存する場合の処分場面積 W を下式にて評価した。

処分場面積 W＝S(MA 分離)×N(MA 分離)＋S(MA 非分離)×N(MA 非分離)

占有面積 S については、処分場の岩盤種類や固化体の定置方式等を評価条件とし、固化体及び処分場の物性値等を主な入力データとした 3 次元熱伝導解析により評価した。解析では、固化体と岩盤間に充填される緩衝材の最高温度が 100℃以下となるように処分孔間隔や固化体への廃棄物充填率を調整した。前回[2]は、固化体の定置方式や MA 回収率、顆粒化開始までの期間をパラメータとした評価を実施し、顆粒化開始までの期間が処分場面積に影響することがわかった（MA 回収率、定置方式の違いによる影響は小さかった）。本報告では、顆粒化開始までの期間を 10 年、定置方式を処分抗道横置方式と固定し、岩盤種類や再処理前冷却期間（CT）、地層処分前冷却期間（SD）をパラメータとした評価を実施した。

2. 結果

処分場面積の相対評価結果を図 1 に示す。柔軟管理法の処分場面積低減効果は、軟岩盤で約 37%～48%、硬岩盤で約 42%～54%となった。CT 及び SD が大きくなれば、FP 発熱量が低減し、結果として固化体発熱量は低くなる。軟岩盤の場合、CT 及び SD が最大のケース④では FP 発熱量低減により処分孔間隔を理論上では更に狭くできるが、処分孔の構造的安定性の制約から 2.5d（d: 処分孔径）以下にできないため[3]、代わりに固化体への廃棄物充填率を高くし、固化体本数を減らすことで、最大の処分場面積低減効果が得られた。一方、硬岩盤の場合は固化体定置深度が深く環境温度が高いため、処分孔間隔を軟岩盤より大きくする必要がある。そのため、CT 及び SD が最大のケース⑧よりも、FP 発熱量変化に対する処分孔間隔の変化割合が大きいケース⑥にて最大の処分場面積低減効果が得られた。

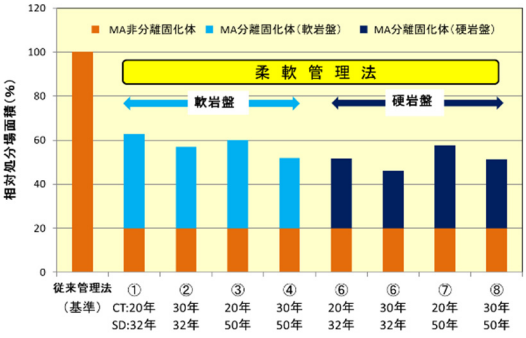


図 1　処分場面積の相対評価結果

参考文献　[1]鈴木ら，日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01、[2]遠藤ら，2019 年春の年会 1B06
[3]核燃料サイクル開発機構「わが国における高レベル放射性廃棄物　地層処分の技術的信頼性　-地層処分研究開発第 2 次取りまとめ-　総論レポート(JNC TN1400 99-020」平成 11 年 11 月 26 日
本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した 2018 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akihiro Suzuki[2] ([1] Hitachi-GE, [2] NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (26) HLW 顆粒体の異なる製造条件による貯蔵時化学安定性への影響

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(26) Chemical stability during storage of the HLW granules prepared in different manufacturing conditions

*室屋 裕佐[1]，鈴木 晶大[2]、遠藤 洋一[2]
[1]阪大産研，[2]NFD

HLW 顆粒体の貯蔵時化学的安定性に関して、含水率や焼成温度など、か焼体の条件を複合的に変化させて、放射線分解により発生する水素および NOx の発生量評価や反応機構の検討を行った。
キーワード：柔軟な廃棄物管理、化学的安定性、放射線分解、模擬硝酸塩仮焼体、製造条件

1. 緒言

柔軟な廃棄物管理法における HLW 顆粒体の貯蔵は、現行ガラス固化体貯蔵設備を共用し、また同じキャニスタ材を用いて封入する。貯蔵期間は 50 年間を想定しているが、顆粒体は HLW からの放射線環境下にあるため、貯蔵の成立性確認のためには化学安定性を確認する必要がある。顆粒体は酸化物と硝酸塩の混合体であり、放射線分解により NOx (NO, NO_2)や水素のガス発生が想定される。これまで純粋な $NaNO_3$ 粉末、か焼体についてガス発生の線量依存性や含水率依存性を評価してきた[1]。本発表では、含水率や焼成温度など、複合的な条件の変化によるガス発生への影響を調べた。

2. 実験と議論

バイアル瓶に入れた試料（10 g）をアルゴン脱気した後、阪大産研・コバルト照射施設（Rabbit11、167.7 TBq）において 400 – 500 kGy 程度のガンマ線照射を行った。照射後、瓶内の気相部をガスクロマトグラフ（水素検出）、および化学発光法に基づく微量濃度ガス分析装置（NOx 検出）で測定した。

まず、前回報告[1]において吸湿させた顆粒体（1～3%）よりも 1 桁小さな含水率のか焼温度 600 ºC の粉末試料（0.1%、0.2%）について NOx 発生量を調べた（図 1）。いずれも検出され（3.9×10^{-11} および 9.8×10^{-11} mol）、微量な含水によって NOx 発生が増加する傾向も見られた。50 年後のキャニスタ内の NOx 分圧はそれぞれ 0.013、0.033 atm と見積もられた。水分を含むと NOx 発生は促進されるものの、分圧上昇に対するキャニスタ機会強度の観点から小さいと見積もられる。脱水 600 ºC の顆粒体では、NOx 発生はほとんど検出されず（$<1.2\times10^{-11}$ mol）（図 1）、顆粒体製造後の吸湿を低減することで更に抑制効果が期待できる。か焼温度を少し下げた 500 ºC の粉末でも NOx はほとんど検出されない（$<2.9\times10^{-11}$ mol）ことから、か焼温度が若干不足した場合でも NOx 発生量の増加はほとんどないと言える。

次に、同様の試料で水素についても測定を行った。いずれの試料でも有意な水素が検出された。50 年間線量（11 GGy）へ線形外挿すると、製造時に含まれる水分の全量が水素となると見積もられた。すなわち含水率が 0.1%の場合、キャニスタ内の水素分圧は 4.7 atm と試算される。これはキャニスタの機械的強度からみると十分に低い値であるが、水素発生は微量の水分にも敏感であり、顆粒体のキャニスタへの密封前に湿潤空気に触れさせないことが重要であるとわかった。

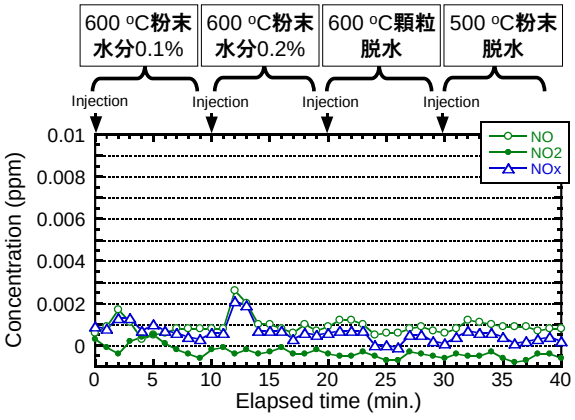


Fig. 1. Time profile of NOx concentration generated from calcined nitrate prepared in various conditions.

3. まとめ

か焼した硝酸塩へのガンマ線照射を行い、生成するガス（水素、NOx）の分析を行った。NOx についてはか焼温度が 500 ºC 以上であれば多少の水分を含んでも発生量は抑制されたが、水素発生は微量の水分にも敏感であり、顆粒体製造時の水分管理が重要となることが示された。

参考文献 [1]室屋ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A09、2019 年秋の大会 3B12

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した 2018 年度～2019 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

*Yusa Muroya[1], Akihiro Suzuki[2], Yoichi Endo[2] ([1]ISIR, Osaka Univ., [2]NFD)

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

[1B06-10] Vitrification 1

Chair:Takayuki Nagai(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 4:10 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[1B06] 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)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B07] 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], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Masato Nakaya[1], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B08] 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], Miki Harigai[1], Ria Mishima[1,2], Sotaro Tachioka[1], Keita Saito[1], Kenji Takeshita[1], Shinta Watanabe[3], Jun Onoe[3] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B09] 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

*Ria Mishima[1,2], Yusuke Inaba[2], Sotaro Tachioka[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[3], Jun Onoe[3], Masahiko Nakase[2], Tatsuro Matsumura[1], Kenji Takeshita[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. Nagoya Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B10] 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], Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2] (1. Tokyo Tech, 2. Nagoya Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

©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 （7）プロジェクト概要とまとめ

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
(7) Outline and summary of our project

*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

今年度，文部科学省／英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業／戦略的原子力共同研究プログラムの研究プロジェクトが最終年度に当たるため，プロジェクトの目的・概要と研究成果の要約を紹介する。

キーワード：シアノ基架橋型配位高分子材料，高レベル放射性廃液，ガラス固化体，収着機構，物理因子

研究概要とまとめ

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。

これらの問題を解決するために，文部科学省・戦略的原子力共同研究プログラム（H29–H31 年度）の助成を受けて，我々はこれまでプルシアンブルー（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用いて，PB やフェロシアン化アルミ配位高分子（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第一原理計算により抽出することにより，種々の3価金属イオンMと2価のFeの高収着性能を有する配位高分子材料を設計･創製し，白金族元素やMoに対する収着性能を調べた上で，ガラス固化実プロセス適用への工学的評価を行なってきた。

本講演では，これまで得られた研究成果を要約する。詳細は，本講演の後に続くシリーズ講演で発表する。

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，第一原理計算の一部（CASTEP 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。

参考文献

[1] S. Watanabe et al., *J. Appl. Phys.* **119**, 235102 (2016).
[2] S. Watanabe et al., *AIP Adv.* **8**, 045221 (2018).
[3] S. Watanabe et al., *Chem. Phys. Lett.* 7**23**, 76 (2019).
[4] R. Mishima et al., *Chem. Lett.*, in press. (2019).

---

*Jun Onoe[1], Shinta Watanabe[1], Yusuke Inaba[2], Miki Harigai[2] and 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
（8）フェロシアン化物への金属イオン収着における物理因子解析と高収着能を有する材料の検討

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
(8) Analysis of physical factors on the metal sorption of ferrocyanide nanoparticles and examination of a coordination polymer with a high sorption characteristic

*渡邊 真太[1]，針貝 美樹[2]，稲葉 優介[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

白金族およびモリブデンに対して、より高い収着性能を有するシアノ基架橋型配位高分子材料の開発を目的に、本研究では、フェロシアン化物への金属イオン収着における物理因子を第一原理計算により抽出および解析し、高収着能を有する材料の予測と検討を行った。

キーワード：白金族元素，モリブデン，フェロシアン化物，高レベル放射性廃液，第一原理計算

1. 緒言：我々は、これまで白金族（ルテニウム：Ru, ロジウム：Rh, パラジウム：Pd）およびモリブデン（Mo）を高レベル放射性廃液（HLLW）から一括回収するシステムを提案している。このシステムでは、シアノ基架橋型配位高分子の一種であるフェロシアン化物（HCF）を収着材として用いているが、システムの高効率化には、白金族および Mo に対して、より高い収着能を有する HCF の開発が重要である。しかしながら、新規収着材合成から収着試験までの一連の実験プロセスによる網羅的な材料探索には時間とコストがかかるため、理論設計による効率的な材料探索が望まれる。本研究では、効率的な材料探索を目指して、フェロシアン化物への金属イオン収着を支配する物理因子を第一原理計算により抽出・解析し、より高収着能を有する材料の理論予測および実験的検討を行った。

2. 計算手法：第一原理計算を用いて、HCF への金属イオン収着に関与すると考えられるエネルギー物理量を算出した。フェロシアン化物として、Al, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, CdHCF の 7 種を検討した。得られた各種エネルギー物理量と実験による収着率との相関関係を調べることにより、収着を支配する物理因子の抽出・解析を行った。さらに、これらの結果を基に、より高い収着性能を有する材料の予測・検討を行った。今回の計算では、擬ポテンシャル法を採用し、交換相関汎関数に一般化勾配近似である PBE（Perdew-Burke-Ernzerhof）を用いて行った。

3. 結果と考察：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、HCF 内部を拡散し、(100)面内でトラップされ、HCF 骨格を形成する金属イオンとの置換反応により収着することが分かっている。これらの素過程において、表面吸着および拡散障壁エネルギーについては収着金属種の価数ごとに分類することができ、置換エネルギーについては収着金属の価数に依存せず、実験収着率との間に良い線形相関を有することを見出した。また、上記 7 種の HCF の生成エンタルピーおよび骨格内の金属欠陥生成エンタルピーを評価したところ、後者と収着率との間に良い線形相関が見られた。さらに、より高い収着率を有するフェロシアン化物について理論計算を行った結果、Al^{3+}と Fe^{3+}の両イオンを骨格に有する Al/Fe ハイブリッド型の HCF が、白金族および Mo に対してより高い収着性能を有することが示唆された。電子状態を解析した結果、Fe^{3+}を骨格に含有することにより、フェルミエネルギー近傍に Fe^{3+}の 3d 軌道を主成分とする非占有軌道が出現することで、HLLW 中で錯体を形成している白金族および Mo との間で電子授受が容易になり、その結果、錯体から孤立イオン化しやすくなるためであると考えられる。

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], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Masato Nakaya[1], Kenji Takeshita[2] and Jun Onoe[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Tech.

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
（９）フェロシアン化アルミニウムの合成と金属イオン収着性能評価

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

(9) Synthesis and sorption studies of aluminum ferrocyanide

*稲葉 優介[1]，針貝 美樹[1]，三島 理愛[1,2]，立岡 壮太郎[1]，斉藤 慧太[1]，竹下 健二[1]，
渡邊 真太[3]，尾上 順[3]
[1]東京工業大学，[2]JAEA，[3]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）の合成条件を再検討した結果と、単一金属イオン（Mn, Co, Ni, Sr, Y, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, Cs, Gd）に対する AlHCF、FeHCF、MnHCF、CdHCF、CuHCF、CoHCF、NiHCF の収着性能評価について報告する。

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

1. 緒言　高レベル放射性廃液（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、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、フェロシアン化金属を用いた模擬 HLLW 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にしてきた。本発表では、AlHCF の更なる高性能化と収着特性の解明を目的に、AlHCF の合成条件の再検討及び模擬 HLLW に対する収着試験の結果と、AlHCF、FeHCF、MnHCF、CdHCF、CuHCF、CoHCF、NiHCF を用いた単一金属イオンに対する収着試験結果について報告する。

2. 結果と考察　AlHCF の合成条件の再検討を行った。反応後の乾燥温度を凍結乾燥、25、75℃の 3 条件として AlHCF を合成後、7 成分模擬 HLLW（Fe, Mo, Ru, Rh, Pd, Cs, Gd, 各 1 mM）を用いて収着試験を行った（固液比：20 mg/10 mL、室温、24 時間振盪）。凍結乾燥を行った AlHCF は、Mo、ニトロシル 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。また、各種分析から AlHCF は、AlHCF 成分と FeHCF 成分の混合状態であることが分かった。FTIR 分析等の結果より、乾燥温度が低い AlHCF ほど (Fe-CN-Al/Fe-CN-Fe) 比が高いことが明らかとなった。また、レーザー回折法による粒度分布測定の結果、他の乾燥方法と比べて、凍結乾燥のメジアン径と平均径が小さいことが明らかとなった。AlHCF の収着性能の向上に、(Fe-CN-Al/Fe-CN-Fe) 比と粒子径が影響している可能性が示唆された。

10 mM の単一金属イオンを含む 1.5 M 硝酸水溶液 10 mL に、フェロシアン化物 20 mg を加え、室温で 96 時間振盪することにより収着試験を行った。Ru に対しては AlHCF、CdHCF、MnHCF が比較的高い収着率（約 75, 62, 74%）を示した。Rh に対しては、全てのフェロシアン化物において低い収着率を示した（0〜5%）。Pd に対しては、AlHCF と MnHCF、CuHCF が中程度の収着率（60, 55, 67%）を示した。Mo に対しても全てのフェロシアン化物において低い収着率（約 10%以下）を示した。これらの結果より、模擬 HLLW と単一金属イオン溶液では、収着挙動や収着機構が異なる可能性が示唆された。AlHCF の模擬 HLLW に対する収着試験では、Pd 等の白金族元素の収着によって AlHCF の構造が変化し、Mo に対する収着性能が向上している可能性が考えられる。

【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], Miki Harigai[1], Ria Mishima[1,2], Sotaro Tachioka[1], Keita Saito[1], Kenji Takeshita[1], Shinta Watanabe[3], Jun Onoe[3]
[1]Tokyo Tech, [2]JAEA, [3]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
（10）フェロシアン化アルミニウムの白金族元素に対する収着性能評価

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
(10) Platinum-group elements sorption studies of aluminum ferrocyanide

*三島 理愛[1,2]，稲葉優介[2]，立岡 壮太郎[2]，針貝 美樹[2]，渡邊 真太[3]，尾上 順[3]，中瀬 正彦[2]，
松村 達郎[1]，竹下 健二[2]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学，[3]名古屋大学

我々はこれまでフェロシアン化アルミニウム(AlHCF)は高レベル放射性廃液(HLLW)から高効率に白金族元素(PGMs：Ru, Rh, Pd)を一括回収できる収着材であることを見出している．詳細な収着挙動を理解するために, PGMs 競合収着とそれに伴う金属イオンの溶出を調べたので報告する．

キーワード：白金族元素，収着，フェロシアン化アルミニウム，高レベル放射性廃液

1. 背景・目的　HLLW のガラス固化プロセスで問題となっている PGMs は，将来の高燃焼度化燃料や使用済 MOX 燃料再処理時に益々重要となる．3 価の金属イオンと 2 価の Fe イオンがシアノ基で架橋された構造を持つ種々のフェロシアン化物を合成および収着試験を行った結果, AlHCF が PGMs に対して最も高い収着性能を有することを見出した．更なる性能向上のためには収着メカニズムの解明が求められる．特に収着率の高い Pd が鍵と考え，① Pd 単成分系と② Pd と Ru(硝酸ニトロシル)ないしは Rh の二成分競合収着系，のそれぞれについて収着実験を行った．

2. 実験方法　AlHCF と PGMs (①単成分時は 5 mM，②競合収着時は Pd 2 mM, Ru と Rh はそれぞれ 3 mM)を含有する 1.5 M 硝酸溶液を固液比 20 mg/10 mL でバイアル瓶に入れ，室温振とうで収着させた．その後，遠心分離ならびにメンブレンフィルターで固液分離し，水相中の PGMs ならびに AlHCF 構成元素である Fe, Al の濃度を ICP 発光分析装置で定量分析した．

3. 結果と考察　表 1 に収着結果を示す．単成分系と二成分競合系の結果の比較から, Pd が共存することで単成分時よりも水相からの Ru, Rh の回収が促進されることが分かった．図 1 に AlHCF に収着した Pd と溶出した AlHCF 骨格の Fe, Al の量論関係を示した．明確な直線関係が得られ，その傾きの比は AlHCF の元素組成比である Fe : Al = 4 : 3 ではなく Fe : Al = 1 : 3.7 となり, Fe の量論比が Al に比べて少ないことが分かった．様々なメカニズムが考えられるが, Pd と置換した Fe が再度構造に取り込まれるなど部分的な構造変化が示唆される．系統的な収着試験の結果, AlHCF では単純なイオン交換のみならず幾つかの化学反応が起こることにより, Ru や Rh に対して高い収着性能を発現すると考えられる．

表 1　競合収着実験結果

Time (d)	Pd	Ru (nitrosyl)	Rh	Pd-Ru (nitrosyl)		Pd-Rh	
				Pd	Ru'	Pd	Rh
5.2	99.9	72.2	-	100.0	97.5	99.9	48.3
11.2	100.2	85.7	17.6	101.8	100.0	102.0	54.8
19.2	100.2	90.3	37.9	101.1	100.4	101.6	63.9
26.2	100.2	93.4	51.2	100.6	100.4	101.6	65.4

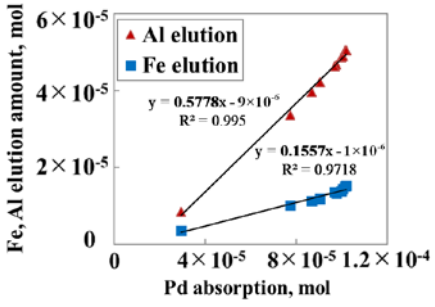


図 1　Pd 収着量と Fe, Al 溶出量の相関

4. 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．

*Ria Mishima[1,2], Yusuke Inaba[2], Sotaro Tachioka[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[3], Jun Onoe[3], Masahiko Nakase[2], Tatsuro Matsumura[1], and Kenji Takeshita[2], [1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Tokyo Institute of Technology., [3]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
（11）システム評価

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
(11) Process Evaluation

*竹下 健二[1]、稲葉 優介[1]、針貝 美樹[1]、渡邊 真太[2]、尾上 順[2]
[1] 東工大先導研、[2] 名古屋大学

フェロシアン化アルミニウム（AlHCF）を用いた模擬 HLLW からの白金族元素・Mo の同時吸着プロセスの導入によるガラス固化体への高レベル廃液の高充填化について検討した。高充填化に伴うガラス固化体の発熱量増加を抑制し、かつ早期に最終処分するためには発熱核種 Sr、Cs の分離が必要となる。

キーワード：フェロシアン化物、フェロシアン化アルミニウム、白金族元素、モリブデン、ガラス固化体

1. 緒言　本研究で提案されている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 からの白金族元素と Mo 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、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の発生量低減化の必要要件を検討した。

２．白金族元素、Mo 同時回収プロセスの導入効果　白金族元素と Mo 同時回収プロセスの性能を評価するために、模擬 HLLW（Cr, Mn, Fe, Ni, Sr, Y, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Gd の 21 成分）を用いて、フェロシアン化アルミニウムの吸着試験を固液比 0.08 g/L、温度 25℃、振盪時間 24 h の条件で行い、Pd、Ru、Rh、Mo に対してそれぞれ 100%、68%、48%、77%の吸着率を得た。PWR からの使用済み UO_2 燃料（燃焼度 45GWd/THM）を再処理工場で処理し、発生する HLLW から白金族元素・Mo 同時回収プロセスを通した後、廃液をガラス固化する。ガラス固化体に存在する核種組成は ORIGEN-ARP で評価した。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 1.5wt%/本とした。図 1 に示すように、冷却期間 10～30 年の使用済み燃料に対して必要な白金族元素と Mo の回収率を評価した。適切な白金族元素・Mo の回収によりガラスへの HLLW の高充填化が可能になる。しかしながら高充填化をするとガラス固化体の発熱量が増加し、地層処分が可能な発熱量（0.35kW/本）になるまで長い時間を必要とする。例えば 35wt%の高充填ガラス固化体では 100 年以上となる。発熱の主な原因物質は Sr、Cs 及びその娘核種(Y、Ba)であり、Mo、白金族元素と同時に Sr、Cs を HLLW からそれぞれ 90%程度分離すれば、35wt%の高充填ガラス固化体の貯蔵期間は 40 年程度に短縮される。このガラス固化体では Mo と白金族元素の分離率がそれぞれ 59%、48%必要となるが、これらの値はフェロシアン化アルミニウムを用いた白金族元素と Mo の同時回収プロセスの導入により十分達成可能である。また 35wt%の高充填ガラス固化体の発生本数は Mo と白金族元素を分離しない通常の廃棄物充填率 22wt%のガラス固化体に比べて約半分に低減される。

	Mo/PGM非分離		分離率(%)		Mo/PGM分離後
冷却期間(年)	廃棄物含有率(wt%)	制限因子	Mo	PGM	廃棄物含有率(wt%)
4	20.99	熱	-	-	-
10	21.97	MoO_3 含有量	46.1	43.4	29.72
20	22.07		58.8	56.8	35.12
30	22.14		66.2	64.5	40.11

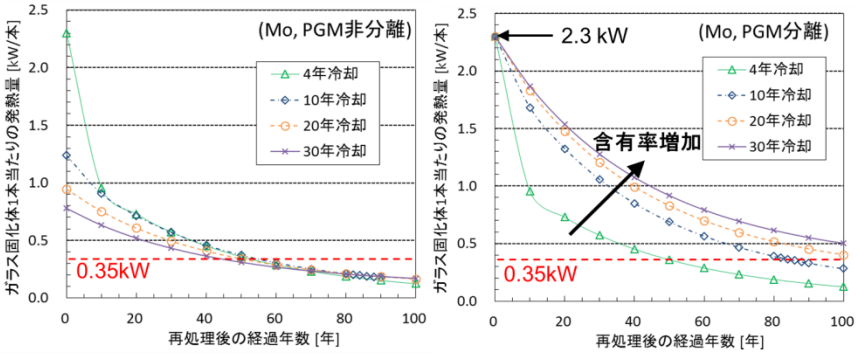


図1　使用済みUO_2燃料の再処理で発生する高レベル廃液を充填したガラス固化体の発熱量の時間変化

*Kenji Takeshita[1], Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[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

[1B11-13] Vitrification 2

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)

Mon. Mar 16, 2020 4:10 PM - 5:00 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[1B11] Residual glass removal in melting furnace at Vitrification Technology Development Facility (TVF)

*Tadayuki Matsumura[1], Hirotaka Sumi[1], Takeshi Tokoro[1], Sho Yamauchi[1], Shohei Sato[1], Shigeru Kano[1], Yo Morikawa[1] (1. JAEA)

4:10 PM - 4:25 PM

[1B12] Investigation of silica structure in borosilicate glasses by Raman spectrometry

*Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Koji Kaneko[1], Ryuhei Motokawa[1], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Homma[2], Kazuya Hirono[2] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1B13] Study on evaporation behavior of undissolved residue (platinum group elements) during production of the high-level radioactive wastes

*Ryohei Hattori[1], Asahi Nitta[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matuura[1], Haruka Tada[2], Kawashima Hidenori[2] (1. Tokyo City University , 2. IHI Corporation)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化技術開発施設（TVF）における溶融炉内の残留ガラス除去

Removal of Residual Glass in the Melter at Tokai Vitrification Facility(TVF)

*松村 忠幸[1]，角 洋貴[1]，所 武司[1]，山内 祥[1]，佐藤 庄平[1]，守川 洋[1]，狩野 茂[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

高レベル放射性廃液のガラス固化処理運転において白金族元素がガラス溶融炉の炉底に堆積､残留する課題に対し、白金族元素堆積量の指標に到達した溶融炉内部の残留ガラスの機械的除去を行い、炉内状態の回復を図った。

キーワード：東海再処理施設，TVF，ガラス溶融炉，残留ガラス除去

1. 緒言

東海再処理施設の廃止措置の一環として､ガラス固化技術開発施設(TVF)にて実施している高レベル放射性廃液のガラス固化処理運転では、ガラス溶融炉の炉底に堆積する白金族元素に係る対策として運転停止の指標を定め、定期的に残留ガラスの機械的除去を行い、溶融炉の健全性維持、並びに着実なガラス固化処理の遂行に努めている。2017 年の運転時に指標に到達したことから、2018 年 10 月から 2019 年 1 月にかけて、溶融炉内に残留したガラスの機械的除去を実施した。

2. ガラス溶融炉の運転管理状況

TVF は、前回（2010 年）実施した溶融炉整備（残留ガラス除去）以降、①白金族元素堆積量を検知しながらガラス固化体を製造し、②白金族元素堆積量（主電極間抵抗）が処理運転を停止する指標に到達したことに伴い運転停止操作（ドレンアウト）を行った後、③残留ガラス除去を実施した【図 1】。

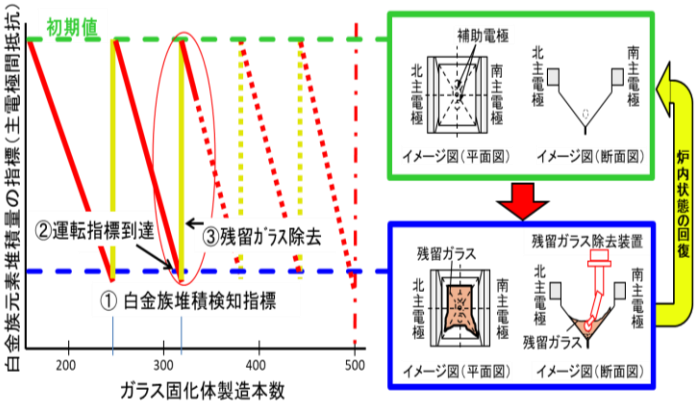


図 1　ガラス溶融炉（TVF2 号炉）運転方法イメージ

3. 炉内残留ガラス除去の作業

除去作業時に使用する機器の負荷低減、放射線劣化低減を図るため、炉内に残留したガラス量の減少及び線量率の低下を目的としてガラスカレットを使っての洗浄作業を実施し、残留ガラス量を約 21 kg減少させ、炉内線量率も約 300 Gy/h から約 150 Gy/h まで低下させた。なお、事前に実際に使用する装置を用いたモックアップにより作業者への力量を付与する等、入念な準備を行った。また、除去作業においては、専用の遠隔装置を使用し、残留したガラスを表面から徐々に削り取る方法を繰り返すことで除去効率向上を図った。交換が想定される部品類については予備品を確保し、機器の作動状況等から計画的に交換することで機器の除去能力を維持し、安定した作業を継続することができた。

4. まとめ

残留ガラス除去作業後に実施した 2019 年のガラス固化処理運転時に、溶融炉の主電極間抵抗が初期値まで回復したことを確認した。なお、上記の対応を図ったことにより工程遅延につながる不具合や機器故障等の発生も無く、計画よりも短い作業期間で完遂することができた。

参考文献

[1] 松村,他,2016 秋の大会 1E09

* Tadayuki Matsumura[1], Hirotaka Sumi[1], Takeshi Tokoro[1], Sho Yamauchi[1], Shohei Sato[1], Yo Morikawa[1], Shigeru Kano[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency.

ラマン分光測定によるホウケイ酸ガラスのシリカ構造評価

Investigation of silica structure in borosilicate glasses by Raman spectrometry

*永井崇之[1]，岡本芳浩[1]，金子耕士[1]，元川竜平[1]，小林博美[2]，本間将啓[2]，廣野和也[2]
[1]JAEA，[2]E&E テクノサービス

ガラス固化体の製造に供するホウケイ酸ガラス原料について，アルカリ成分やB_2O_3量を変えたガラス試料を作製し，組成によるSi−O架橋構造への影響をラマン分光測定で調査した．また，これらガラス原料へ廃棄物成分を添加した模擬廃棄物ガラスを作製し，ガラス原料組成による相違を確認した．

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，ラマンスペクトル，シリカ構造

1. 緒言　廃棄物の高充填化を目指したガラス原料の組成開発が，資源エネルギー庁公募事業[1]等において進められている．本研究は，ホウケイ酸ガラス組成がガラス構造へ与える変化を把握するため，現行原料組成を参考に作製した試料を対象にガラス構造を評価している．これまでに中性子小角散乱法により Na_2O 濃度が周期的ナノ構造に影響し[2]，ZnO,CaO,Li_2O の添加が分相を抑制する可能性があること[3]，また軟 X 線 XAFS 測定により Na_2O 濃度や廃棄物成分が B−O 配位構造へ影響すること[4]を確認した．本報は，模擬廃棄物ガラスのシリカ（Si−O）架橋構造の評価[5]と同様，ラマン分光測定により評価した結果を述べる．

2. 実験　試料はガラス原料14組成と模擬廃棄物ガラス8組成であり，作製したガラス円柱から切り出した平板面を，顕微レーザラマン分光光度計NRS-5100でラマン分光測定した．ガラス原料の作製手順は，現行組成PF798を基準に所定量の試薬（SiO_2,H_3BO_3,Na_2CO_3等）をAl_2O_3ルツボへ装荷し，大気中1150℃で溶融した状態を2.5 h保持した後，黒鉛円筒へ流し込んで徐冷後のガラス原料円柱から平板試料に切り出した．模擬廃棄物ガラス試料は，ガラス原料円柱を破砕してAl_2O_3ルツボへ装荷し，Na_2O成分を除く廃棄物成分が18wt%となるよう模擬廃液を添加し約650℃で脱硝後，ガラス原料と同様に作製した．

3. 結果　ガラス原料は，Na_2O 濃度が高い組成ほど 600 cm^{-1} 以下に出現する Si−O 環状構造ピークが減少し，900～1200 cm^{-1} の架橋構造ピークが増大し（**図１**），Na_2O が Si−O 環状組織から架橋組織への移行を促す．10wt%Na_2O 組成で Li_2O による影響を見ると，Li_2O-free 組成（**赤線**）は 3.6wt%Li_2O 共存組成（**黒線**）より環状組織から架橋組織への移行割合が低い．この Li_2O による影響は，(Na_2O+Li_2O)モル濃度が等しい模擬廃棄物ガラスでも観察され（**図２**），非架橋酸素数毎に中心波数が異なる複数の Si−O 架橋構造のピーク形状は，Li_2O-free 組成（**赤線**）の各ピークが分離傾向を示すのに対し，Li_2O 共存組成（**黒線**）は重複傾向を示す．Al_2O_3 のラマンスペクトルが歪によって波数シフトする事例[6]等から，Na_2O と Li_2O が共存するガラス組成は多様な歪が内在し，重複した Si−O 架橋構造ピークが出現すると推察できる．

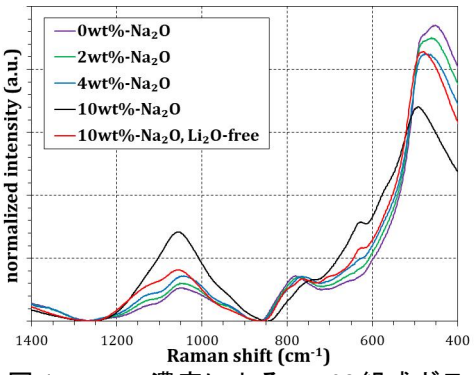


図１　Na_2O 濃度による PF798 組成ガラス原料のラマンスペクトル変化

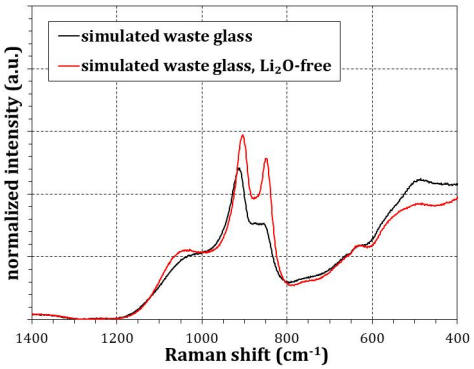


図２　Li_2O の有無による模擬廃棄物ガラスのラマンスペクトルの相異

参考文献　[1]石尾,2019 年秋の大会 1A17. [2]元川,2018 年春の年会 1N10. [3]元川,2018 年秋の大会 2G11. [4]永井,第 22 回 XAFS 討論会(2019)P-05. [5]永井,2018 年春の年会 1N08. [6]來海,他,材料 vol.58,No.7(2009)603-609.

*Takayuki Nagai[1],Yoshihiro Okamoto[1],Koji Kaneko[1],Ryuhei Motokawa[1],Hiromi Kobayashi[2],Masanobu Homma[2],Kazuya Hirono[3]
[1]JAEA, [2] E&E Techno Service Co.

高レベル放射性廃棄物作製時における不溶解残渣（白金族元素）の蒸発挙動に関する研究

Study on evaporation behavior of undissolved residue (platinum group elements) during production of the high-level radioactive wastes

*服部 亮平[1]，新田 旭[1]，佐藤 勇[1]，松浦 治明[1]，多田 晴香[2]，川島 英典[2]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

高レベル放射性廃液をガラス固化する際には、白金族元素はガラスへの溶解度が低く、一部の元素ではメルター内で蒸発挙動を示しオフガスへ移行することが知られている。このため、本研究ではガラス固化時の温度領域における白金族元素の蒸発挙動を混合粉のみの形態にて TG-DTA を用いて評価した。
キーワード： 核分裂生成物，不溶解残渣，ガラス固化，蒸発挙動

1. 緒言

ガラス固化体作製時にメルターへ投入される高レベル廃液は、不溶解残渣が含まれている。不溶解残渣は再処理工程中の硝酸溶液に溶解せずに残る合金形態のものであり、その主な成分は白金族元素である(1)。ガラス固化体作製時において、白金族元素はメルター内の温度及び酸素分圧に依存して、蒸発を経て組成が変化する可能性がある。本研究では、軽水炉燃料（低燃焼度及び高燃焼度）及びプルサーマル燃料で発生すると考えられる不溶解残渣の白金族金属相について、模擬物質の作製及びその熱物性評価を行う。

2. 実験方法

Mo、Ru、Rh 及び Pd の粉末（純度 99.9%）を秤量のうえ、防湿容器に入れ均一混合し、ダイス（Φ6.9）を用いてプレス成型にて 200MPa で圧粉体を得た。次に圧粉体を等方性カーボンるつぼに入れ、高周波加熱炉を用いて、Ar 雰囲気で 2200℃まで昇温することで溶融させた。

これに引き続き、1000℃まで降温し、その温度で 10 分間保持し、当該温度での安定相とした。作製した合金試料に対して X 線回折（XRD）測定を行い、XRD パターンを得た。一方で、Mo、Ru、Rh、Pd 及び Re の混合粉に対して、空気雰囲気において、昇温速度 10℃/min、到達温度 900℃の条件で TG-DTA 分析を行った。なお、TG-DTA 分析前後の試料に対して XRD 測定を行い、その結晶構造の変化を評価した。

3. 結果と考察

作製した合金試料に対して得られた XRD パターン（図 1）は、同組成を持つ XRD パターンの文献値(2)と同様であった。この結果より、得られた合金試料は文献における ε 相（最密六方晶）と同じ結晶構造を持つことが示唆され、試料作製方法の妥当性が確認できた。

混合粉の TG-DTA 試験では試験後の XRD 分析において、Mo 酸化物の存在が明らかになった。また、TG-DTA 分析（図 2）での各屈曲が構成金属の酸化、還元、蒸発に伴うものであることが熱力学平衡計算コード（FactSage）で確認された。ここで得られた TG カーブは、互いの反応が複雑に積算された形となったものであり、反応速度論も関連していると考えられる。今後は、各反応を理解するため単独元素の結果とあわせて、挙動の解明を進めていく。

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 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。

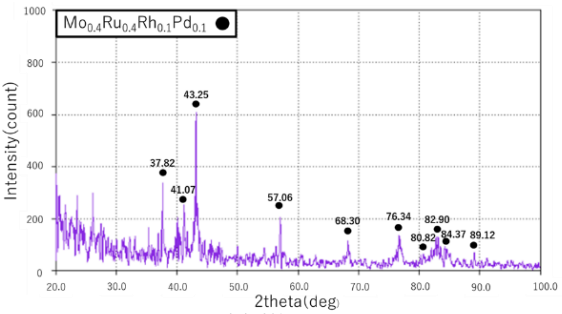


図1 合金試料XRDパターン

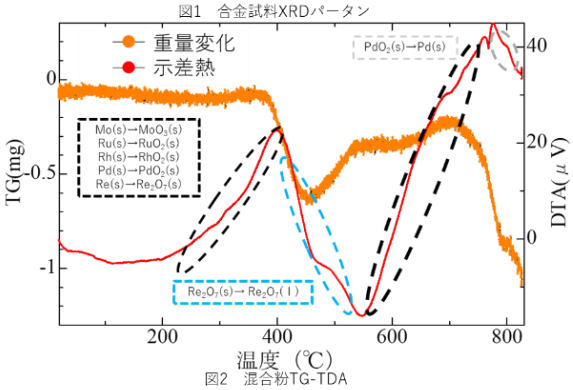


図2 混合粉TG-TDA

参考文献

(1) H. Kleykamp, J. O. Paschoal, R. Pejsa and F. Thommler, *J. Nucl. Mater.* 130 (1985) 426-433.
(2) J. O. A. Paschoal, H. Kleykamp and F. Z. Thümmler, *Metallkd*, 74 (1983) 652-664.

*Ryohei Hattori[1], Asahi Nitta[1] ,Isamu Sato[1],Haruaki Matuura[1],Haruka Tada[2] and Hidenori Kawashima[2]
[1]Tokyo City University., [2]IHI Corporation .

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

[1D01-06] Nuclide Migration

Chair:Takamitsu Ishidera(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 12:10 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[1D01] Ion Mobility Parameter of Crystalline Rocks in Intact Part

*Kenji Fukuda[1], Yusuke Ozaki[1], Hiroaki Murakami[1], Kaori Itai[2], Masayuki Ishibashi[1], Eiji Sasao[1] （1. JAEA, 2. C・Tech）

10:30 AM - 10:45 AM

[1D02] Geochemical modeling for groundwater chemistry at crystalline rock area

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

10:45 AM - 11:00 AM

[1D03] Follow-up survey of environmental transfer parameter values for biosphere assessment

*Yukiko Fukaya[1], Siyi Sun [1], Makoto Hirayama[1], Takeshi Sugiyama[1], Keiko Tagami[2], Tomoko Kato [3], Shigeo Uchida[1,2] （1. JANUS, 2. NIRS, 3. JAEA）

11:00 AM - 11:15 AM

[1D04] The application of Machine learning for reducing the computational load in the particle tracking simulation

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

11:15 AM - 11:30 AM

[1D05] Changes of mass transfer and porosity distribution in porous media, considering a drying process before the closure of repository

*Satoshi Kano[1], Yuichi Niibori[1], Taiji chida[1] （1. Tohoku Univ.）

11:30 AM - 11:45 AM

[1D06] Laboratory experiments of the swelling behavior of bentonite buffer due to the mechanical interactions between the buffer and backfill materials

*Shun Kimura[1], Kimihiro Kinota[1], Yutaka Sugita[1], Motoki Moriiwa[2], Sumio Niunoya[2], Shinichi Takahashi[2], Tomoyuki Shimura[2] （1. JAEA, 2. OBAYASHI）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

結晶質岩の健岩部におけるイオンの物質移動特性

Ion Mobility Parameter of Crystalline Rocks in Intact Part

*福田　健二[1]，尾崎　裕介[1]，村上　裕晃[1]，板井　佳織[2]，石橋　正祐紀[1]，笹尾　英嗣[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]株式会社シーテック

結晶質岩中で生じるマトリクス拡散は，割れ目中の地下水流動に伴う物質移動を遅延させる可能性がある。本研究では，結晶質岩を対象に透過拡散試験，空隙率測定，比抵抗測定を実施した。比抵抗測定の結果から実効拡散係数が推定できる可能性が見いだされた。

キーワード：実効拡散係数，フォーメーションファクター，透過拡散試験，空隙率測定，比抵抗測定

1. 緒言　花崗岩などの結晶質岩では，地下水中の溶存物質は主に割れ目中を流動するが，その一部は割れ目周辺の岩盤へ拡散（マトリクス拡散）する可能性がある。そのため，マトリクス拡散により物質の移動を遅延させる効果が期待できる。この現象の評価については，実効拡散係数(De)を把握することが必要である。そこで本研究では，結晶質岩を対象に De，空隙率，比抵抗を測定し，De を簡易に測定する手法について検討した。

2. 実験方法　本研究では岩石試料の不均一性の影響を排除するため，全ての測定を同一試料で実施した。岩石試料は肉眼観察で変質を被っていない部分(健岩部)をφ25 mm，厚さを 5 mm の円柱状に切断・研磨したあと，アクリル樹脂製の試料ホルダーにエポキシ樹脂を用いて固定した。透過拡散試験は，トレーサーとしてウラニン($C_{20}H_{10}Na_2O_5$)を 500 mg L^{-1} を含む水溶液を用いて実施し，各時間で分取した溶液試料を蛍光光度計にて測定した。空隙率は，蒸留水で空隙を飽和させ，その重量変化から空隙体積を算出する水飽和法で測定した。比抵抗は，既知の電気伝導率の溶液を岩石試料に充填し，LCR メーターを用いて測定した。

3. 結果・考察　透過拡散試験結果から算出した各岩石試料のウラニンの De は 10^{-14}~10^{-13} m^2 s^{-1} オーダー，比抵抗から算出したフォーメーションファクター(FF, FF = 間隙水の比抵抗/間隙水を含む試料の比抵抗)は 10^{-4}~10^{-3} オーダーであった。比抵抗から算出した FF と De の間にはばらつきはあるものの，正の相関が認められ，図 1 中の赤線で示した細孔拡散モデルで説明できる可能性がある。これは，比抵抗値からおおよその De を算出できることを示していると考えられる。結晶質岩のような低空隙率の De を算出するには，多大な時間を要する(本実験の場合，厚さ 5 mm で 12~24 ヶ月程度)ことが多いが，比抵抗値は迅速に測定することができる。したがって，比抵抗測定による実効拡散係数の算出は非常に簡便な手法として利用できると考えられる。

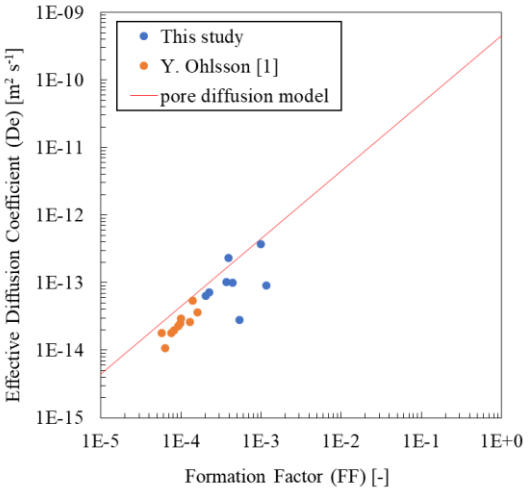


図 1　ウラニンの実効拡散係数とフォーメーションファクターの関係

参考文献

[1] Y. Ohlsson, et al., Matrix Diffusion: Through-Diffusion Versus Electrical Conductivity Measurements，Symposium-Scientific Basis for Nuclear Waste management XXIV, vol.663, pp.241-246 (2000).

---

*Kenji Fukuda[1], Yusuke Ozaki[1], Hiroaki Murakami[1], Kaori Itai[2], Masayuki Ishibashi[1], and Eiji Sasao[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2]C・Tech

結晶質岩地域における地下水の水質形成に関する解析

Geochemical modeling for groundwater chemistry at crystalline rock area

村上　裕晃[1]，岩月　輝希[1]
[1]原子力機構

岐阜県東濃地域で得られた地下水水質データに基づき，地球化学計算コードを用いた再現解析により水質形成に関わる主要鉱物反応を同定する手法を考案した。この方法を用いて，複数の結晶質岩が分布する地域の地下水水質データを解析し，地下水の水質形成プロセスを検討した。

キーワード：地下水水質，熱力学的解析，PHREEQC

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分では，地下水の水質が放射性核種の溶解度や人工バリアの機能に影響するため，地下水水質の空間分布とその長期的な変化を評価する必要がある。地下水水質の長期的な変化を予測するためには，地下水の水質形成プロセスを推測する必要がある。結晶質岩では，地下水の水質変化は長石，方解石や粘土鉱物との水-鉱物反応が支配している可能性が指摘されているが，結晶質岩中には様々な鉱物が存在していることから，前述の鉱物のみが水質変化に影響しているかどうかは不明である。本研究では，東濃地域における地下水の水質変化を理論的に再現する方法[1]を用い，複数の結晶質岩地域の地下水水質データを解析することで，地下水の水質形成に関わる主要鉱物反応を同定した。

2. 方法

公開情報をもとに，約 10 地点の結晶質岩地域における地下水や温泉水の地質・水質データを収集した。熱力学解析には PHREEQC（LLNL.dat）を利用した。PHREEQC では，任意水質の溶液に対する様々な鉱物の飽和指数（SI）を計算して，鉱物と溶液の反応により形成される水質を導出することができる。本研究では，各地域の地下水に対する様々な鉱物の飽和指数を計算した上で，表層水（河川水）を初期地下水として，初期地下水に対して，当該地域の地下水が示す各鉱物の SI に達するまで各鉱物を溶解／沈殿させた状態を理論的に計算し，計算値と観測値を比較することで，観察値を再現可能な鉱物組合せを抽出した。

3. 結果・考察

各地域において認められた鉱物を反応鉱物として設定することで，pH，水質タイプ，総溶存イオン濃度がおおむね再現可能であった。このことから，今回の手法を用いることで，地下水水質の形成に関わる主要鉱物反応を抽出できていると考えられた。この結果は，表層水の水質データと岩盤の鉱物情報に基づいて，地下水水質を予測できる可能性があることを示唆している。また，地下水年代が唯一報告されている土岐花崗岩地域では，地下水の ^{14}C 年代が，Na 濃度および再現解析による albite 溶解量の計算値と比例することが分かった。albite 溶解量の計算値と地下水年代の関係から土岐花崗岩中の albite の溶解速度を計算すると，千年で 100 μmol/L オーダーと見積もられた。一般的に，地下深部における鉱物の反応量を見積もるのは困難であるが，地下水年代と水質の解析結果を組み合わせることで予察的に推測できる可能性がある。このことは，結晶質岩地域の地下水水質の長期変化が予測できる可能性があることを示唆する。

参考文献

[1] 岩月・村上：花崗岩中の地下水水質の再現解析手法の提案．原子力学会 2019 年秋の大会予稿集，1C08.

* Hiroaki Murakami[1] and Teruki Iwatsuki[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

生活圏評価のための環境移行パラメータ設定値の追跡調査

Follow-up survey of environmental transfer parameter values for biosphere assessment

*深谷 友紀子[1]，孫 思依[1]，平山 誠[1]，杉山 武[1]，田上 恵子[2]，加藤 智子[3]，内田 滋夫[1,2]

[1]日本エヌ・ユー・エス(株)，[2]国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構，[3]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

現在の生活圏評価では IAEA 等のレポートの値を用いているが、確からしい評価をするためには最新の知見も導入していくことが望ましい。その際、過去のパラメータ値との相違について確認する作業も必要である。本検討では生活圏評価で使用するパラメータについて、出典の追跡調査を行った。

キーワード：生活圏評価，放射性廃棄物，移行係数，濃縮係数，分配係数

1. 緒言

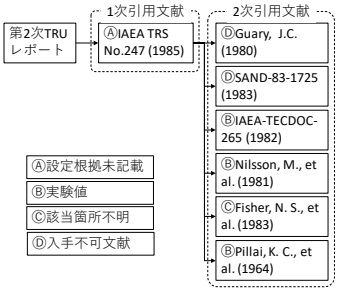
生活圏評価上、重要と考えられるパラメータと考えられる土壌の分配係数、土壌からの農作物への移行係数、畜産物への濃縮係数、水産物への濃縮係数は、国際機関によるテクニカルレポートや様々な学術研究の成果等が利用可能であり、評価においてはこれらに基づきパラメータの設定を行うことが可能である。一方で、これら文献においては、数値の設定根拠が記載されていないことがある。また、特に年代的にも古い引用文献や、他の学術研究の成果を引用している場合、データがどのように採択されてきたのか、その決定プロセスが明確でないものもある。より確実な安全性を示すためには、評価パラメータ値の根拠を明確にしておくことが重要と考え、試行的に現時点における評価パラメータ値の根拠の追跡調査を実施した。

2. 調査方法

安全評価上重要と考えられる 5 元素（C、I、Cs、U、Pu）を対象に、前述の 4 つのパラメータについて、わが国における主な被ばく評価に係る文献[1][2]の追跡調査を実施した。

3. 調査結果及び考察

例として、海産物（海藻）への Pu の濃縮係数についての追跡調査結果を右図に示す。第 2 次 TRU レポート[1] での追跡調査の結果、Ⓐ設定根拠未記載、Ⓑ実験値、Ⓒ該当箇所不明、Ⓓ入手不可文献に分類された。第 1 次引用文献である IAEA TRS No.247[3]では、Pu の海藻の濃縮係数は 2,000L/kg であるが、その設定根拠は未記載であった。さらに遡った 2 次引用文献まで追跡調査した結果、その一つである Pillai., et al. (1964)[4]の実験結果をみると、海藻の種類によって、660～1,570L/kg の濃縮係数が示されている。IAEA TRS No. 247 では、多くの文献データから保守的な設定を行ったと思われる。このような調査によりパラメータ値の根拠を把握でき、海藻はわが国において一般的な食物であることから、より詳細にデータを確認する必要があると思われた。



参考文献

[1] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構, TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－, JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02 (2005).

[2] 日本原子力学会，日本原子力学会標準　浅地中処分の安全評価手法：2016, AESJ-SC-F026:2016 (2017).

[3] IAEA, Sediment Kds and Concentration Factors for Radionuclides in the Marine Environment, TRS No.247 (1985).

[4] Pillai, K.C., Smith, R.C., Folsom, T.R., Plutonium in the marine environment, Nature (London) .203, 568 (1964).

*Yukiko Fukaya[1], Siyi Sun[1], Makoto Hirayama[1], Takeshi Sugiyama[1], Keiko Tagami[2], Tomoko Kato[3], Shigeo Uchida[1,2]

[1]Japan NUS Co., Ltd., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

核種移行解析の計算負荷低減に対する機械学習の適用
（２）主要経路抽出による破過曲線の変化と透水性が破過曲線に与える影響

The application of Machine learning for reducing the computational load in the particle tracking simulation

(2) The analysis for the influence of extracting path line and apertures on breakthrough curve

*角木啓太[1]、斉藤拓巳[1]

[1]東大院工

Discrete fracture network(DFN)中の亀裂開口幅の影響が破過曲線に及ぼす影響を調べた。

キーワード：地層処分、天然バリア、核種移行解析、割れ目ネットワークモデル、破過曲線

1. 緒言 結晶質岩を対象とした処分場閉鎖後の安全評価では、DFN を用いた移行解析シミュレーションが行われる。しかし、その計算負荷は非常に大きく、計算負荷の低減方法が求められる。その一つに DFN 内の主要経路のみに対し評価を行うものがある。このアプローチでは得られる破過曲線（BTC）が変化することが指摘されている[1]。しかし，主要経路の選別，さらには，DFN 自体の特徴が BTC に与える影響については，系統的な評価はされていない。本研究では主要経路特定を用いた計算負荷低減アプローチにおける BTC の変化を系統的に調査すると共に，DFN を既定するいくつかのパラメタの BTC に対する影響を評価した結果を報告する。

2. 手法 三次元 DFN 中での溶質輸送や水理場計算を行うソフトウェアである dfnworks を用いた。dfnworks は亀裂性媒体中のシミュレーション研究用に開発され、高度な並列と拡張性の高さが特徴である。dfnworks を用いて，DFN を既定するパラメータとして亀裂開口幅分布を変化させた DFN、および、経路複雑度により主要経路を抽出した DFN を，それぞれ 20 個作成し，対応する BTC を求め，それらの平均をとることで、統計的に比較した。

3. 結論 亀裂開口幅の分布を変化させた際の BTC の変化を図 1 に示す。BTC の変化は前半で顕著であり，一方，後半で，BTC が開口径分布に依存していないことが分かる．これは，BTC の中で亀裂開口幅に関わらず変化しない部分が存在していることを示唆する。経路複雑度による抽出の結果と合わせると、BTC 後半部はネットワーク構造のループ数が影響を与えている可能性が示唆された。

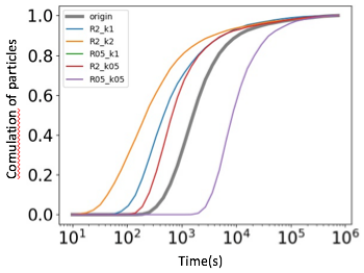


図 1. 亀裂開口幅が BTC に及ぼす影響.

参考文献

[1]H. JEFEREY, et al., Multiscale Model. Simul. 16, 2018

---

*Keita Sumiki[1], Takumi Saito[1], [1]Graduate School of Engineering, The University of Tokyo

処分場閉鎖前の乾燥過程を考慮した多孔質体における物質移動と間隙分布の変化

Changes of mass transfer and porosity distribution in porous media,
considering a drying process before the closure of repository

*鹿野 悟史[1], 新堀 雄一[1], 千田 太詩[1]
[1]東北大学

本研究では、処分環境における乾燥過程を伴う物質移動および処分場周辺の止水性の向上に関する基礎研究として、高塩濃度の溶液で湿潤した多孔質体充填層を乾燥させ、X 線 CT 値に基づく間隙率の算出を行い、溶質の析出に起因した間隙率の変化を定量的に明らかにした。

キーワード：地層処分, 多孔質体, 乾燥, 間隙, X 線 CT

1. 緒言

地層処分では閉鎖前の少なくとも 50 年間において処分場内の坑道は通気されており、坑道周囲の不飽和層から坑道に向かって乾燥過程が生じる[1]。一般に、多孔質体中の乾燥過程において、水の蒸発や毛管力によって溶媒とともに溶質が乾燥面近傍へと集積する現象が確認されている。これを地層処分の周辺環境に適用すると、セメント系材料からの溶出成分や、地下水の高アルカリ化によって溶出するケイ酸が高濃度になり、不飽和層における乾燥過程に伴い坑道周辺へと移動した後、これらの溶存成分が再び析出することになる[2]。本研究では、湿潤した多孔質体充填層の乾燥による物質移動および間隙率の変化について、X 線 CT を用いて基礎的知見を取得することとした。

2. 実験

本実験では、乾燥過程にて析出する溶質として塩化セシウム(CsCl)を試験的に用い、CsCl 溶液(10 mM, 100 mM, 1.0 M)により多孔質体充填カラム(ケイ砂の平均粒径 190 μm、カラム充填長さ 25 mm、カラム管内径 12 mm)を湿潤させた。その後、飽和塩化アンモニウム溶液を置いたデシケーター内に 60 日間静置して乾燥させた。この際、カラムは下端を封じた状態で鉛直方向に配置するとともに上端は開放しており、このカラム上端からのみ水分の乾燥が進展するようにした。乾燥後、X 線 CT を用いて画像観察と間隙率の算出を行なった。

3. 結果および考察

図 1 に、CsCl 1.0 M 溶液を用いた場合の CT 断面画像(白色が間隙率の小さい部分、黒色になるにつれて間隙率が大きい)、および、縦方向の間隙率を左から順にそれぞれ示す。なお、後者は、2 次元の X 線 CT 値を用いた縦方向の一定区間ごとの平均間隙率である。図 1 より、乾燥に伴い充填層上部の間隙率が低下することが X 線 CT による画像観察およびカラム内の間隙率分布から示された。本研究は、極端に塩濃度が高い溶液を用いることで不飽和層の乾燥過程における溶質析出を加速した検討であるが、これらの結果は乾燥過程に伴う物質移動によるバリア機能の向上の可能性を示す。

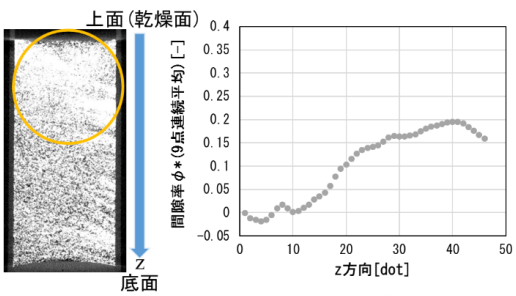


図1 CsCl 1.0 M溶液におけるCT断面画像及び縦方向の間隙率

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性 (2004).

[2] 原子力発電環境整備機構: 低アルカリ性セメントの処分場における長期適用性に関する検討, NUMO-TR-08-02(2008).

*Satoshi Kano[1], Yuichi Niibori[1] and Taiji Chida[1]

[1]Tohoku Univ.

埋め戻し材との力学的相互作用を考慮した緩衝材の膨潤挙動に関する検討

Laboratory experiments of the swelling behavior of bentonite buffer due to the mechanical interactions between the buffer and backfill materials

*木村 駿[1]，木野田君公[1]，杉田裕[1]，森岩寛稀[2]，丹生屋純夫[2]，高橋真一[2]，志村友行[2]
[1]原子力機構，[2]大林組

人工バリアの概念のひとつである処分孔竪置き方式において、埋め戻し材の持つ緩衝材の膨出を抑制する性能を評価するためには、緩衝材と埋め戻し材の力学的な相互作用を考慮した設計評価手法の整備が必要となる。そこで、緩衝材と埋め戻し材の力学的相互作用下での緩衝材における膨出挙動の把握を目的とした緩衝材と埋め戻し材を組み合わせた縮尺模型試験を実施した。

キーワード：ベントナイト，緩衝材，埋め戻し材，膨潤

1. 緒言

人工バリアの概念のひとつである処分孔竪置き方式においては、処分孔に定置した緩衝材が地下水を吸収して処分坑道側へ膨出しその乾燥密度が低下することを防ぐために、埋め戻し材を坑道に充填することにより埋め戻す。緩衝材と埋め戻し材の境界面においては、緩衝材の膨潤圧と処分孔直上の埋め戻し材の自重に相当する荷重が相互に作用しており、緩衝材の膨潤挙動はこれらの力学的な相互作用の影響を受ける。そこで、緩衝材と埋め戻し材の力学的相互作用下における緩衝材の膨出挙動について室内での再現試験により把握することを目的として、幌延深地層研究センターの地下施設で実施中の人工バリア性能確認試験[1]（図 1）を事例に実規模試験の 1/20 スケールの緩衝材と埋め戻し材を組み合わせた縮尺模型試験を実施した。

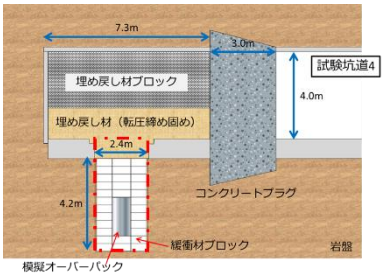


図 1 人工バリア性能確認試験

2. 試験方法

図 2 に室内試験を実施する際に用いた縮尺模型試験装置を示す。また、緩衝材と埋め戻し材の材料仕様を表 1 に示す。人工バリア性能確認試験と同じ材料仕様の緩衝材と埋め戻し材を鋼製モールド内に設置し、実規模試験の力学的な状況を再現するために試験装置上部より埋め戻し材の自重相当の上載荷重 0.087MPa を載荷した。また、緩衝材と鋼製モールドの間の隙間にケイ砂を充填し、装置下部のポーラスメディアを通じて注水したイオン交換水を緩衝材の外周のケイ砂層から緩衝材へと浸潤させることで実規模試験における注水状況を再現した。試験中は、装置上部に設置した変位計により、緩衝材の膨潤変形率を計測した。さらに、試験後には緩衝材を取り出し含水比計測を実施し、直径方向と高さ方向の含水比分布を確認した。

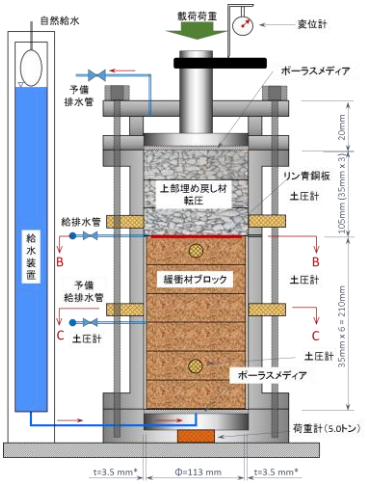


図 2 縮尺模型試験装置

表 1 緩衝材と埋め戻し材の材料仕様

	緩衝材	埋め戻し材
材料	ベントナイト：ケイ砂=70:30	ベントナイト：掘削ズリ=40:60
乾燥密度	1.8 Mg/m^3	1.2 Mg/m^3
含水比	10.5%	35.0%
直径	113 mm	120 mm
高さ	210 mm	105 mm

3. 試験結果

試験では、緩衝材への注水を約 21 日間継続し、緩衝材の飽和過程の初期段階における膨潤挙動の測定を行った。図 3 に注水量と膨潤変形率を示す。注水量の増加に伴い緩衝材の上方への膨出が確認され、その変形率は約 5.3%であった。含水比測定にて得られた直径方向の含水比の分布より、給水境界に近い緩衝材外側が中央部に比べて含水比が大きいことを確認した。また、高さ方向では埋め戻し材との境界面に近い領域で含水比が大きいことを確認した。これらの膨潤変形率と含水比分布の測定結果より、緩衝材の飽和過程の初期段階ではあるものの想定した実規模試験での注水状況が再現でき、膨潤挙動が測定できていることを確認した。今後は、長期間の注水を伴う縮尺模型試験を実施し、飽和状態の進展に伴う緩衝材の膨出挙動を評価する。

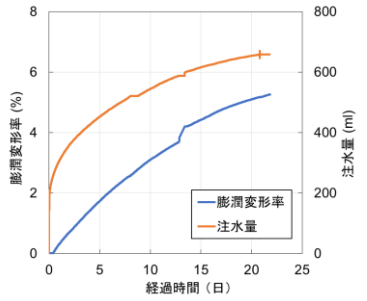


図 3 給水量および膨潤変形量

※本報告は、経済産業省資源エネルギー庁受託事業「平成 30 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（地層処分施設閉鎖技術確証試験）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 中山ほか，JAEA-Data/Code2019-003 (2019)

*Shun Kimura[1], Kimihiro Kinota[1], Yutaka Sugita[1], Motoki Moriiwa[2], Sumio Niunoya[2], Shinichi Takahashi[2] and Tomoyuki Shimura[2]
[1]JAEA, [2]OBAYASHI

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

[1D07-10] Organic Matter/Solubility

Chair:Masaaki Yamaguchi(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[1D07] Classification of deep groundwater natural organic matters by fluorescence spectroscopy and multivariate analysis

*Shusaku Nishi[1], Takumi Saito[1], Yusuke Watanabe[2], Kazuya Miyakawa[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D08] Molecular size distribution of gamma-ray irradiated humic acid complexed with metal ions

*Qi Zhao[1], Takeshi Saito[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D09] Solubility of palladium and tin in the presence of α-isosaccharinic acid

*Akira Kitamura[1], Yasushi Sekioka[2] (1. JAEA, 2. MMC)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D10] Structural studies on trivalent lanthanide hydroxides and oxides

*Md Moniruzzaman[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Graduate School of Engineering, Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

蛍光分光測定と多変量解析を用いた深部地下水中の天然有機物の分類

Classification of deep groundwater natural organic matters by fluorescence spectroscopy and multivariate analysis

*西 柊作[1]，斉藤 拓己[1]，渡辺 勇輔[2]，宮川 和也[2]
[1]東大，[2]JAEA

深部地下環境中に存在する天然有機物を，三次元蛍光測定から得られる励起蛍光マトリクスと多変量解析法の一つである Parallel Factor Analysis を用いて整理・類型化し，物理的・化学的性質との相関から，その多様性の起源を報告する．

キーワード：地層処分，天然有機物，蛍光分光測定，PARAFAC

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物（HLW）の地層処分において，地下水中に存在する天然有機物(NOM)は，核種と錯生成することで，その移行挙動を大きく変えることが指摘されている。また、表層環境の NOM に対しては、金属イオンの結合量を多様な環境条件下で表すことのできるモデルが提案されている[1]．表層環境の NOM についてのモデルを処分の安全評価で使用するためには，深部地下環境と表層環境の NOM を比較することで，両者の類似点や相違点を理解することが必要である．本発表では，深部地下環境の NOM を，三次元蛍光測定から得られる励起蛍光マトリクス(EEM)と多変量解析法である Parallel Factor Analysis (PARAFAC)を用いて整理・類型化し，深度や地質条件，地下水質との相関から，その多様性の起源を報告する．

2. 測定・解析方法

EEM は励起波長・蛍光波長の双方を連続的に走査しつつ蛍光強度を測定する手法である．腐植物質などの NOM は紫外可視光によって励起されると，蛍光を発するが[2]，この励起・蛍光ピークの位置は NOM を構成する蛍光団の組成により変化し，NOM の起源を反映したものになる．PARAFAC は得られた EEM を複数の蛍光成分へと統計学的に分離できる手法である．本研究では，瑞浪超深地層研究所（結晶質岩）及び幌延深地層研究センター（堆積岩）で採水したサンプルに対し EEM 測定，PARAFAC 解析を実施した．

3. 結果と考察

日本原子力研究開発機構（JAEA）の瑞浪超深地層研究所（以下，瑞浪地下研）の地表から掘削された浅層ボーリング孔（MSB-2, 4 号孔、深度 20.45m~193.7m）で採取された地下水の NOM の EEM-PARAFAC 解析結果を図 1 に示す．この図は各試料に含まれる 5 つの成分の寄与度(score)をまとめたものである．一部の成分が，特定の試料で突出していることがわかる．また，各成分の寄与度と地下水の分析結果の相関から，一部の成分がウラニンなどの蛍光染料に対応することが分かった．さらに，NOM の EEM に対する成分 2, 3 は表層環境の NOM のものと類似していることが分かった．

発表では，幌延深地層研究センターの地下水に対する同様の分析結果も合わせて，深部地下水中の異なる蛍光成分の起源を議論する．

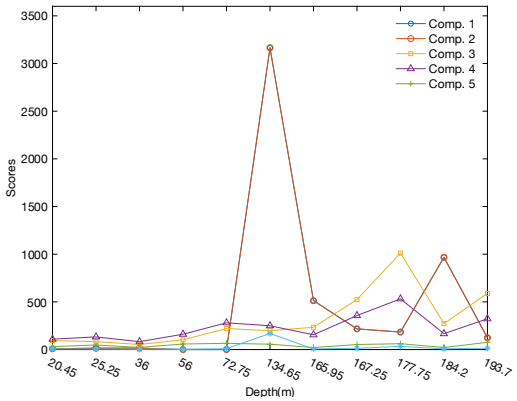


図 1. 瑞浪地下水の NOM の PARAFAC 解析結果

参考文献

[1] Koopal, L. K., et al., Colloids Surf. A, 265, 40-54 (2005).
[2] J. E. Birdwell., et al., Org.Geochem., 41, 270–280 (2010)..

*Shusaku Nishi[1], Takumi Saito[1], Yusuke Watanabe[2], and Kazuya Miyakawa[2]
[1]The University of Tokyo, [2]JAEA

Molecular size distribution of gamma-ray irradiated humic acid complexed with metal ions

* Qi Zhao[1], Takeshi Saito[2], Taishi Kobayashi[1] and Takayuki Sasaki[1]
[1]Dept. of Nuclear Eng., Kyoto Univ., [2]KURNS, Kyoto Univ.

Abstract: Physicochemical properties of Aldrich humic acid after Co-60 gamma-ray irradiation up to 100 kGy, and then after sequential ultrafiltration to their fractions (<10 kDa, 10-50 kDa, 50-100 kDa, >100 kDa) were analyzed. The metal complexation ability of humic acid in each fraction with Cs^{+}, Sr^{2+}, Eu^{3+} and Zr^{4+} was also discussed.

Keywords: Humic acid, Gamma-ray irradiation, Size distribution, Complexation

1. Introduction

Naturally occurring humic acid (HA) exists in dissolved and suspended forms in natural water systems. In a deep geological repository of HLW, when the HA in underground water reaches to radioactive waste packages, the physicochemical property of HA and its complexation ability with radionuclides leached from the waste might be altered. Quantification of the capacities of carboxylic and phenolic groups in HA, the degree of acid dissociation, and their impacts on metal complexation have been determined [1]. In the present study, we investigate the effect of gamma irradiation on the relationship between molecular size distribution of HA and the complexation ability with metal ions.

2. Experimental

Gamma-ray irradiation of Aldrich HA solution (0.05 mol/dm^3 NaCl) was performed at Co-60 gamma-ray irradiation facility in KURNS. The applied doses at 0.69 kGy/h were 0 (non-irradiation), 1, 5, 10, 50, 100 kGy by controlling the irradiation period. After irradiation, Cs(I), Sr(II), Eu(III) or Zr(IV) was spiked in HA irradiated solutions, then aged for 7 days at room temperature under atmospheric condition. These solutions were separated into four fractions (>100 kDa, 50-100 kDa, 10-50 kDa, and <10 kDa) by a sequential ultrafiltration method, and the concentration of metal ion in each fraction was determined by ICP-MS.

3. Results and discussion

No precipitation was observed in the HA solutions after gamma-ray irradiation while the brownish color of solution gradually turned to lighter with increasing the dose from 0 to 100 kGy. The negative correlation of total organic carbon (TOC) with the dose was clearly observed, suggesting the 0.25 g_organic-C were decomposed by 1 kGy. More than 90% of monovalent Cs ion were mainly present in a fraction of <10 kDa, and the distribution of Cs was independent of the applied gamma irradiation dose. Meanwhile, polyvalent metal ions, Sr, Eu, Zr were found in larger fractions than Cs. And, the major fraction of them shifted to smaller one with dose.

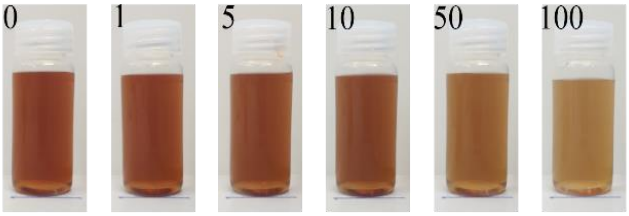


Fig.1 Appearance of irradiated humic acid solutions (0 kGy - 100kGy).

References

[1] T. Sasaki et al., J. Nucl. Sci. Technol., 55, 1299-1308 (2018), [2] M. Bouby et al. Geochim. Cosmochim. Acta, 75(13), 3866-3880 (2011)

イソサッカリン酸共存下におけるパラジウムおよびスズの溶解度

Solubility of palladium and tin in the presence of α-isosaccharinic acid

*北村 暁[1]，関岡 靖司[2]

[1]（国研）日本原子力研究開発機構，[2]三菱マテリアル（株）

パラジウム（Pd）およびスズ（Sn）の溶解度に及ぼすイソサッカリン酸（ISA）の影響を実験的に調査した。いずれの元素も ISA 濃度の増加とともに溶解度が高くなり，特に Pd についてはその傾向が顕著であった。

キーワード：TRU 廃棄物処分，イソサッカリン酸，パラジウム，スズ，溶解度，錯生成

1. 緒言

TRU 廃棄物の処分の性能を評価するうえで，セルロースの分解生成物である ISA が放射性核種と錯生成し，溶解度の増大や収着分配係数の低下を招くことが懸念されている[1]。これまではアクチニド元素を中心に ISA との相互作用に関するデータ取得が行われてきているものの，アクチニド以外の元素と ISA との相互作用については情報が不足している。本報告では，これまでに報告例がない Pd と Sn を対象に，溶解度に及ぼす ISA の影響を実験的に調査した。

2. 実験

イソサッカリン酸には，Alfa Aesar 社製イソサッカリン酸カルシウム粉末を水に溶解しナトリウム型に置換した母溶液を使用した。溶解度実験は過飽和法で行い，ポリプロピレン製容器に 10^{-3} M (mol dm^{-3})の Pd もしくは Sn の母溶液と 0.003 および 0.03 M の ISA（錯生成の程度が不明であるため，想定環境よりも過剰な値に設定）を添加し，pH を 8.5～12.5 に調整したうえで最長 8 週間静置（断続的に振とう）した。所定期間経過後に試料の pH を測定するとともに液相を分取し，孔径 0.45 μm および分画分子量 10^4（10 kDa）でろ過を行い，ろ液中の全 Pd 濃度（$[Pd]_T$）および全 Sn 濃度（$[Sn]_T$）を誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS）で定量した。ICP-MS による定量分析以外の操作は，すべてアルゴン雰囲気中で実施した。

3. 結果と考察

得られた溶解度の ISA 濃度依存性の例を図 1 に示す。図 1(a)の Pd については，ISA 濃度 0.003 M でもほぼ全量が溶解したことが確認できる。このことから，ISA は Pd の溶解度に顕著な影響を及ぼすことが確認された。また，図 1(b)に示す Sn については，ISA 濃度 0.003 M 以下では顕著な ISA の影響が見られなかった一方で，ISA 濃度 0.03 M では 0.003 M のときより 1 桁程度の溶解度の上昇が確認された。Pd については ISA の影響が顕著に見られていることから，今後詳細な調査が必要である。

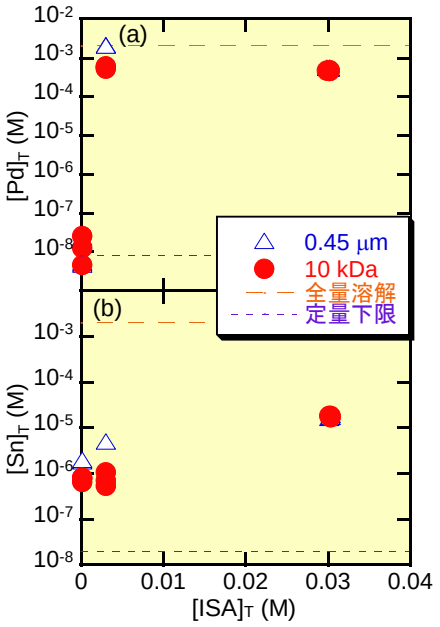


図 1　(a)全 Pd および(b) 全 Sn 濃度の ISA 濃度依存性
（pH = 8.5，8 週間経過後）

本研究は，経済産業省委託事業「平成 30 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分に関する技術開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1]　電気事業連合会，核燃料サイクル開発機構: JNC TY1400 2005-013 / FEPC TRU-TR2-2005-02 (2005).

*Akira Kitamura[1] and Yasushi Sekioka[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Materials Co.

Structural studies on trivalent lanthanide hydroxides and oxides

*Md. Moniruzzaman [1], Taishi Kobayashi[1] and Takayuki Sasaki[1]

[1]Graduate School of Engineering, Kyoto Univ.

Abstract Hydroxides and oxides of trivalent lanthanides (La, Eu, and Tm) aged at from 25°C to 90°C in the neutral to alkaline pH_c region were investigated by XRD, SAXS, SEM and XAFS techniques. The observed structure of the solid phases was discussed to explain their solubility behavior.

Keywords: trivalent lanthanide, hydroxides, oxides, solid phase, spectroscopic technique, solubility

1. Introduction

For the prediction of the migration behavior of trivalent actinides under nuclear waste repository conditions, it is important to establish a robust thermodynamic model for the solubility of their hydroxides and oxides. Although a number of literatures has investigated the solubility of trivalent lanthanides as analogous of trivalent actinides [1,2], detail structural features of the hydroxides and oxides, i.e. surface characteristics or particle sizes of the solid phases, which control their apparent solubility, are still not fully clarified. This study focused on the structure of lanthanide (La, Eu, and Tm) hydroxides and oxides in the neutral to alkaline pH_c regions using combined techniques of powder X-ray diffraction (XRD), small angle X-ray scattering (SAXS), scanning electron microscope (SEM), and X-ray absorption fine structure (XAFS). The obtained structures of the solid phases were discussed along with their reported solubility [2].

2. Experimental

A certain amount of crystalline lanthanide oxide powder samples (Ln_2O_3(cr) (Ln = La, Eu, Tm)) was added into sample solutions with certain pH_c ($6 < pH_c < 12$) and ionic strength (I) of 0.1 M by $NaClO_4$. The sample solutions were then aged in ovens kept at from 25 ºC to 90 ºC for given periods. The Ln solid phases were investigated by powder XRD, SAXS, SEM, and XAFS techniques to elucidate the structure of Ln solubility-limiting solid phases.

3. Results and discussion

Figure 1 shows the XRD patterns of La solid phase after aging at 25 ºC for 2 weeks, together with La_2O_3(cr) of the initial material. A clear solid phase transformation from La_2O_3(cr) to $La(OH)_3$(cr) (ICSD No. 26864) was observed. The XRD patterns of $La(OH)_3$(cr) were almost independent of pH_c, and the size of crystalline particles was calculated to be 48 nm on average based on the Scherrer equation [3], whereas that of La_2O_3(cr) was found to be larger than 100 nm. The analysis of SAXS profiles of aged $La(OH)_3$(cr) samples also suggested that the solid phases consisted of primary particles with the size of approximately 40 nm. A discussion in comparison with the solid phase structure and the solubility product for La, Eu and Tm will be presented.

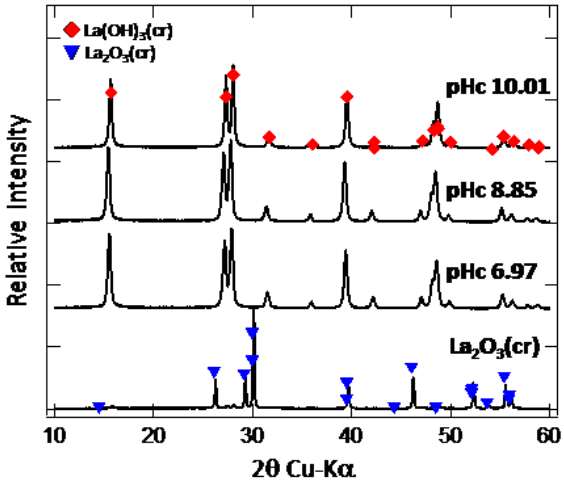


Fig. 1 XRD patterns of La solid phases after aging at 25 ºC.

References

[1] P. Brown, C. Ekberg. Hydrolysis of Metal Ions. Wiley-VCH (2016). [2] Md. Moniruzzaman et al., The Japan Society of Nuclear and Radiochemical Sciences, 3A07, (2019). [3] P. Scherrer. Nachr. Ges. Wiss. Göttingen 26, 98 (1918).

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

[1D11-13] Sorption

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

Mon. Mar 16, 2020 3:50 PM - 4:40 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[1D11] Effect of pH increase on sorption of Sn and Nb onto montmorillonite

*Takamitsu Ishidera[1], Sanae Shibutani[2] （1. JAEA, 2. NUMO）

3:50 PM - 4:05 PM

[1D12] A study on mobility of uranyl and europium ions on silica gel by using photoluminescence microspectroscopy

*Ryoji Kusaka[1], Masayuki Watanabe[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

4:05 PM - 4:20 PM

[1D13] Sorption behaviors of cations into altered rock occurred in fault

*Yusuke Watanabe[1], Koki Kashiwaya[2] （1. JAEA, 2. Kyoto Univ.）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Sn, Nb のモンモリロナイトへの収着に及ぼす pH 上昇の影響の評価

Effect of pH increase on sorption of Sn and Nb onto montmorillonite

*石寺 孝充[1]，澁谷 早苗[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力発電環境整備機構

セメント材料の溶出等による圧縮ベントナイト間隙水の pH 上昇の可能性を想定し、pH8~12 の範囲でモンモリロナイトへの Sn, Nb の分配係数の pH 依存性を取得した。その結果、pH 上昇に伴う分配係数の変化は、モンモリロナイト結晶端面への表面錯体形成を考慮したモデルにより予測できると考えられた。

キーワード：地層処分、ベントナイト、収着、Sn、Nb、pH 依存性、表面錯体

1. 緒言

放射性廃棄物の地層処分では、セメント材料の溶出等により、圧縮ベントナイト間隙水の pH が上昇する可能性がある。ベントナイトの主要構成鉱物であるモンモリロナイトは負電荷を有しており、また、pH 上昇に伴いモンモリロナイト結晶端面の変異荷電サイトも負に帯電する。一方、pH が上昇すると、安全評価対象核種である Sn, Nb 等の溶存化学種が陰イオンとなり、電気的反発力によりベントナイトに対する分配係数が低下する可能性がある。本研究では、約 pH8 以上の領域で Sn, Nb のモンモリロナイトに対する分配係数の pH 依存性を取得し、その変化を収着モデルにより解析した。

2. 試験条件及び手順

試験はバッチ収着試験とし、固相はクニミネ工業製クニピア F、試験溶液は 0.5 mol/l NaCl 溶液を使用した。溶液の pH は 8~12 程度、試験期間は最長 14 日とし、窒素雰囲気下で実施した。Sn の初期濃度は 3×10^{-11} mol/l、液固比は 5000 ml/g、Nb の初期濃度は 1×10^{-6} mol/l、液固比は 1000 ml/g とした。試験では、固相と試験溶液を遠沈管に採取し、pH を所定の値に調整した後、Sn または Nb を添加した。所定期間後に遠心分離して上澄み液を採取し、Sn または Nb の濃度を測定した。分配係数は、初期濃度等と上澄み液中の濃度より算出した。

3. 試験結果及び考察

試験結果を図 1, 2 に示す。試験開始 7 日後と 14 日後の分配係数に差は見られず、収着平衡に達していることがわかる。試験結果より、Sn, Nb の分配係数は pH 上昇に伴い低下する傾向が確認された。この pH 領域での Sn, Nb の収着形態を検討するため、得られた分配係数について、モンモリロナイト結晶端面（表面錯体サイト）への錯体形成等を考慮して核種の収着量を評価する 2SPNE SC/CE モデル[1]により解析を行った。本研究では、このモデルに基づいて、Sn, Nb の表面錯体サイトへの収着を以下の式で表す。

$$\mathrm{S\equiv OH + Sn^{4+} + \mathit{m}H_2O \Leftrightarrow S\equiv OSn(OH)_{\mathit{m}}^{3-\mathit{m}} + (\mathit{m}+1)H^+}$$

$$\mathrm{S\equiv OH + Nb(OH)_5 + \mathit{n}H_2O \Leftrightarrow S\equiv ONb(OH)_{\mathit{n}+5}^{-(\mathit{n}+1)} + (\mathit{n}+1)H^+}$$

ここで、S は表面錯体サイト、*m*, *n* は整数である。解析では、2SPNE SC/CE モデルの Strong site のみを考慮し、熱力学データは JAEA-TDB[2]を使用した。図 1, 2 に解析結果を示す。破線・点線は各 *m*, *n* 数で表される表面錯体形成による分配係数への寄与を、実線はそれらの合計を示す。図に示すように、モデルにより Sn, Nb の分配係数を再現することが可能であり、Sn は *m* = 4, 5、Nb は *n* = 0, 1 の式で表される表面錯体の形成が分配係数に支配的に寄与していることがわかった。このことから、これらの表面錯体形成反応及びその錯形成定数（図中 Log *K*）に基づき、pH 上昇に伴う Sn, Nb の分配係数の変化を予測することが可能と考えられる。

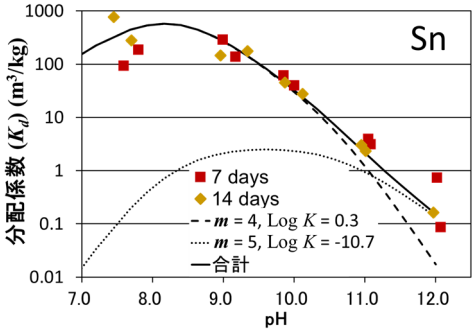


図 1　Sn の分配係数の pH 依存性

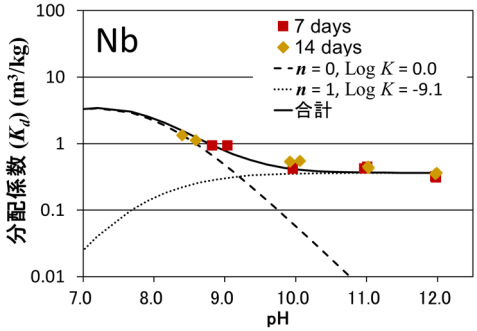


図 2　Nb の分配係数の pH 依存性

参考文献

[1] Bradbury M. H. and Baeyens B. (1997) *J.Cont. Hydrol.* **27**, 223–248.

[2] Kitamura A. et al. (2014) JAEA-Data/Code 2014-009.

*Takamitsu Ishidera[1] and Sanae Shibutani[2]

[1]JAEA, [2]NUMO

顕微フォトルミネッセンス分光法によるシリカゲル上のウラニルイオンとユウロピウムイオンの移動性の研究

A study on mobility of uranyl and europium ions on silica gel by using photoluminescence microspectroscopy

*日下　良二、渡邉　雅之
日本原子力研究開発機構、原子力基礎工学研究センター

様々な放射性核種の移動挙動や吸脱着メカニズムの解明を試みている。本研究では、シリカゲル上におけるユウロピウムイオン(Eu^{3+})の移動挙動がウラニルイオン(UO_2^{2+})の共存によって大きく変化することを明らかにした。

キーワード：放射性核種、移動、吸着、脱離、ウラニルイオン、共存、顕微分光法

1. 緒言

これまでの研究では、多様な放射性核種の共存がそれぞれの放射性核種の移動挙動や固体表面への吸脱着にどの様な影響を与えるのかについてあまり調べられていない。その理由の１つとして、これまでの従来の放射性核種の浸漬実験では、大容量のサンプルと長時間の試験が必要であるからであると考えられる。本研究では、顕微フォトルミネッセンス分光法を用いることにより、数日の実験期間で少量の溶液に溶存するウラニルイオンとユウロピウムイオンのシリカゲル上における移動性について調べた。

2. 実験方法

ウラニルイオンとユウロピウムイオンの濃度が 0.1 mM から 100 mM 程度の水溶液を硝酸ウラニルと硝酸ユウロピウムの溶解により調整した。調製した 0.5 μL 程度のサンプル水溶液を薄層シリカゲルプレート上にマイクロピペットで滴下して拡散させた。大気条件下で 1 日放置して水分を飛ばした後、顕微フォトルミネッセンス分光法によりウラニルイオンとユウロピウムイオンがシリカゲル上で拡散した後の分布状況を測定した。光励起は 395 nm のダイオードレーザー光を 40 倍の対物レンズにより集光して行った。同一の対物レンズにより集めた発光を分光器に導入し、ウラニルイオンは 516 nm、ユウロピウムイオンは 616 nm の光を分光し、シングルフォトンディテクタにより検出した。ウラニルイオンとユウロピウムイオンのシリカゲル上の分布状況は、モーター駆動のサンプルステージを xy 方向に掃引することにより測定した。

3. 結果と議論

ウラニルイオンが溶存しない、すわなち、ユウロピウムイオンのみが溶存した溶液を使用した試験の場合、ユウロピウムイオンはサンプル溶液を滴下した中心付近に吸着して分布した。一方で、ウラニルイオンとユウロピウムイオンの両方が溶存する溶液を用いた場合、滴下した中心付近にウラニルイオンが吸着、分布し、ユウロピウムイオンはウラニルイオンを避ける様に、その周辺に円状に広がって吸着、分布する結果を得た。これらの結果は、ユウロピウムイオンよりウラニルイオンの方がシリカゲルに吸着しやすく、さらには、ウラニルイオンの共存条件でユウロピウムイオンが移動拡散しやすくなる可能性を示唆している。

---

*Ryoji Kusaka, Masayuki Watanabe
Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Science and Engineering Center

断層活動によって変質した岩石への陽イオン収着特性

Sorption behaviors of cations into altered rock occurred in fault

*渡辺　勇輔[1]，柏谷　公希[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]京都大学

花崗岩中に形成した断層周辺の岩石試料を用いたCsとEuの収着試験を実施し，健岩部と断層周辺の変質部における陽イオン収着特性の違いについて考察を行った。

キーワード：地層処分，収着反応，粘土鉱物，断層

1. 緒言

花崗岩等の結晶質岩において，地下水は岩盤中の割れ目を主な経路として流動することが想定され，特に断層近傍に形成した割れ目帯（ダメージゾーン）は水みちとなる割れ目を増加させるため地下水の主要な流動経路になると考えられる。一方，ダメージゾーンを移行する元素は断層活動によって生成した二次鉱物と吸脱着等の相互作用を行うと考えられ，二次鉱物が相対的に少ない健岩部中の割れ目よりも元素の移動を遅延させる可能性がある。本研究では，断層活動によって岩石の鉱物組成がどの程度変化するのか，生成した二次鉱物が元素とどのような相互作用を行うのかを調べ，ダメージゾーンにおける元素の移行挙動を明らかにすることを目的とする。

2. 実施内容

岐阜県瑞浪市の瑞浪超深地層研究所の深度300 m研究アクセス坑道内で採取した，断層活動によって変質した花崗岩試料および未変質の試料に対して，価数の異なるセシウム(Cs)とユウロピウム(Eu)の元素収着特性を把握するための収着試験を実施した。試験では各元素の収着構造，溶存時の化学形態の影響について考察するため，pH，イオン強度，共存イオンに対する依存性を調べた。

3. 結果

XRD分析や水ひによる鉱物分離の結果から，変質部は未変質部と比較してイライトやスメクタイト等の粘土鉱物が多く含まれており，黒雲母は含まれていないことがわかった。

変質部において，CsはpHとイオン強度に依存せず高い収着量を示した一方，EuはpHとイオン強度によって収着量が大きく変化した。これはCsが吸着時に内圏型表面錯体を形成し，Euは外圏型表面錯体を形成していることを示唆する。これらの収着挙動の違いは変質部試料に含まれるイライトやスメクタイトへのこれらの元素の収着挙動を反映してると考えられる。一方，未変質部試料については断層変質部と比較して両元素共に内圏型表面錯体の寄与が大きいことが示唆された。これは試料の粉砕によって未変質部中の黒雲母の内圏型表面錯体を形成する吸着サイトが増加したためである可能性がある。

以上の結果は断層活動により生じた変質によって岩盤中の元素の移行挙動が変化することを示唆している。今後はμ-XAFS法等のマイクロスケールにおける化学種分析手法を実施し，本実験で示唆された収着構造やホスト鉱物について未粉砕の試料を用いて観察する予定である。

謝辞: 本報告は，原子力環境整備促進・資金管理センターからの委託事業である「放射性廃棄物に係る重要な基礎的技術に関する研究調査の支援等に関する業務」の成果の一部である。

---

*Yusuke Watanabe[1] and Koki Kashiwaya[2]
[1]JAEA [2]Kyoto Univ.

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

[1E01-03] Actinide Chemistry

Chair:Tatsuya Suzuki(Nagaoka Univ. of Tech.)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:25 AM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E01] Development of Advanced Adsorbent for Uranium Recovery from Seawater Based on Uranyl Coordination Chemistry

*Koichiro Takao[1], Masashi Kaneko[2], Satoru Tsushima[3,1] （1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. HZDR）

10:30 AM - 10:45 AM

[1E02] Development of novel analytical method of uranyl ions in environmental samples using supercritical CO_2 with fluorogenic sensor.

*Minseok Kim[1], Takehiko Tsukahara[1,2] （1. Tokyo Institute of Technology, School of Materials and Chemical Technology, 2. Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy）

10:45 AM - 11:00 AM

[1E03] Development of DGA compounds and their mutual separations of trivalent lanthanide and actinides

*Yuji Sasaki[1], Masahiko Matsumiya[2], Masahiko Nakase[3] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Yokohama National University, 3. Tokyo Institute Technology）

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ウラニル錯体化学に基づくテーラーメイド型新規海水ウラン吸着材開発
(1) 吸着部位となる平面 5 座配位子の分子設計およびウラニル錯体の合成

Development of Advanced Adsorbent for Uranium Recovery from Seawater Based on Uranyl Coordination Chemistry

(1) Molecular Design of Planar Pentadentate Ligand and Synthesis of Its Uranyl Complex

*鷹尾 康一朗,[1] 金子 政志,[2] 津島 悟 [1,3]

[1] 東工大先導原子力研, [2]JAEA, [3]HZDR

ウラニルイオンが他の金属にはまず見られない平面 5 座配位を好むというユニークな錯体化学的特徴を示すことに基づいて、海水ウラン吸着材の吸着部位となる配位子基本構造のデザインおよびそれら配位子のウラニルイオンとの錯形成について検討を行った。

キーワード：錯体化学, 海水ウラン回収, 分子設計, 結晶構造解析

1. 緒言　海水からのウラン回収は、将来世代にわたる長期的核燃料資源確保のための有力なオプションである。日本を中心とした長年の研究開発に加え、米国 DOE による近年の取組みでも見られるように、海水ウラン回収技術開発は現在でも高い注目を集めている。アミドキシム基およびその誘導体を導入した有機高分子が海水ウラン吸着材として既に開発されているが、海水 pH (~8)付近での急激な吸着能低下、官能基利用効率の低さ、海水中の夾雑イオンに対するウラン選択性の低さなどの課題が依然として残る。本研究では、海水中におけるウラン支配種であるウラニルイオン(UO_2^{2+})が他の金属イオンにはまず見られない平面 5 座配位を好むというユニークな錯体化学的特徴を示すことに基づいて海水ウラン吸着材の吸着部位となる配位子構造をデザインし、そのウラニル錯体の合成および同定を行った。

2. 実験　1級アミンとカルボニル基の脱水縮合により、図1に示す平面5座配位子 H_2pdiop および H_2acetdien を合成した。エタノールおよびアセトニトリル 1:1 v/v 混合溶媒中で各平面 5 座配位子と硝酸ウラニル 6 水和物を反応させることにより、ウラニル錯体 UO_2(pdiop), UO_2(acetdien)を合成した。NMR, IR, 単結晶 X 線回折, 元素分析により各ウラニル錯体の同定を行った。

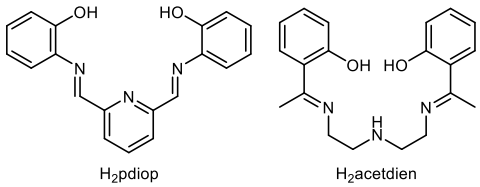


図 1. 本研究でデザインした平面 5 座配位子.

3. 結果と考察　ウラニル錯体 UO_2(pdiop)は、78%の収率で暗赤色粉末として得られた。単結晶 X 線回折から得られた UO_2(pdiop)錯体の分子構造を図 2 に示す。この結果より、pdiop^{2-}が期待通り平面5座配位子としてUO_2^{2+}に配位することが明らかとなった。IR および元素分析の結果からもこの錯体構造および組成が支持される。また、UO_2(pdiop)は DMSO-d_6 溶液中でも錯体構造を維持することを確認した。同様にウラニル錯体 UO_2(acetdien)についても合成を試みたところ、黄橙色粉末が得られたものの元素分析結果は不純物の存在を示すものであった。DMSO 溶液からの再結晶により、UO_2(acetdien)を得ることに成功した。

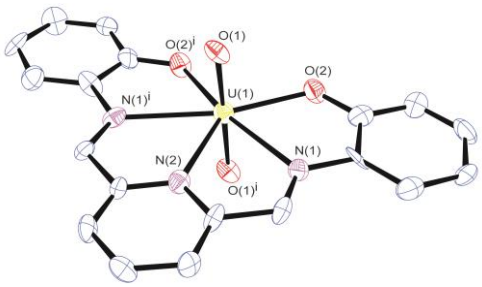


図 2. UO_2(pdiop)錯体の ORTEP 図.

本研究は、文科省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として東工大が実施した「ウラニル錯体化学に基づくテーラーメイド型新規海水ウラン吸着材開発」の成果です。

---

*Koichiro Takao,[1] Masashi Kaneko,[2] Satoru Tsushima[1, 3]

[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf

Development of novel analytical method of uranyl ions in environmental samples using supercritical CO_2 with fluorogenic sensor

*Minseok Kim[1], Takehiko Tsukahara[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

A novel fluorogenic sensor consisting of crown ether and naphthalimide moieties, called as BPN-DCE, was designed and synthesized for rapid, simple, environmentally-friendly analysis of uranyl ion in environmental samples. The physicochemical properties of BPN-DCE were evaluated by ^{1}H-NMR and fluorescence spectroscopic techniques. Moreover, supercritical CO_2 extraction of uranyl ion from solid matrix and the fluorometric detection were demonstrated.

Keywords: Crown ether, Fluorogenic sensor, Supercritical CO_2, Environmental sample, Uranyl ion

1. Introduction

From the viewpoint of waste management of nuclear facilities, analysis of trace amount of uranium has been required for preventing radiological and toxic chemical risks. In general, uranium analysis process based on solvent extraction and ICP-MS detection was used, but the chemical operations were time-consuming and produced large amount of secondary wastes. Therefore, in this study, we aimed to develop a novel analytical method using supercritical CO_2 ($scCO_2$) with fluorogenic uranyl ion sensor, BPN-DCE, and evaluated their extraction and detection performance.

2. Experimental

BPN-DCE was synthesized by reacting 4-bromo-1,8-naphthal-imide with 4,13-diaza-18-crown-6 ether (see Figure 1). The BPN-DCE was dissolved in acetonitrile and mixed with 10 equivalent concentration of metal (Na^+, K^+, Cs^+, Mg^{2+}, Ca^{2+}, Sr^{2+}, La^{3+}, UO_2^{2+}) perchlorates. After that, ^{1}H-NMR and fluorescence spectra of each sample were recorded. For evaluating the suitability of BPN-DCE on $scCO_2$ extraction of solid matrix, BPN-DCE and 10 equivalent concentration of metal perchlorates were added into a container, and the $scCO_2$ extraction was performed in 35 °C, 25 MPa for 1 hour. The concentrations of the extracted UO_2^{2+} were analyzed by fluorescence intensity changes. In the same way, $scCO_2$ extraction of simulated soil samples was performed.

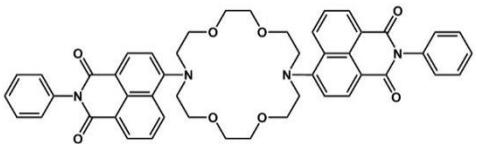


Figure 1 Structure of BPN-DCE

3. Results and Discussions

We found that the addition of UO_2^{2+} into an acetonitrile solution containing BPN-DCE induced not only drastic shift of ^{1}H-NMR peaks of BPN-DCE but also fluorescence quenching. The relationship between the quenching percentages and concentration ratios of UO_2^{2+} and BPN-DCE indicated that the one BPN-DCE coordinated with two UO_2^{2+}. Moreover, the $scCO_2$ extraction and fluorescence detection results showed that sub-μM of UO_2^{2+} could be detected by the combination with BPN-DCE.

4. Conclusion

A novel uranyl ion sensor, BPN-DCE, was successfully synthesized, and the superior extraction and detection abilities for UO_2^{2+} were confirmed. We believe that this sensor will contribute to improve environmental monitoring of uranium.

DGA 化合物の開発と 3 価ランタノイド、アクチノイド分離

Development of DGA compounds and their mutual separations of trivalent lanthanide and actinides

*佐々木祐二[1]、松宮正彦[2]、中瀬正彦[3]
[1]原子力機構、[2]横浜国大、[3]東工大

当研究グループで開発したジグリコールアミド（DGA）化合物の開発経緯と抽出性能評価を行った結果を示す。それに加えて、ランタノイド、アクチノイド相互分離について DGA を使った成果の一例として Nd/Dy 分離等の多段抽出試験結果を述べる。

キーワード：ジグリコールアミド、希土類パターン、ランタノイド、アクチノイド、バッチ式多段抽出

１．緒言　ジグリコールアミド（DGA）は現在様々な研究機関で An+Ln 分離に用いられており、世界的に有名な抽出剤である。当初様々な DGA 化合物を検討し、物性や抽出能力を確認したうえで、オクチル基を窒素原子に結合した TODGA を代表に研究を進めた。TODGA は硝酸溶液から An, Ln の回収に優れた一方で、Ln の分配比が軽希土、重希土類元素で大きく異なる[1]。この性質を利用して希土類元素相互分離の目的の一つである Nd/Dy 分離を進めた。加えて、An により選択性の高い DTPA や DTPA-BA をマスキング剤に用いて An/Ln 分離も検討した。相互分離に関しては、基礎研究例の乏しいバッチ式多段抽出試験[2]を検討した。

２．実験方法　有機相に TODGA 抽出剤を、水相には必要に応じて DTPA, DTPA-BA を添加する溶媒抽出を実施した。希土類元素の測定には ICP-OES 又は ICP-MS を、放射能測定には液体シンチレーション計数装置を用いた。バッチ式多段抽出試験においては、振とう時間、速度について検討し、分配比の変動の少ない条件を探った。

３．結果　開発した DGA 化合物の一例を図 1 に示す。これらは DGA のアミド窒素原子にアルキル基 (-C_nH_{2n+1} (n= 3-12)) を修飾している。この中で、ドデカンには n=4 以上の DGA が溶解するが、抽出剤として利用できるのはオクチル基を持つ TODGA 以上の分子量を持つものである。また、TODGA と同じ分子量の TEHDGA は粘性が高い、抽出容量が低い等の幾つかの欠点を有す。DGA 化合物は硝酸溶液中の Ln を高い相互分離比を持ち抽出できること、及び TODGA-DTPA 抽出系では中希土が最も低い V 字の Ln パターンを示し、より低い An と高い分離性を示すことを把握した。講演ではバッチ式の多段抽出を行った結果についても触れる。

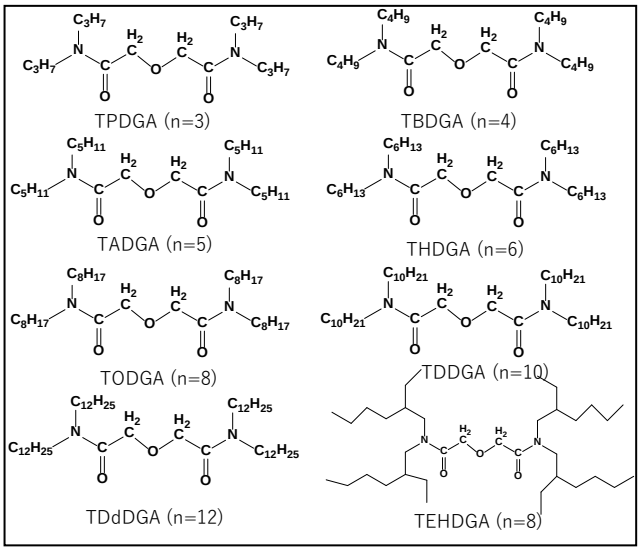


図 1　開発した DGA 化合物

1) Solvent Extr. Ion Exch., **19**, 91(2001).
2) Anal. Chem., **21**, 500(1949).

本研究は科学研究費助成事業「湿式精錬とイオン液体電析の連携による新規希土類高純度化技術の開発（課題番号: １８Ｈ０３４０４）」の成果の一部である。

*Yuji Sasaki[1], Masahiko Matsumiya[2], Masahiko Nakase[3], [1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Yokohama National University, [3]Tokyo Institute of Technology

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

[1E04-05] Debris Treatment and Cesium Deposition

Chair:Takehiko Tsukahara(Tokyo Tech)

Mon. Mar 16, 2020 11:25 AM - 12:00 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E04] Chlorination of Uranium Oxides - containing Substances by Thermochemical Reaction

*ZhuoRan Ma[1], Tadao YATO[2], Yoshiya HOMMA[2], Kenji Konashi[2], Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech, 2. Tohoku Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[1E05] Deposition of cesium molybdate on concrete at 550 to 950° C in Aron gas

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

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Chlorination of Uranium Oxides - containing Substances by Thermochemical Reaction

*Zhouran Ma[1], Tadao Yato[2], Yoshiya Homma[2], Kenji Konashi[2], and Tatsuya Suzuki[1]
[1]Nagaoka Univ. of Tech, [2] Tohoku Univ.

The dissolution of nuclear fuel debris is necessary for the accurate and precise analyses of nuclides. We have proposed the chemical conversion of insoluble nuclear fuel debris into soluble substances by thermochemical reaction. In the present work, the chlorination behaviors of UO_2, U_3O_8, simulated nuclear debris including UO_2 or U_3O_8 by themochemical reaction using CCl_4 were studied, and the converted substances were analyzed by XRD. We found that these substances can be chlorinated at 300℃.

Keywords: Actinides analysis, uranium oxides, Nuclear debris, Chemical conversion, Pretreatment

1. Introduction

Fuel debris generated in severe nuclear accident (especially Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants accident) contains nuclear fuel and core structural materials, and/or concrete materials, Thus, debris are difficult to dissolved into aqueous solutions. Analyses of actinides and several kinds of nuclides are required for planning of the effectual management of debris, and of the adequate decommissioning.[1]. Now we have proposed that these substitutes are chemically converted into easily soluble substitutes by thermochemical reactions.

2. Experiment method

The chlorination of uranium oxide and the simulated nuclear debris was carried out by mixing of these substances containing with uranium and CCl_4 in a Swagelok capsule made by 316ss. The components of simulated nuclear fuel debris are UO_2-ZrO_2-Fe. We investigated the chlorination of these substances by varying the mixing ratio of CCl_4, and the heating time. The tested samples were analyzed by XRD.

3. Results and Discussions

Color change of U_3O_8 samples after chlorination experiment was observed (Fig.1). In the cases of other samples, clear color changes were not observed. However, both uranium oxides were confirmed to be converted into chloride, UCl_4, by XRD analysis, although the uranium oxides were remained. The experiments using simulated the nuclear fuel debris, the products were black powder and a small piece formed by sintering because of prolong time heating. The XRD results showed that there was chlorides of uranium[2],[3], but there was still residual UO_2.

Fig. U_3O_8 powder(left) and product after chlorination experiment (right).

This work was partially supported by the Grant-in-Aid for Scientific Research (B) (KAKENHI No. 16H04628) and the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (through concentrating wisdom) from the Japan Atomic Energy Agency / Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.

References

[1] Washiya T., et al. Proc. 23th Inter. Conf. Nucl. Eng. p. 37
[2] Andresen A.F, Acta Crystallographica, 11, (1958)612-614
[3] Rudel S S , Kraus F . Dalton Transactions, 2017, 46(2):5835-5842.

Deposition of cesium molybdate on concrete at 550 to 950°C in Argon gas

*Thi-Mai-Dung Do, Vu-Nhut Luu, Kenta Murakami, Tadachika Nakayama, Hisayuki Suematsu
Nagaoka University of Technology.

Abstract:
Deposition of cesium molybdates on concrete in dry condition was studied by transpiration tests. The chemical reactions on the surface of concrete after heating were characterized by X-ray diffraction, micro-Raman spectroscopy and electron probe micro analyzer.

Keywords: cesium molybdate, concrete, cesium silicates, reaction, severe accident

1. Introduction

Fission products (FP) such as cesium, iodine, strontium had been detected in the environment after Fukushima nuclear severe accident. This suggested that these FPs especially cesium could migrate and accumulate in the structural materials inside the nuclear reactor as well as on the concrete wall before releasing to outside. Recently, some studies have been declared the formation of cesium silicate compounds in stainless steel which heated in CsOH vapor [1]. This finding suggests that the cesium silicates also could be formed when cesium compounds deposit/contact on the surface of the concrete where has a large amount of SiO_2 content. In the result of Phebus Test 1, there was 16% of cesium still remained in the core [2], so when the core melted and flowed onto the concrete surface, the reaction between cesium and SiO_2 are possible. Continuing with our previous research that assuming cesium form is mainly Cs_2MoO_4, in this study, the reaction between Cs_2MoO_4 (s) and concrete at 550 - 950°C will be studied.

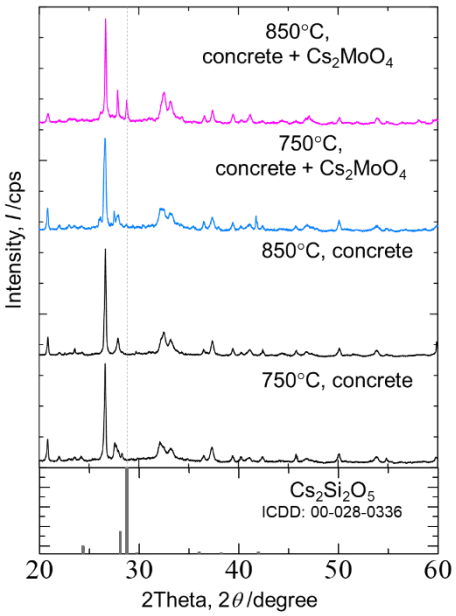
2. Experiment

Cs_2MoO_4 was synthesized in the airflow by the reaction between accurately weighted quantities of cesium carbonate (Cs_2CO_3, 99.9%, Alfa Aesar) and molybdenum oxide (MoO_3, 99.9%, Wako). The powder mixture was heated at 550°C for 2 hours in a platinum boat and then heat treatment at 350°C for 6 hours. The purity of synthesized Cs_2MoO_4 was examined by X-ray diffraction. No secondary phase was detected, the purity of Cs_2MoO_4 is expected to be 99.9 wt%.

Concrete was milled into powder after preheating at 100°C for 500 hours. Then the heating tests were carried out at temperature range 550-950°C for 1 hour. There were two kinds of heating experiments, one was concrete and the other was the mixture of concrete and Cs_2MoO_4 powder with the 4:1 ratio. After heating, the samples were analyzed by XRD, Raman to identify the phase composition.

3. Results

Fig. 1 shows XRD patterns of the sample before and after heated at 750 and 850°C. The phases are identified as mainly SiO_2, CaO, Fe_2O_3. There is no difference in XRD patterns of those samples with and without Cs_2MoO_4 heated at 750°C, but it seems that $Cs_2Si_2O_5$ has formed in those heated at 850°C with Cs_2MoO_4. This result suggests that the reaction between Cs_2MoO_4 (s) with concrete will start at about 850°C or higher.



References

[1] F.G. Di Lemma, K. Nakajima, S. Yamashita, M. Osaka, Nucl. Eng. Design, 305 (2016) 411-420
[2] JH. Park, DH. Kim, HD Kim, Nucl. Eng. Tech. 38(6) (2006) 535-550

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

[1E06-09] Analytical Technique 1

Chair:Koichiro Takao(Tokyo Tech)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E06] Development of the desalting method for total alpha activity determination

*Tomoaki Hosokawa[1], Hideki Fujiwara[1], Shuichi Kamoshida[1], Kiyoshi Anzai[1], Masanao Nakano[2], Yuko Koike[2], Ryohei Yamada[2], Mika Nagaoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E07] Development of the desalting method for total alpha activity determination

*Masanao Nakano[1], Yuko Koike[1], Ryohei Yamada[1], Mika Nagaoka[1], Tomoaki Hosokawa[2], Hideki Fujiwara[2], Shuichi Kamoshida[2], Kiyoshi Anzai[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E08] Development of simultaneous analytical method for ^{93}Zr and ^{93}Mo based on solid phase extraction combined with ICP-MS/MS

*Takahiro Furuse[1,2], Van-Khoai Do[1,2], Rena Aita[1,2], Yuki Ohta[1,2], Erina Murakami[1,2], Tomohiro Tomitsuka[1,2], Yuichiro Sano[1,2], Yuji Akimoto[1,2], Tsubasa Endo[1,2], Atsushi Katayama[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E09] Development of simultaneous analytical method for ^{93}Zr and ^{93}Mo based on solid phase extraction combined with ICP-MS/MS

*Van-Khoai Do[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Rena Aita[1,2], Ohta Yuki[1,2], Erina Murakami[1,2], Tomohiro Tomitsuka[1,2], Yuichi Sano[1,2], Yuji Akimoto[1,2], Tsubasa Endo[1,2], Atsushi Katayama[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

全α放射能濃度分析のための脱塩処理方法の確立
(1) 固相抽出剤を用いた脱塩処理試験の検討概要

Development of the desalting method for total alpha activity determination
(1) Introduction and overview of the desalting performance test by solid-phase extraction

*細川　知敬[1]，藤原　英城[1]，鴨志田　修一[1]，安齋　喜代志[1]，
中野　政尚[2]，小池　優子[2]，山田　椋平[2]，永岡　美佳[2]
[1]日本原燃㈱，[2]日本原子力研究開発機構

MOX燃料加工施設より発生する分析済液（硝酸酸性）からPu・Uを回収するために中和沈殿処理を実施する際に中和剤として水酸化ナトリウムを用いる。Pu・U回収後の分析済液を全α放射能濃度分析する際、中和塩（硝酸ナトリウム）の分析影響を緩和させるべく、固相抽出剤及び硝酸を用いた脱塩処理試験を日本原子力研究開発機構において実施した。本発表は、本試験の検討経緯、本試験の概要及び前処理方法の実用化について報告を行う。

キーワード：水酸化ナトリウム，全α放射能，脱塩処理，固相抽出剤

１．緒言

Pu・Uを含む分析済液の放射能濃度を安全かつ安定に処理するため、水酸化ナトリウムを用いた中和処理を行うが、全α放射能濃度測定時に硝酸塩の妨害を受けることから、MOX燃料加工施設における限られた環境下で実用可能な固相抽出剤及び硝酸を用いた脱塩処理方法を検討した。

２．本試験の検討経緯

当施設では、分析済液を処理する工程においてPu・Uを回収する際、水酸化ナトリウムを用いて中和操作をする計画であるが、全α放射能濃度分析（直接α線計測法）の試料皿焼付け時に水酸化ナトリウムと硝酸から生成される硝酸塩が試料皿に析出し、正確な放射能濃度測定が実施できないおそれがある。そのため固相抽出剤と硝酸を用いた分析試料の脱塩前処理操作を検討した。検討した分析前処理操作において、α核種の回収率、脱塩性能、ばらつき評価について原子力機構にて検証を実施した。

３．本試験の概要及び前処理方法の実用化

本試験は、下記3つのステップで構成し実施した。

ステップ1（最適固相抽出剤選定試験）では、複数の固相抽出剤から、a）通液方法及び通液速度、b）測定に対する溶離液マトリクスの影響、c）pH-回収率相関、d）価数調整要否、e）塩共存模擬試料回収率の5つの観点から最適な固相抽出剤を選定し、ステップ2、3へ向けて最適条件を決定した。ステップ2（最適固相抽出剤ばらつき評価試験）では、ステップ1の最適条件で標準試料（純水＋トレーサ）と模擬試料（標準試料＋硝酸塩）の回収率の比較を行い、固相抽出剤における回収率（塩の影響）について、ばらつき評価を実施した。ステップ3（実廃液模擬試験）では、当施設で想定される実廃液を模擬した試料条件で分析値のばらつき評価を行い、実用化に向けて検証した。

検証結果より、本前処理操作方法は、固相抽出剤及び硝酸を用いてα線測定の妨害となる硝酸塩を効率よく除去できる前処理方法として有用である。

※　詳細な試験結果については、発表(2)参照。

---

* Tomoaki Hosokawa[1], Hideki Fujiwara[1], Shuichi Kamoshida[1], Kiyoshi Anzai[1], Masanao Nakano[2], Yuko Koike[2], Ryohei Yamada[2] and Mika Nagaoka[2]
[1] Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Japan Atomic Energy Agency

全α放射能濃度分析のための脱塩処理方法の確立
(2) 固相抽出剤を用いた脱塩処理試験の結果

Development of the desalting method for total alpha activity determination
(2) Result of the desalting performance test by solid-phase extraction

*中野　政尚[1]，小池　優子[1]，山田　椋平[1]，永岡　美佳[1]，
細川　知敬[2]，藤原　英城[2]，鴨志田　修一[2]，安齋　喜代志[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原燃㈱

日本原燃㈱が検討を行った、全α放射能濃度分析のための脱塩処理方法について、日本原子力研究開発機構にて検証試験を実施した。硝酸ナトリウムを含む分析サンプルから固相抽出剤及び硝酸を用いて、脱塩効率及びα核種の回収率について確認した。塩酸を使用せずに効率的に脱塩でき、かつα核種の回収率も安定していることから、耐塩酸腐食性能のない環境において十分に実用性のある方法であることが本試験により確認された。本発表では、試験内容及び試験結果について報告を行う。

キーワード：水酸化ナトリウム，全α放射能，脱塩処理，固相抽出剤

１．緒言

全α放射能濃度分析においては、硝酸塩が共存する水試料に鉄担体を加えてα核種（U、Pu、Am）を共沈させ、沈殿を塩酸で溶解後、ジイソブチルケトン（DIBK）で鉄を抽出除去する共沈マウント法を用いることで脱塩処理できるとともに効率よくα核種を共沈させることができる。しかしながら、分析に塩酸を使用するため耐塩酸腐食性能のない環境での適用は困難である。そこで、日本原燃㈱が検討した固相抽出剤及び硝酸を用いた脱塩処理方法(※発表(1))において、全α放射能測定を行うための最適な抽出剤及び条件の確定、並びに分析妥当性の確認、検証を行った。

２．実験

本試験は前発表の通りに3つのステップで実施した。ジーエルサイエンス株式会社製 InertSep ME-2 をはじめとする3種類の固相抽出剤から最適な抽出剤と最適条件を選定し、最終的に J-MOX 分析済液処理工程の実廃液を模擬した試料条件（α核種放射能濃度 3 mBq/ml の 1.4M 硝酸ナトリウム溶液）で分析値のばらつき評価を行い、分析に適用できるか検証した。なお、α核種の回収率算出トレーサとして U-232、Pu-242、Am-243 を使用した。

３．結果・考察

ステップ1の結果として、InertSep ME-2 を吸引状態（-13 kPa）で使用し、酢酸アンモニウムにより pH=5 の状態で ME-2 にα核種を吸着させた後、特に価数調整することなく 3M 硝酸にて溶離すれば安定した高い回収率が得られることが分かった。ステップ2の結果として、1.4M 硝酸ナトリウム存在下でも U、Pu、Am を安定して 70%以上回収可能であることが確認された。ステップ3では、10 回の繰返し平均で 75%の全α放射能回収率が得られ、塩の析出も確認されなかった。このことから本方法（図1）は塩酸を使用せずにα線測定の妨害となる硝酸塩を効率よく除去できる脱塩処理方法として有用である。

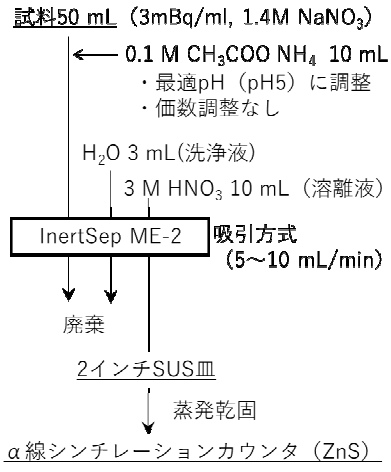


図１　全α放射能濃度分析のための脱塩処理方法

* Masanao Nakano[1], Yuko Koike[1], Ryohei Yamada[1], Mika Nagaoka[1], Tomoaki Hosokawa[2], Hideki Fujiwara[2], Shuichi Kamoshida[2] and Kiyoshi Anzai[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

固相抽出法と ICP-MS/MS を組み合わせた ^{93}Zr および ^{93}Mo の同時分析手法の開発 （1）Nb からの Zr と Mo の逐次化学分離

Development of simultaneous analytical method for ^{93}Zr and ^{93}Mo based on solid phase extraction combined with ICP-MS/MS (1) Sequential chemical separation of Zr and Mo from Nb

*古瀬 貴広[1]，ド ヴァン コハイ[1]，相田 玲奈[1]，太田 祐貴[1]，村上 絵理奈[1]，富塚 知博[1]，佐野 友一[1]，秋元 友寿[1]，遠藤 翼[1]，片山 淳[1]，佐藤 宗一[1]
[1]IRID (原子力機構)

放射性廃棄物中の ^{93}Zr および ^{93}Mo 分析を従来の放射線計測から簡易・迅速化することを目的に、固相抽出法と ICP-MS/MS を組み合わせた分析手法を検討した。本発表では、固相抽出樹脂である ZR レジン用いた試料マトリクス及び質量数が 93 である Nb からの Zr 及び Mo の逐次化学分離の検討結果について報告する。

キーワード：固相抽出法、ICP-MS/MS、^{93}Zr、^{93}Mo

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故由来の放射性廃棄物は、その処理・処分方策の検討に放射性核種分析による性状把握が必要となる。分析対象となる核種のうち ^{93}Zr 及び ^{93}Mo は、低レベルの β 線や特性 X 線を放出する長半減期核種であるため、従来の放射線計測では測定を妨害する他の β ・ γ 線放出核種を分離するための煩雑な前処理操作及び長時間の測定が必要となる。そこで本研究では、従来の ICP 質量分析計が持つ高い質量分離能に加え、スペクトル干渉の低減が可能となったトリプル四重極 ICP-MS（ICP-MS/MS）を適用することで、前処理を試料マトリクスと同重体の粗分離のみとした分析手法の簡易・迅速化を試みた。本発表では ICP-MS/MS での測定を前提とした 1 段の簡易な固相抽出分離操作による試料マトリクス及び同重体となる Nb からの Zr、Mo の逐次化学分離試験結果について報告する。

2. 実験　分離カラムは、TrisKem International 製 ZR レジンを 0.4g カラムに充填し、1M 硝酸でコンディショニングした。Zr, Nb, Mo 混合溶液は各元素濃度が 10 mg/L、硝酸濃度が 1M となるように調製し使用した。Zr, Nb, Mo の各元素濃度は ICP-MS/MS で測定した。

3. 結果と考察　図 1 に Zr 及び Mo の逐次化学分離フローを示す。Zr, Nb, Mo 混合溶液をカラムに添加し、各元素を ZR レジンに抽出させた後、④で 0.03M シュウ酸による Zr 溶出操作を実施した結果、Zr、Nb の回収率はそれぞれ 78%、2.6%となり、Mo の溶出は見られなかった。また、本操作を 3 回繰り返した Zr 回収率の RSD は 2.6%となり、高い再現性をもって Zr を Nb、Mo から分離回収できることを確認した。

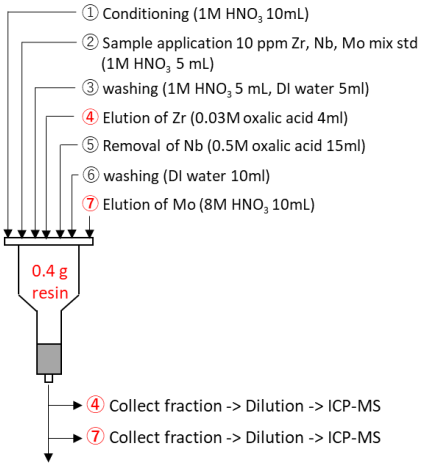


図1 Zr及びMoの逐次化学分離フロー

④の操作後、高濃度のシュウ酸溶液で Nb をカラムから取り除いた後、⑦にて 8M 硝酸による Mo の溶出操作を実施した。その結果、Mo の回収率は 100%（RSD, 0.5%）、Zr 及び Mo の回収率は 2%以下となり、Mo も高い再現性をもって Zr、Nb から分離回収できることを確認した。

本発表では、実際の試料マトリクスが分離操作へ与える影響について検討した結果についても報告する。

---

*Takahiro Furuse[1], Do Van-Khoai[1], Rena Aita[1], Ohta Yuki[1], Erina Murakami[1], Tomohiro Tomitsuka[1], Yuichi Sano[1], Yuji Akimoto[1] Tsubasa Endo[1], Atsushi Katayama[1], Soichi Sato[1]　[1]IRID (JAEA)
本件は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

Development of simultaneous analytical method for ^{93}Zr and ^{93}Mo based on solid phase extraction combined with ICP-MS/MS
(2) Spectral interference removal for measurement of ^{93}Zr and ^{93}Mo by ICP-MS/MS

*Van-Khoai Do[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Rena Aita[1,2], Yuki Ohta[1,2], Erina Murakami[1,2], Tomohiro Tomitsuka[1,2], Yuichi Sano[1,2], Yuji Akimoto[1,2], Tsubasa Endo[1,2], Atsushi Katayama[1,2], Soichi Sato[1,2]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA),

[2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

This report summarizes optimization and characterizations for removal spectral interference affecting the quantification of ^{93}Zr and ^{93}Mo after separated from sample matrixes using non-radioactive chemical standards.

Keywords: ICP-MS/MS, ^{93}Zr, ^{93}Mo, difficult-to-measure nuclides

1. Introduction The radiometric determination of ^{93}Zr and ^{93}Mo in environmental samples is generally difficult due to their ultra-low contents and low radioactivity. A triple quadrupole inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS/MS) has promised an alternative for detection of long-lived nuclides owing to its ultra-sensitivity and superior interference suppression [1]. This study focuses on optimization of condition and characterization of spectral interference removal of natural ^{93}Nb and tailing signal of adjacent mass numbers aiming at the measurement of these radionuclides in environmental samples collected in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station.

2. Experiments The characterization was carried out on an ICP-MS/MS (Agilent 8900) using non-radioactive standards of Zr, Mo, and Nb. ^{90}Zr (abundance: 51.45%), ^{98}Mo (24.39%), and ^{93}Nb (100%) were selected to trace chemical reactions of Zr, Mo, and Nb respectively with a reaction gas of NH_3.

Table 1. Selected measurement condition

	Gas flow-rate (mL/min)			Mass shift
	10%NH_3 + 90% He	H_2	He	
^{93}Zr	2.5	2.5	1.0	102
^{93}Mo	6.0	0	1.0	0

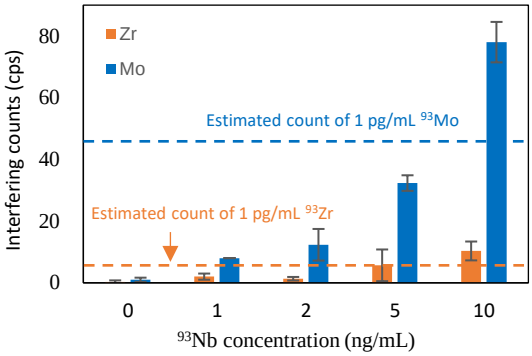


Fig. 1 Interference removal of ^{93}Nb

3. Results and discussion

3-1 Optimization of reaction gas NH_3 could effectively remove interference of ^{93}Nb according to our previous report [2]. In this study the addition of H_2 to NH_3 flow is confirmed more effective in reducing interference of Nb for ^{93}Zr measurement. The selected condition (gas composition, gas flow-rates, and mass shift) is summarized in Table 1. Instrumental limits of detection (ILOD) for ^{93}Zr and ^{93}Mo were estimated to be 0.2 pg/mL (2×10^{-5} Bq/mL) and 0.1 pg/mL (4×10^{-3} Bq/mL), respectively.

3-2 Interference removal Under optimized condition, ratios of ^{93}Nb/^{90}Zr and ^{93}Nb/^{98}Mo were 1.8×10^{-4} and 1.4×10^{-4}, respectively. Figure 1 shows efficiency of removal of ^{93}Nb interference on measurements of ^{93}Zr and ^{93}Mo (mass-shift of 102 and 0, respectively). Sensitivity of ^{93}Zr was estimated from averaging sensitivities of ^{92}Zr and ^{94}Zr. The data indicate that the presence of Nb at concentration of ng/mL has a negligible impact on the determination of ^{93}Zr and ^{93}Mo.

3-3 Tailing effect The tailing effect is originated from poor abundance sensitivity and hydration of ^{92}Zr and ^{92}Mo that may cause signal contribution to the corresponding signal of ^{93}Zr and ^{93}Mo. The characterization is needed since ^{93}Zr/^{92}Zr and ^{93}Mo/^{92}Mo in environmental samples are very low. In addition, the natural Zr and Mo are added as recovery carriers for previous chemical separation. According to our test, the effect could be negligible with concentrations of Zr and Mo lower than 10 µg/mL.

References [1] J. Anal. At. Spectrom., 2017, 32, 494; [2] T. Horita et. al. AESJ Spring meeting, 2019, 2D11.

This presentation includes results obtained under the research program based on subsidy to IRID by METI.

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

[1E10-12] Analytical Technique 2

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 16, 2020 3:50 PM - 4:40 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E10] Study on analytical method of Sn-126 in accident waste collected from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ryuji Aono[1,2], Yoshiyuki Sato[1,2], Ken-ichiro Ishimori[1,2], Yutaka Kameo[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

3:50 PM - 4:05 PM

[1E11] Analysis using the least-squares method of two-dimensional distribution measured by the LIBS.

*Katsuaki Akaoka[1], Chihiro Ogawa[1], Akihiro Tagawa[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1E12] Direct measurement of Cs-135 in Cs adsorbent used for water decontamination by laser-ablation ICP-MS

*Shiho Asai[1], Masaki Ohata[1], Yukiko Hanzawa[2], Takuma Horita[2], Takumi Yomogida[2], Yoshihiro Kitatsuji[2] (1. AIST, 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所で採取された事故廃棄物中の Sn-126 分析法の開発

Study on analytical method of Sn-126 in accident waste collected from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*青野 竜士[1,2]，佐藤 義行[1,2]，石森 健一郎[1,2]，亀尾 裕[1,2]

[1]JAEA，[2]IRID

福島第一原子力発電所で発生した事故廃棄物を対象に Sn-126 分析法の開発を行った。本法の適用性確認のため、原子炉建屋内で採取された瓦礫や汚染水の Sn-126 を分析した結果、妨害となる Sr-90 等の β 線放出核種と Sn-126 を効率よく分離でき、目標とした検出限界値を達成することができた。

キーワード：福島第一原子力発電所，Sn-126，陰イオン交換，放射化学分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により発生した廃棄物（以下、「事故廃棄物」という。）の処理処分方策を検討するためには、瓦礫や汚染水等に含まれる放射性核種の種類や濃度を明らかにすることが必要である。このため、種々の放射性核種について放射化学分析を進めるとともに、評価が必要な放射性核種のうち分析法が確立されていない難測定核種に対して分析法の開発を行った。本報告では難測定核種の一つである Sn-126（$t_{1/2}$ ＝ 1.0×10^5 y）の分析法の開発と適用結果について報告する。

2. 実験操作

低エネルギー光子検出器（Ge-LEPS）を用いて Sn-126 の γ 線を測定することを想定し、妨害核種及び元素との分離条件を検討した。妨害核種としては、制動放射によりバックグラウンド計数を増加させる Sr-90 等の β 線放出核種や塩として析出し測定試料のジオメトリーに影響を与える Fe を選定した。これらの妨害核種等と Sn を陰イオン交換により分離できる条件を、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）及び誘導結合プラズマ発光分光分析装置（ICP-AES）を使用して調査した。

3. 結果と考察

試料溶液を 6 M 塩酸として陰イオン交換カラムに Sn を定量的に吸着させることで、塩化物イオンとクロロ錯体を形成しない Cs、Sr 及び Y は陰イオン交換カラムに吸着せず分離することができた。一方、Fe はクロロ錯体を形成するため陰イオン交換カラムに吸着するが、1 M 塩酸 65 ml で洗浄することにより Sn を大きく損失させることなく、Fe のみをカラムから分離させることができた。このときの Sn の回収率は 85%であり、目標とした回収率を達成した（図 1）。

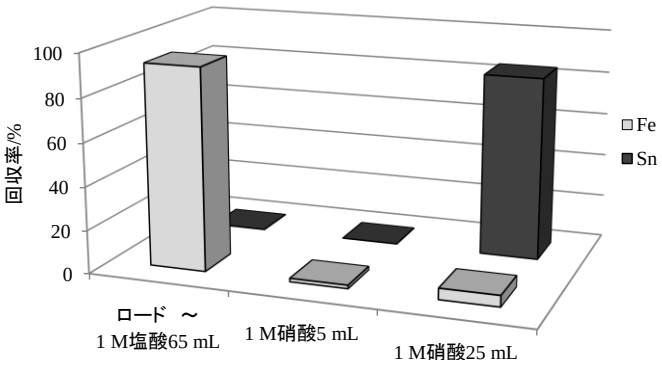


図 1 Fe 元素の分離回収検討

開発した分析法の適用性確認のため瓦礫や汚染水の Sn-126 の分析を行った。適用性確認の結果、妨害核種と効率よく分離することができ目標とした検出限界値 5×10^{-2} Bq/g を達成した。これにより事故廃棄物において初めて Sn-126 を検出し、事故時における Sn の拡散挙動の解明等に繋がるデータを得ることができた。

本研究は、平成 26-30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部である。

---

*Ryuji Aono[1,2], Yoshiyuki Sato[1,2], Ken-ichiro Ishimori[1,2] and Yutaka Kameo[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Resarch Institute for Nuclear Decommissioning

レーザー誘起ブレークダウン発光分光法により測定された模擬燃料デブリの 2 次元組成分布の最小二乗法を用いた解析

Analysis using the least-squares method of two-dimensional distribution measured by the LIBS.

*赤岡 克昭[1]，小川 千尋[1]，田川 明広[1]，若井田 育夫[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

レーザー誘起ブレークダウン発光分光法（**L**aser **I**nduced **B**reakdown **S**pectroscopy）により測定された模擬燃料デブリの 2 次元組成分布を最小二乗法により解析し、スペクトル強度比による方法と比較した。その結果、組成分布を良くあらわすとともに、スペクトルの強度比を用いた方法と良く一致することが判った。

キーワード：燃料デブリ、最小二乗法、LIBS、レーザー、レーザーブレークダウン発光分光

1. 緒言

数 100 μm 程度の空間分解能で 2 次元組成分布の測定が可能な LIBS においては、構成される元素に応じたスペクトルを選定し、スペクトルの相対強度等を用いて解析することから、干渉しないスペクトルの選定が重要である。しかし、東京電力 HD 福島第一原子力発電所の事故により生じたウラニウム等の重元素を多く含む燃料デブリ等では、干渉しないスペクトルの選定が困難である。そこで、特定のスペクトルの選定を必要としない最小二乗法によるスペクトル解析法により、Gd_2O_3 に少量の Ho_2O_3 を加え 10mm φ のペレットに成形した試料を模擬デブリとして LIBS により測定し、2 次元元素組成分布を解析した。

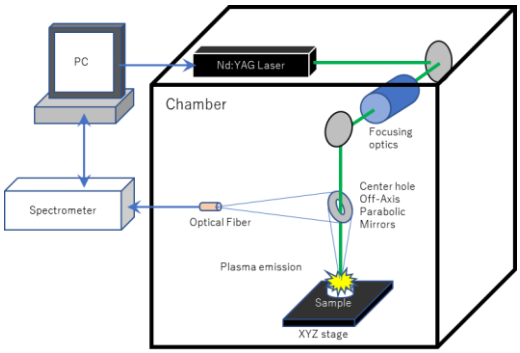


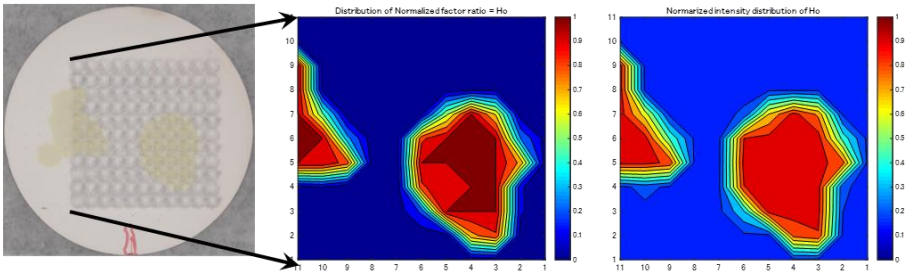
Fig.1 実験装置概要図

2. 解析方法

混合物のスペクトル強度を単体元素のスペクトル強度の線形和で表せると仮定した時、混合物の測定スペクトルの強度 I(λ)は、単体元素 m の測定スペクトル強度 i(m, λ)とその線形係数 Factor(m)を用いて次の様に表される。

$$I(\lambda) = \sum_m (Factor(m) \cdot i(m, \lambda))$$

この線形連立方程式を最小二乗法で解くことにより、混合物のスペクトルを再現する線形係数を得ることができる。



試料のレーザー照射痕
白：Gd_2O_3
黄：Ho_2O_3

最小二乗法による解析結果
Ho_2O_3の分布

スペクトル強度比による解析結果
Ho_2O_3の分布

Fig.2 最小二乗法とスペクトル強度比による解析結果の比較

3. 結果

Fig.1 に実験装置の概要を示す。測定したスペクトルについて最小二乗法とスペクトル強度比による方法で解析し、それぞれについて規格化した Factor(m)とスペクトル強度比とを比較した。その結果、Fig.2 に示すように最小二乗法を用いた 2 次元組成分布は試料の元素分布を良く表すとともに、スペクトル強度比による方法とも良く一致することが判った。、これにより、最小二乗法を用いた解析方法が 2 次元組成分布の解析に有効であり、複雑なスペクトルの解析をすること無しで 2 次元の組成分布を明らかにできる可能性のあることが判った。

*Katsuaki Akaoka[1], Chihiro Ogawa[1], Akihiro Tagawa[1], and Ikuo Wakaida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

汚染水処理用 Cs 吸着材中 ^{135}Cs のレーザーアブレーション ICP-MS による直接測定

Direct measurement of ^{135}Cs in Cs adsorbent used for water decontamination by laser-ablation ICP-MS

*浅井 志保[1]，大畑 昌輝[1]，半澤 有希子[2]，堀田 拓摩[2]，蓬田 匠[2]，北辻 章浩[2]

[1]産総研，[2]JAEA

福島第一原子力発電所の汚染水処理に使用された Cs 吸着材には、長寿命核種 ^{135}Cs（半減期: 230 万年）が存在し、処分の際には放射能評価が必要となる。本研究では、固体試料の質量分析が可能なレーザーアブレーション（LA）ICP-MS を用いて Cs 吸着材を固体のまま測定し、迅速確実に ^{135}Cs を定量する手法を開発した。

キーワード： ^{135}Cs、Cs 吸着材、汚染水、レーザーアブレーション（LA）、ICP-MS

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所では、汚染水処理に使用された廃 Cs 吸着材が多量に保管されている。廃 Cs 吸着材を処分するには、主要な放射線源である ^{137}Cs だけでなく長寿命核種 ^{135}Cs の放射能評価も必要となる。^{135}Cs の定量には ICP-MS が用いられるが、通常、液体試料のみに対応しているため、廃 Cs 吸着材の場合、Cs の溶出あるいは廃 Cs 吸着材の分解溶液化処理が不可欠となる。ところが、廃 Cs 吸着材の線量が高く、取り扱いが困難であることに加え、Cs^+が廃 Cs 吸着材から溶出しにくく、実測は容易ではない。本研究では、廃 Cs 吸着材中 Cs の ^{135}Cs/^{137}Cs を LA-ICP-MS により溶出操作なしで測定し、^{137}Cs のγ線測定結果を乗じて ^{135}Cs を定量する方法を開発した（図 1）。本方法の妥当性は、核分裂生成物由来の Cs を含む汚染水試料（以下、汚染水試料）を用いて廃 Cs 吸着材模擬試料を調製し、実際に ^{135}Cs を定量することにより評価した。

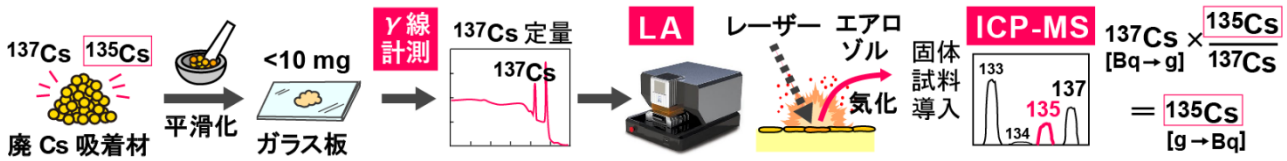


図 1 LA-ICP-MS とγ線計測を組み合わせた廃 Cs 吸着材中 ^{135}Cs の直接測定

2. 実験

汚染水試料 0.03 mL に、Cs 吸着材（Cs Resin, Eichrom Technologies）10 mg を 2 時間浸漬した。遠心分離して Cs Resin を取り出し、乳鉢で潰してスライドガラス上に貼り付け、Ge 半導体検出器（ORTEC, GMX30P4-70）によって ^{137}Cs の放射能を測定した。^{135}Cs /^{137}Cs は、LA-ICP-MS（LA: NWR 213, ICP-MS: Agilent 7700）測定によって得られた正味の計数率から算出し、平均値を最終値とした[1]。汚染水試料中の Cs 同位体の組成および各濃度は、イオン交換によって得られた Cs 分離液の ICP-MS 測定結果から算出し、模擬試料調製に使用した Cs 吸着材重量、汚染水重量、および Cs 回収率から、模擬試料中 ^{135}Cs と ^{137}Cs の放射能を値付けした。

3. 結果および考察

廃 Cs 吸着材模擬試料の LA-ICP-MS 測定結果から得られた ^{135}Cs /^{137}Cs は 0.41±0.02（原子数比）となり、Cs 分離液の溶液測定結果と同等精度で一致した。また、^{137}Cs のγ線測定結果を乗じて算出された ^{135}Cs 放射能は 0.36 Bq となり、値付けした放射能値に等しくなったことから、本方法の妥当性を確認できた。LA-ICP-MS では、数 mg の試料で拡張不確かさ<10%での測定が可能である。Cs 吸着材保管容器中の ^{137}Cs 総放射能が分かれば、少量試料で保管容器内 Cs 吸着材全体の ^{135}Cs 放射能を評価できるため、分析者の大幅な負担軽減を期待できる。

参考文献

[1] Asai et al., Anal. Bioanal. Chem. 2019, 411, 973.

* Shiho Asai [1], Masaki Ohata [1], Yukiko Hanzawa [2], Takuma Horita [2], Takumi Yomogida [2], Yoshihiro Kitatsuji [2]

[1] National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST), [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

[1E13-13] Isotope Separation

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 16, 2020 4:40 PM - 5:00 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E13] An experimental study with a stable isotope for highly efficient separation of cesium isotopes utilizing light-induced drift

*Leo Matsuoka[1], Yuya Kusano[2], Noritaka Nishiya[2], Yoshiharu Yoshimura[2], Keishi Nakano[2], Hitoshi Goto[2], Ryo Mizoguchi[2], Tomonori Matsushita[2], Kenta Yuki[2], Takanori Kobayashi[2] (1. Hiroshima Inst. of Tech., 2. Hiroshima Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

光誘導ドリフトによるセシウムの高効率同位体分離の安定同位体実験

An experimental study with a stable isotope for highly efficient separation of cesium isotopes utilizing light-induced drift

*松岡 雷士[1]，草野 雄也[2]，西谷 徳高[2]，吉村 善治[2]，中野 圭視[2]，
後藤 仁志[2]，溝口 亮[2]，松下 智悟[2]，結城 謙太[2]，小林 孝徳[2]
[1]広島工業大学，[2]広島大学

熱分布のある原子集団全体に対してレーザーを用いて並進速度を付与できる光誘導ドリフトを実装し、Cs-133 のみを用いたセシウム同位体分離模擬実験を行った。波長による光誘導ドリフト方向の目視レベルでの完全な制御に成功し、Cs-133 と Cs-135 の高効率完全同位体分離の実現を示唆する実験結果を得た。

キーワード：核変換，地層処分，レーザー，Cs-135

1. 緒言

Cs-133 と Cs-135 を実用的な効率で同位体分離できれば、核変換の効率化によって地層処分への負担を軽減できる。しかしながらセシウムはレーザーを用いたとしても高効率同位体分離が原理的に困難とされている。我々は熱分布全体に並進速度を同位体選択的に付与できる技術である光誘導ドリフトに着目し、理論研究によってその実現性と効率の高さを実証した[1]。本研究では Cs-133 のみを用いた光誘導ドリフト観測実験装置を実際に開発し、発光観測によるドリフトの目視観測とガス種・ガス圧依存性の検証等を行った。

2. 実験方法と結果

光源として波長 852 nm の半導体レーザーを二台使用し、それぞれ F”=3 と F”=4 の準位を励起できるように波長を調整した。直径 40 mm のガラスセルを円盤状の仕切り板で三つのゾーンに区切り、仕切り板の中央にレーザーとセシウム原子を通過させるための直径 5 mm の穴を作った。蒸気源としてセシウムインゴットを液状にして真ん中のゾーンに流し込んだ。内部の圧力はターボポンプで一端 10^{-4} Pa まで排気した後、希ガスを 100 Pa から 1000 Pa 程度充填した。レーザー波長、ガス種、ガス圧を調整しながら IR ビューアーと赤外線カメラでセシウムの発光を観測した。Ar、Kr、Xe をバッファガスに用いた際に明瞭な光誘導ドリフトが観測された。ドリフトの方向はレーザー波長の調整によって完全に制御が可能であり、逆方向への噴出しが目視レベルで存在しない状態を実現することが出来た。この結果は Cs-135 が混在している状態において完全な同位体分離が実現できることを強く示唆する結果である。

3. 結論

本実験によって光誘導ドリフトによるセシウム同位体分離の光プロセス部の実証はほぼ完了した。この先はホット試験に先立ち、セシウム原子の化学的な安定性を長期的に確保する環境構築等が課題となる。

参考文献

[1] Kenta Yuki, Takanori Kobayashi, and Leo Matsuoka, “Numerical analysis of highly efficient laser-based method of radioactive Cs isotope separation utilizing light-induced drift in D_1 and D_2 transitions in rare gases”, JOURNAL OF NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY, **54**, 1240-1250 (2017).

---

*Leo Matsuoka[1], Yuya Kusano[2], Noritaka Nishiya[2], Yoshiharu Yoshimura[2], Keishi Nakano[2], Hitoshi Goto[2], Ryo Mizoguchi[2], Tomonori Matsushita[2], Kenta Yuki[2], and Takanori Kobayashi[2]

[1]Hiroshima Inst. of Tech., [2]Hiroshima Univ.

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

[1F01-05] Medical and Biological Application 1

Chair:Kentaro Manabe(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:55 AM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F01] 3D internal points position prediction using a recurrent neural network for tumor tracking during lung cancer radiotherapy

*Michel Pohl[1], Mitsuru Uesaka[1], Kazuyuki Demachi[1], Ritu Bhusal Chhatkuli[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. NIRS)

10:30 AM - 10:45 AM

[1F02] Study on Comparison of Cancer Uptake of RI-labeled and Fluorescent-labeled Glucose Analog Probe

*Mariko Kobayashi[1], Keiichiro Kushiro[1], Kenji Shimazoe[1], Akira Sugiyama[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. Univ. of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[1F03] Fundamental Research on DNA Irradiation Analysis with He Ion Microbeam for α-ray Therapy

*Masaya Sakai[1], Tokihiro Ikeda[2], Atsushi Shibata[3], Masako Izumi[2], Kento Takemoto[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. RIKEN, 3. Gunma Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1F04] Analysis of gene expression changes by irradiation of cells

*Kento Takemoto[1], Atsushi Shibata[2], Nobunyoshi Akimimtsu[1], Masaya Sakai[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Gumma Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1F05] Mathematical model for the relationship between cancer incidence and survival curve in mice

*Tetsuhiro Kinugawa[1], Yuichiro Manabe[1], Takahiro Wada[2] (1. Osaka Univ., 2. Kansai Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

3D internal points position prediction using a recurrent neural network for tumor tracking during lung cancer radiotherapy

*Pohl Michel[1], Uesaka Mitsuru[1], Demachi Kazuyuki[1] and Chhatkuli Ritu Bhusal[2]
[1] The University of Tokyo, Graduate School of Engineering
[2] National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology

During the treatment of lung cancer with radiotherapy, the radiation delivered to the healthy tissues around the tumor need to be minimized which is difficult because of the breathing motion and the treatment machine latency. In this study we use chest 4DCBCT images of a patient breathing, with lung cancer, and extend artificially the sequence to provide enough training and testing data. Internal points are selected and their motion during the breathing process are computed from the Lucas Kanade pyramidal iterative optical flow registration algorithm. We evaluate the performance of a recurrent neural network (RNN) trained with real-time recurrent learning (RTRL) for the prediction of their position.

Keywords : Optical flow, Recurrent neural network, Real-time recurrent learning, Lung Cancer, Radiotherapy

1. Introduction

During the treatment of lung cancer with radiotherapy, positioning the X-ray beam correctly to minimize damage to healthy tissues is difficult because of the tumor motion due to breathing. The typical treatment machine response time of approximately 500ms leads to inaccuracies in the beam delivery, which results in turn to unwanted damage to the tumor surrounding tissues. To overcome this latency, predicting the position of the tracked surrogates is necessary.

2. Materials and Method

We use 10 4D-CBCT (cone beam computed tomography) images of a patient's moving chest with lung cancer, corresponding to different breathing phases, acquired by the Elekta Synergy therapy machine in The University of Tokyo Hospital. The image sequence is repeated and Poisson noise is added to create a sequence of 2,400 images. The deformation vector field (DVF) in the chest is calculated using the pyramidal 3D optical flow Lukas-Kanade technique [1]. 3 points near the tumor are selected and their 3D position is predicted using a RNN trained with RTRL [2]. The first 2,200 images are used for training and the remaining 200 images are used for testing. 6 time steps are used to predict the 7th, and the network uses 1 hidden layer with 6 neurons. Gradient clipping [3] is used to improve the stability of the learning process.

3. Results and Discussion

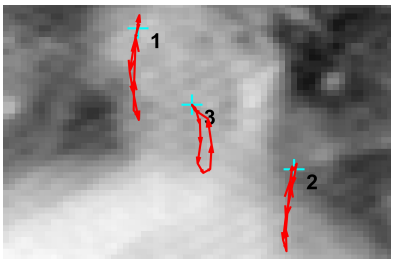
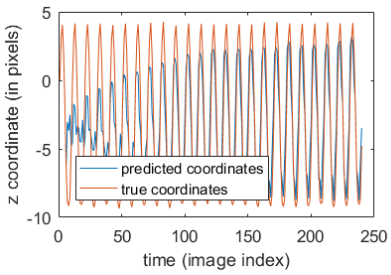
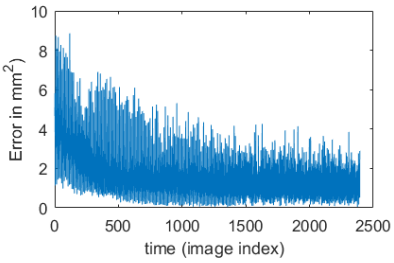


Fig. 1. Selection of three initial points around the tumor and their trajectories based on optical flow



Prediction of the z coordinate of the 3rd point



Loss function

Fig. 2 Prediction results with the RNN

The mean prediction error over 1,000 runs is 1.85mm and the associated 95% confidence interval is [1.82mm, 1.89mm]. In contrast, the mean position error without prediction is 3.19mm. 0.15% of the prediction attempts resulted in numerical errors due to instabilities in the learning process. The calculations were done with Matlab on a computer with Intel Core i3 3.7 GHz 12 Gb RAM and the mean prediction time per image index is 0.59ms.

3. Summary

This is to our knowledge the first study concerning RNN trained with RTRL for the prediction of the position of the tumor for latency compensation in lung cancer radiotherapy. The non-linearity of the RNN enables to predict complex signals and the RTRL learning method enables real-time adaptation to the signal being predicted.

References

[1] Bouguet, Jean-Yves, "Pyramidal implementation of the Lucas Kanade Feature Tracker, Description of the algorithm" Intel Corporation, Microprocessor Research Labs (2000)

[2] Haykin, Simon. Neural Networks and Learning Machines, 3/E. Pearson Education India, 2010.

[3] Pascanu, Razvan, Tomas Mikolov, and Yoshua Bengio. "On the difficulty of training recurrent neural networks." International conference on machine learning. 2013.

RI 標識および蛍光標識グルコース類プローブの癌細胞取込みの比較に関する研究

Study on Comparison of Cancer Uptake of RI-labeled and Fluorescent-labeled Glucose Analog Probe

*小林　茉莉子[1]，久代京一郎[1]，島添　健次[1]，杉山　暁[2]，高橋　浩之[1]

[1]東京大学工学系研究科，[2]東京大学アイソトープ総合センター

本研究では生体内や細胞内の分子を可視化するイメージングの手法のうち、RI 標識および蛍光標識グルコース類プローブを用いた癌のイメージングに焦点を当てた。正常細胞と癌細胞間、また異なる癌細胞間で細胞レベルでの取込みおよび局在を比較・分析し、標識分子がプローブの挙動に及ぼす影響について検討した。

キーワード：バイオイメージング，癌，PET，グルコース，^{18}F-FDG，2-NBDG，2-DG-750，標識

1. 緒言

本研究では RI 標識プローブのフルオロデオキシグルコース(^{18}F-FDG)と、蛍光標識プローブの 2-デオキシニトロベンゾオキサジアゾールイルアミノグルコース(2-NBDG)、2-デオキシグルコース(2-DG-750)の細胞内への取込みおよび局在の定量的な比較・分析を行った。標識分子がプローブの挙動に及ぼす影響の解明は、より正確なイメージング手法や分子プローブの開発に繋がる。

2. 方法

2-1. 正常細胞と癌細胞間での比較

ヒト前立腺細胞(RWPE1)とヒト前立腺癌細胞(RWPE2)を 3 種類のプローブと共にインキュベート後、トリプシン処理によって回収し、細胞溶液を作製した。^{18}F-FDG サンプルについてはガンマカウンターを、2-NBDG サンプルと 2-DG-750 サンプルについてはプレートリーダーを用いてシグナルを測定した。

2-2. 異なる癌細胞間での比較

グルコースを欠如させたヒト卵巣癌細胞(SK-OV-3)とヒト胃癌細胞(MKN45)を用いて 2-1 と同様のプロトコルに沿って行った。

3. 結果

RI 標識プローブは蛍光標識プローブよりも多く細胞内まで取り込まれた。正常細胞よりも糖代謝が活発な癌細胞において、また癌細胞の中でも卵巣癌細胞よりも糖代謝と関連が深い胃癌細胞において、両プローブの取込みの差が顕著であった。

参考文献

[1] Measuring the heterogeneous uptake of radiotracer in single living cells, G. Pratx, et al., PLoS one 7,　(2012)

[2] Isolation of exosomes by differential centrifugation, M. Livshits, et al., Scientific Reports 5, (2015)

---

*Mariko Kobayashi[1], Keiichiro Kushiro[1], Akira Sugiyama[2], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1]

[1]School of Engineering, Univ. of Tokyo, [2]Isotope Science Center, Univ. of Tokyo

α線治療のための He イオンマイクロビーム DNA 照射分析の基礎研究

Fundamental Research on DNA Irradiation Analysis with He Ion Microbeam for α-ray Therapy

*酒井 雅哉[1], 池田 時浩[2], 柴田 淳史[3], 泉 雅子[2], 竹本 健人[1], 上坂 充[1]
[1]東京大学, [2]理化学研究所, [3]群馬大学

α線内用療法を念頭におき、ガラスキャピラリー（出口内径：10um, フタ厚：7.5um）による He^{2+}イオンマイクロビーム（4.5 MeV）照射にて、RPE 細胞（網膜色素上皮細胞）の DNA 損傷修復可視化実験を実施した。DNA 損傷の修復プロセスの可視化し、DNA 損傷された個々の細胞に対する DNA 損傷量、修復プロセスの考察を行う。

キーワード：He イオンマイクロビーム, ガラスキャピラリー, 細胞照射, DNA 修復, α線治療

1. 緒言

α 線がん治療は、がんの病巣部にピンポイントで照射できるというメリットがあるが、細胞レベルにおける α 線の生体影響はいまだ解明されていないことも多い。本研究の目的は、1 つ 1 つの細胞に対する照射が可能である、ガラスキャピラリーマイクロビームを用いて個々の細胞に対する DNA 損傷量を三次元的に解析することである。今回、ペレトロン加速器を用いた He^{2+}マイクロビーム照射にて、RPE 細胞の DNA 損傷可視化実験を実施した。さらには、照射後に細胞を固定する時刻を変えて複数のサンプルを作製し、修復タンパク質の分布の時分割観察を行う予定である。本実験に基づき、DNA 損傷された個々の細胞に対する DNA 損傷量、修復プロセスを調べるため、現在画像解析中である。

2. 実験

照射時の細胞の乾燥影響を防ぐために、ペリスタルティックポンプを用いて培養液をサンプルに滴下しながら照射できるようなセットアップを組み立てた。このセットアップで、ペレトロン加速器を用いたガラスキャピラリーマイクロビーム照射法により、自然損傷が比較的少ない RPE 細胞で線状イオントラックの可視化実験を行なった。ガラスキャピラリーの出射口を細胞に押し付けるようにして照射を行い、DNA 二本鎖切断の修復タンパク質γH2AX に対する蛍光免疫染色によりヒットポイントを可視化することに成功した（図 1）。さらには、照射後に細胞を固定する時刻を変えて、修復タンパク質 GFP-53BP1 の分布の時分割観察を行う。結果の詳細は当日発表する。

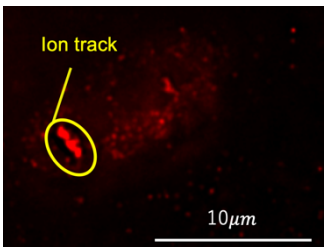


図 1. 照射された RPE 細胞

3. まとめ

本実験で得られた gH2AX の分布から三次元的にビーム軸を算出して個々の細胞に対する D N A 損傷分布に関して考察を行う。また、修復タンパク質の分布の時分割観察を行い、ここの細胞に関する修復プロセスを調べる。

---

*Masaya Sakai[1], Tokihiro Ikeda[2], Atsushi Shibata[3], Masako Izumi[2], Kento Takemoto[1] and Mitsuru Uesaka[1]
[1]Univ. Tokyo, [2]RIKEN, [3]Gunma Univ.

細胞への放射線照射による遺伝子発現変動解析

Gene expression fluctuation analysis by irradiation to cells

*竹本　健人[1]，酒井　雅哉[1]，秋光　信佳[2]，柴田　淳史[3]，上坂　充[1]
[1]東京大学　原子力国際専攻，[2]東京大学　アイソトープセンター，[3]群馬大学

粒子線・免疫治療のための遺伝子分析を目的とする研究である。まず遺伝子分析につき、ヒトの網膜色素上皮（RPE）細胞に炭素線と X 線を照射して遺伝子分析を行い、線質による遺伝子発現の差異を観察する。

キーワード：遺伝子発現解析、RNA 次世代シーケンス解析、炭素線、X 線、RPE 細胞、RT-qPCR、正常細胞、免疫治療

1. 緒言

粒子線・免疫治療のための放射線生物学基礎研究に最新の観察分析手法である RNA 次世代シーケンス解析を適用した。具体的には、RPE 細胞に X 線(3Gy)と炭素線(1Gy)を照射、照射後 24 時間で細胞を回収し RNA を抽出、そこから RNA 次世代シーケンス解析を行い、炭素線特異的な遺伝子発現変化を観察した。線量は照射後の細胞生存率を合わせるために X 線と炭素線の一般的な生物学的効果比が 3 であることからそれぞれ 3Gy, 1Gy とした。

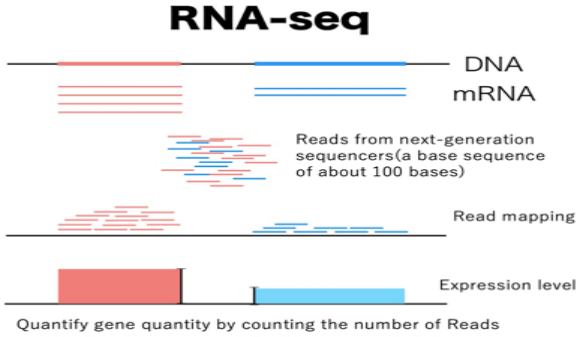


図 1　RNA 次世代シーケンス解析　原理　模式図
by June Sese (AIST)

2. 実験

RPE 細胞を播種し、細胞播種の翌日に X 線と炭素線による照射を行なった。照射後 24 時間後に RNA iso plus を用いて細胞を回収。細胞回収液から RNA を抽出し、RNA 次世代シーケンス解析を行った。また、念の為に RNA 回収までの予備実験を事前に行った。細胞播種から RNA 回収まで同じ手順で行い Bioanalyzer による品質確認の結果、高品質の RNA を抽出することができた。

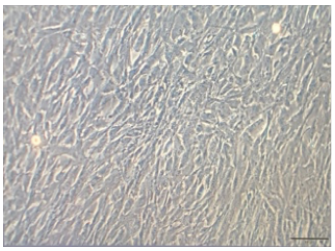


図 2　網膜色素上皮(RPE)細胞

3. まとめ

RPE 細胞に X 線と炭素線を照射し、RNA 次世代シーケンス解析により炭素線特異的な遺伝子発現変化を観察した。実験結果を様々な手法で解析したところ以下のことがわかった。GO term 解析の結果、 X 線と炭素線共にセルサイクル、有糸核分裂機能に影響を与えることが分かった。次に、pathway 解析の結果、セルサイクルやがんに関わる生化学経路の遺伝子が発現変動していることがわかった。これらの結果から、X 線と炭素線のいずれに対しても、照射 24 時後にアポトーシスなどの細胞応答が変化していることがわかった。照射後数時間では X 線と炭素線の影響は異なることが示唆されているが、24 時間後の影響は類似した影響の収束することが示唆された。

参考文献

[1] Katrien K, et al., Frontiers in Oncology, May 2019
[2] Stefan W, et al., Frontiers in Oncology, February 2016

*Kento Takemoto[1], Masaya Sakai[1], Mitsuru Uesaka[1], Nobuyoshi Akimitsu[2], Atsushi Shibata[3]
[1]Univ. Tokyo Nuclear engineering and Management, [2]Univ.Tokyo Isotope Center, [3]Gumma Univ.

マウスにおけるがん発生と生存曲線の数理モデル

Mathematical model for the relationship between cancer incidence and survival curve in mice

*衣川　哲弘[1]，真鍋　勇一郎[1]，和田　隆宏[2]

[1]阪大院工，[2]関西大システム理工

我々はがん発生から、がんによる死を結びつける数理モデル(以下、寿命モデル)を開発している。本発表では寿命モデルによる解析を環境科学技術研究所のマウスにおける実験データに対して行った結果を述べる。

キーワード：放射線，生体影響，数理モデル

1. 緒言

放射線による生体影響の例としてがん発生の増加や、寿命の短縮が挙げられる。公益財団法人　環境科学技術研究所で行われた、マウスに対する低線量率ガンマ線連続照射実験では、①がん罹患(罹患率、種類)の時間変化②寿命曲線、が調査された[1]。本発表ではがん罹患と生存率の関係をモデル化し、上記データを解析した結果について述べる。

2. 理論

2-1. 寿命モデル

今、時刻tにおけるがん増加率を$\lambda(t)$とすると、がんに罹患していないマウスの割合$F_{NC}(t)$の時間変化は以下のように表される。

$$\frac{dF_{NC}}{dt}(t) = -\lambda(t)F_{NC}(t) \qquad (1)$$

今、マウスの死因をがんのみと仮定することにより、生存率$F_S(t)$と$F_{NC}(t)$は以下の関係で結びつく。

$$F_S(t) = 1 - \int_0^t P_D(t,t')\left(-\frac{dF_{NC}}{dt}(t')\right)dt' \qquad (2)$$

ここで、$P_D(t,t')$は、「時刻t'にがんが発生したマウスの内、時刻tに死亡している割合」である。

2-2. がん増加率

がん増加率$\lambda(t)$「単位時間当たり増加するがんの個数」に対応する。我々はがん増加率$\lambda(t)$を、マウスが持つ平均がん個数の時間変化にフィットするように決定した。

3. 結果および考察

マウスが持つ平均がん個数(実験データより推定)と計算結果の比較を Fig. 1 に示す。また、生存曲線における実験データと計算結果の比較を Fig. 2 に示す。モデルによる計算結果は実験データを良く再現している。今後、計算に用いたパラメータの放射線依存性(線量・線量率等)の定量的表現を目指す。

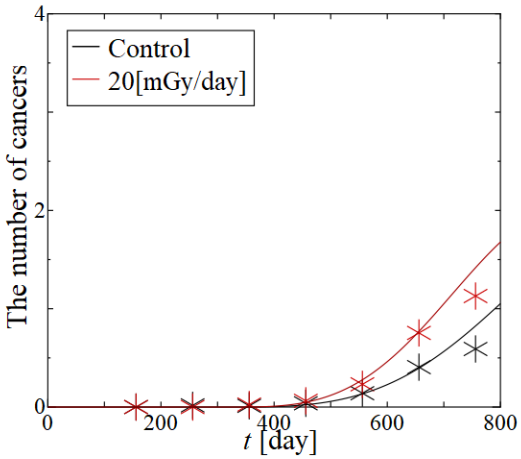


Fig. 1 Calculated average number of cancer per mouse in comparison with experimental data. The crosses correspond to the experimental data. The solid lines represent the results of our model

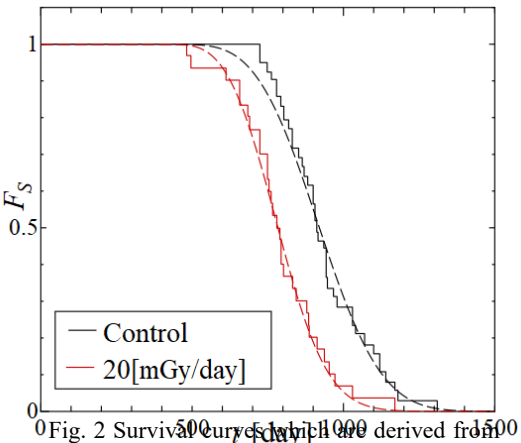


Fig. 2 Survival curves which are derived from out model in comparison with experimental data. The solid lines and the dotted lines correspond to the results of our model and the experimental data respectively.

参考文献

[1] Tanaka III, I. B., *et. al.* (2017) *Radiat. Res.* 187(3): 346-360

*Tetshuhiro Kinugawa[1], Yuichiro Manabe[1] and Takahiro Wada[2]

[1]Osaka Univ., [2]Kansai Univ.

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

[1F06-08] Medical and Biological Application 2

Chair:Hiroko Yoshida(Tohoku Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:35 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F06] Activation of antioxidative functions by low-dose X-irradiation inhibits forced swim test induced immobility of mice

*Hina Shuto[1], Takahiro Kataoka[1], Jyunki Yano[1], Shota Naoe[1], Tsuyoshi Ishida[1], Tetsuya Nakada[1], Keiko Yamato[2], Katsumi Hanamoto[1], Takaharu Nomura[3], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Okayama Univ., 2. National Cerebral and Cardiovascular Center, 3. CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F07] Radon inhalation time dependent changes of hydrogen peroxide production in mice organs

*Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[2], Akihiro Sakoda[2], Hina Shuto[1], Junki Yano[1], Hiroshi Tanaka[2], Katsumi Hanamoto[1], Hiroaki Terato[1], Fumihiro Mitsunobu[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Okayama Univ, 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F08] Risk of Gradual Exposure Likely Received in Severe Nuclear Power Plant Accident

*Masayoshi Kawai[1] (1. KEK)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

低線量X線照射による抗酸化機能の亢進が強制水泳誘導無動時間を抑制する

Activation of antioxidative functions by low-dose X-irradiation inhibits forced swim test induced immobility of mice

*首藤妃奈[1]，片岡 隆浩[1]，矢野準喜[1]，直江翔太[1]，石田 毅[1]，
中田哲也[1]，大和恵子[2]，花元克巳[1]，野村崇治[3]，山岡聖典[1]
[1]岡山大・院・保健，[2]国立循環器病研究センター，[3]電中研

東京電力福島第一原子力発電所の事故以来，低線量放射線の健康影響が懸念されており，被ばくが精神的ストレスにどのような影響を及ぼすかを定量的に検討することは重要である。このため本研究では，X線の事前または事後照射による強制水泳試験に伴う無動時間および脳中の酸化ストレスや抗酸化機能への影響について検討した。その結果，無動時間は事前照射では0.1Gy，事後照射では0.5Gyで有意に短くなる（正常化する）ことがわかった。また，脳中の酸化ストレスは0.5Gyの事後照射で有意に減少（緩和）することも示唆できた。

キーワード：X線，抗酸化機能，無動時間

1. 緒言

強制水泳試験（FST）は，マウスにうつ病を誘発するために広く使用されており酸化ストレスも誘導することが報告されている。他方，我々は今までに低線量放射線はマウス諸臓器中の抗酸化機能を亢進し活性酸素などにより誘導される疾患を抑制することや，α線放出気体のラドン(2000Bq/m^3)の吸入により強制水泳試験に伴ううつ病の症状が緩和されることを報告してきた。このため本研究では，X 線照射により強制水泳試験に伴う無動時間と脳中の酸化ストレスや抗酸化機能などへの影響について検討した。

2. 方法

それぞれ1群7匹とし，BALB/cマウス（8週齢，♂）に0.1・0.5・1.0・2.0 GyのX線を全身照射し，対照としてsham（空）照射をした。また，強制水泳試験は直径10cm，高さ25cmの円筒形の筒に25±1℃の水を15cm入れ，1日1回10分間を5日連続で実施した。事前照射は，照射4時間後に1回目の強制水泳試験を開始した。また，事後照射は，5日間の強制水泳試験から3日後に照射し，照射から4時間後に再度，10分間の強制水泳試験を実施した。さらに，それぞれ最後の強制水泳試験直後に安楽死させ，脳を摘出し試料に供した。過酸化脂質量，スーパーオキシドジスムターゼ活性，総グルタチオン量及びカタラーゼ活性は，定法に従い分析した。

3. 結果・考察例

事前照射の場合，0.1Gy照射5日目の無動時間が対照に比べ有意に短かった。また，事後照射の場合，0.5Gy照射8日目の無動時間が2-5日のそれに比べ有意に短く，脳中の過酸化脂質量も対照に比べ有意に減少した。以上の所見などより，無動時間は事前照射では0.1Gy，事後照射では0.5Gyで有意に正常化すること，0.5Gyの事後照射で脳中の酸化ストレスは有意に緩和することが示唆できた。

---

* Hina Shuto[1], Takahiro Kataoka[1], Junki Yano[1], Shota Naoe[1], Tsuyoshi Ishida[1], Tetsuya Nakada[1], Keiko Yamato[2], Katsumi Hanamoto[1], Takaharu Nomura[3], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., [2]NCVC, [3]CRIEPI

マウス諸臓器における過酸化水素の産生量のラドン吸入時間依存性

Radon inhalation time dependent changes of hydrogen peroxide production in mice organs

*片岡隆浩[1]，神﨑訓枝[2]，迫田晃弘[2]，首藤妃奈[1]，矢野準喜[1]，石田毅[1]，
田中裕史[2]，花元克巳[1]，寺東宏明[3]，光延文裕[4]，山岡 聖典[1]
[1]岡山大・院・保健，[2]JAEA・人形峠，[3]岡山大・自然生命科学研究支援セ，[4]岡山大・院・医歯薬

東京電力福島第一原子力発電所の事故以来，低線量放射線，特にα線の内部被ばくによる健康影響が懸念されている。他方，我々は今までにラドン（α線放出核種）吸入はマウス諸臓器中の抗酸化機能を亢進することなどを報告してきた。そこで本研究では，マウス諸臓器における過酸化水素の産生量のラドン吸入時間依存性について検討した。その結果，ラドン吸入による組織中の過酸化水素の産生量は，その組織の抗酸化酵素の量に依存することが示唆できた。

キーワード：ラドン，α線放出核種，過酸化水素，抗酸化機能

1. 緒言

我々は今までに，ラドン吸入によりマウス諸臓器中のスーパーオキシドジスムターゼ（SOD）活性などが増加することを報告してきた。このSODは不均化反応によりスーパーオキシド(O_2^-)から過酸化水素(H_2O_2)を産生し，カタラーゼ（CAT）はH_2O_2をH_20とO_2に分解・無毒化する。他方，水の放射線分解は，α線などエネルギー付与（LET）の高い場合，H_20_2などの分子状収率が増加することなどが報告されている。このため本研究では，α線放出核種の吸入による健康影響について，酸化ストレス医学の観点からマウス諸臓器における過酸化水素の産生量のラドン吸入時間依存性を検討した。

2. 方法

8週齢・雄のBALB/cマウスに，1群を7匹とし，バックグラウンドレベル（sham（対照）），2 kBq/m^{3}または20 kBq/m^{3}のラドンを1・3・10日間吸入させた。吸入終了直後に炭酸ガスの過剰吸入により安楽死させ，脳・肺・肝臓・膵臓を摘出し，試料に供した。SOD活性，CAT活性，H_20_2量は定法に従い分析した。

3. 結果・考察例

sham吸入の場合，H_2O_2量は肝臓・肺・膵臓・脳，SOD活性とCAT活性は肝臓・肺・脳・膵臓の順に各々多かった。また，吸入時間が長い場合，H_2O_2の産生量は脳・肺・膵臓では増加傾向に，肝臓では減少傾向にあった。さらに，肝臓中のSOD/CAT比は，脳・ 肺・膵臓のそれに比べ低かった。

以上の所見などより，肝臓ではSOD活性が高いためH_2O_2の産生量が多いが，その分CAT活性も高いため，H_2O_2の分解が速やかに行われることが考察できた。他方，CAT活性が相対的に低い脳・肺・膵臓では，長期的なラドン吸入によりH_2O_2が組織内に残存する傾向にあることが示唆できた。

---

* Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[2], Akihiro Sakoda[2], Hina Shuto[1], Junki Yano[1], Tsuyoshi Ishida[1], Hiroshi Tanaka[2], Katsumi Hanamoto[1], Hiroaki Terato[3], Fumihiro Mitsunobu[4], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Grad Sch. Health Sci., Okayama Univ., [2]Ningyotoge, JAEA, [3]Adv. Sci. Res. Center, Okayama Univ., [4]Grad Sch. Med. Dent. Pharm. Sci., Okayama Univ.

原発事故後の放射線じわじわひばくのリスク評価

Risk of Gradual Exposure Likely Received in Severe Nuclear Power Plant Accident

*川合 將義[1]

[1]KEK

抄録 人には損傷したDNAの修復などの発がんに対抗する機能がある。原発事故後に遭遇するやや高レベルの低線量ひばくによるリスクを、その機能の効果を反映した自然がんによるガン死亡率に基づいて評価した結果、生涯に渡って年間100 mSvの放射線をじわじわ受ける場合のリスクは、2.7 x 10^{-6}と評価できた。

キーワード リスク, 放射線被ばく, 原発事故, DNA 損傷, DNA 修復, 自然がん, 100 mSv/年.

1. 緒言

これまでICRPは、広島・長崎原爆被ばく者の疫学調査の結果から100ミリシーベルト当たりのリスクは、0.5%とICRPは評価している。筆者は、それに基づいて放射線被ばく評価を行い、1ミリシーベルトのリスクとして4.5x10^{-7}/年を報告してきた[1]。2015年にDNA修復機能の研究に対してノーベル化学賞が授与された。人は、ガンに対してDNA修復機能以外のガン抑制機能もあるため、それらを考慮するとリスクはずっと小さくナルト予想された[2]。そこで、ICRPが勧告する事故時避難指示の上限値の100 mSv/年のリスクを評価した。

2. 評価方法

人の自然がんによる死亡率は、30%と報告されている。これは、全てのガン抑制機能の効果も羽反映したものである。そこで、**Fig. 1 に示すようにガン発生の起点となる DNA の二重鎖切断につ**いて、自然発生量と放射線による発生量の相対比が、最終的な死亡率に効いてくるとした。そのデータは、産業医大・放射線衛生学講座「放射線学入門」にあり、自然発生は 10 本/細胞/日で、放射線は 0.03 本/細胞/mSv/日である[3]。この場合、1 日 1mSv 放射線を浴びた場合、自然発生の 0.003 倍と評価されるので、放射線影響の死亡率は、0.09%と評価できる。

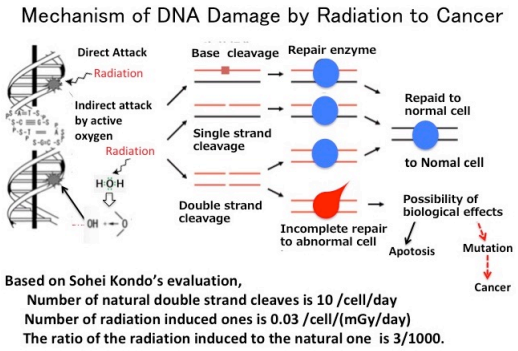


Fig. 1 放射線によるガン発生の機構

3. 評価結果

年間 100 ミリシーベルトをじわじわと生涯に渡って受けた場合の死亡率を計算すると 0.09*(100/365)=0.025%となる。この値は、ICRP が唱える 100 ミリシーベルト瞬時ひばくのリスク 0.5% の 20 分の 1 という事が分かる。さらに、そのリスク係数を評価してみる。基礎とするデータは、平成 30 年の人口 1 億 2600 万人、死亡者数 137 万人である。左記死亡者のうち 100mSv/年じわじわ被ばくによる死亡者は 0.025%だから、その死亡者数は 343 人と評価できる。この年の交通事故の死者 3532 人に比べて 10 分の 1 である。さらに、人口 10 万人当たりにすると 0.27 人であって、リスク係数は、その相対割合の 2.7x10^{-6}と算出できた。これは、生涯に渡っての被ばくのリスクであり、自然減衰などを考慮するとさらに小さくなる。

4. 結論

福島原発事故の折に 20 mSv/y 以上を基準に避難指示が出され、最大 16 万 5 千人もの避難者を出し、その後の除染も 1 mSv/年を考慮して行われたことで時間と予算を膨大に喰い、復興の遅れに繋がった。今回の評価結果が今後の事故時に考慮されて、ALARA の原則で防災対応がなされることを期待したい。

参考文献

[1] 川合 將義、エネルギーレビュー、2015-6, 16 (2015)

[2] 板東昌子他、日本原子力学会誌、57, 14 (2015)

[3] 近藤 宗平、「人は放射線になぜ弱いか 少しの放射線は心配無用」講談者ブルーバックス、第３班 (1998)

*Masayoshi Kawai[1]

[1]KEK (High Energy Accelerator Research Organization)

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

[1F09-13] Environmental Radioacitivty and Dose Aceessment

Chair:Haruyasu Nagai(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 3:35 PM - 5:00 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F09] DGT sampling of labile Cs-137

*Masafumi Fukuoka[1], Takumi Saito[1], Tanoi Keitaro[1], Natsuko Kobayashi[1], Kenso Fujiwara[2], Motoki Terashima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[1F10] Assessment of horizontal variation of radiocesium activity distribution in mountain forest

*Hiroshi Ogawa[1], Katsue Miura[2], Koichi Ide[2], Masanori Kodaka[2], Tohru Kawamoto[1], Ryuichi Kamimura[2] (1. AIST, 2. Tokyo Power Technology)

3:50 PM - 4:05 PM

[1F11] Temporal changes in distribution of radioactive substances in residential houses within former/current evacuation areas

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2] (1. Tohoku Univ., 2. AIST)

4:05 PM - 4:20 PM

[1F12] Development of internal-dosimetry code based on ICRP 2007 recommendations: development of a beta version of the code

*Kentaro Manabe[1], Yuji Tokashiki[2], Kaoru Sato[1], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA, 2. V.I.C.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1F13] Development of low energy X-ray exposure dose evaluation method

*Yukie Izumoto[1,2], Kodai Takamura[1,3], Yasuhiro Sakai[3], Oguri Yoshiyuki[2], Yoshii Hiroshi[1] (1. QST, 2. Tokyo Tech, 3. Toho Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

DGT による ^{137}Cs の置換活性成分サンプリング
(3) DGT デバイスの福島森林土壌への適用結果

DGT sampling of labile ^{137}Cs

(3) Application of DGT for forest soils in Fukushima

*福岡将史[1]，斉藤拓巳[1]，田野井慶太朗[1]，小林奈通子[1]，藤原健壮[2]，寺島元基[2]

[1]東大, [2]JAEA

本発表では，微量金属イオンの置換活性な成分をサンプリングする装置である Diffusive gradients in thin films (DGT)を、福島第一原子力発電所サイト内の森林土壌へ適用した結果について報告する．

キーワード：放射性セシウム，森林土壌，DGT

1. 緒言　2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故により放出された ^{137}Cs が拡散された環境の内，大部分の居住地域の除染は完了しているものの，森林環境は手つかずの状態である．動植物による吸収，土壌中の移行等による ^{137}Cs の分布の変化を理解する上で，土壌固相に吸着した ^{137}Cs の内，置換活性な成分を評価することが重要となる．本研究では，Diffusive gradients in thin films (DGT)[1]と呼ばれる環境中の微量金属イオンの置換活性成分をサンプリングする装置を用いて，^{137}Cs の置換活性成分のその場評価を行うことを目的とする．本発表では，Cs 用 DGT デバイスを福島第一原子力発電所近傍の森林土壌へ適用し，^{137}Cs の置換活性成分の深度分布を測定した結果を報告する．

2. 実験方法　2019 年 8 月に，長方形状の Cs 用 DGT デバイスを福島第一原子力発電所近傍の森林土壌に設置した．スクレーパープレートを用いて深さ 10 cm まで 1 cm 間隔で土壌試料の採取を行い，このとき出来上がった直方体状（15×30×10 cm^3）の穴の側面に DGT デバイスの開口部を押し当て，園芸土を用いて埋戻しを行い，デバイスを固定した．48 時間後，設置した DGT デバイスを回収し，デバイス内部の吸着材に取り込まれた ^{137}Cs の放射能分布を，イメージングプレート（IP）を用いて測定した．得られた放射線画像から ^{137}Cs の置換活性成分の深度分布を取得した．また，風乾させた土壌試料に含まれる ^{137}Cs 濃度を，Ge 検出器を用いて測定した．

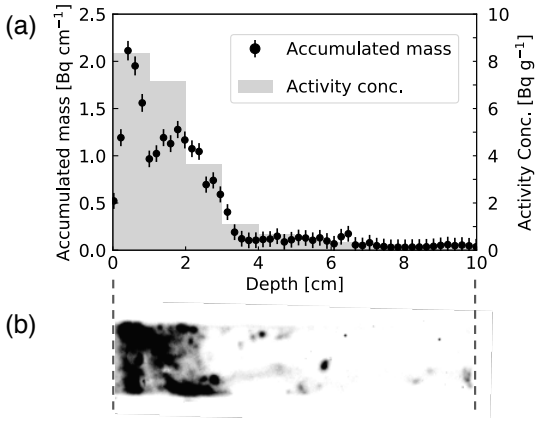


図 1. (a) DGT デバイス内部の吸着材に取り込まれた ^{137}Cs の置換活性成分の鉛直分布と，(b) 吸着材に対して取得した放射線画像．

3. 結果と考察　図 1(a)に ^{137}Cs の置換活性成分の深度分布，土壌試料に含まれる ^{137}Cs 放射能濃度の深度分布，図 1(b)に吸着材に対して取得した放射線画像結果を示した．横軸は土壌深度を表し，0 cm が土壌表面に対応する．土壌試料に含まれる ^{137}Cs 濃度は深度が増加すると指数関数的に減少する一方，^{137}Cs の置換活性成分は深度 2 cm 付近にピークが確認できる．また，放射線画像（図 1 (b)）には，スポット状の ^{137}Cs の分布が見られ，置換活性成分が森林土壌中に不均一に分布している可能性が示唆された．発表では，不均一な分布の由来となる ^{137}Cs の置換活性成分を保持する物質についての検討結果も報告する．

参考文献

[1] W. Li, et al., *Anal. Chem.* **81**, 5889-5895, 2009.

* M. Fukuoka[1], T. Saito[1], K. Tanoi[1], N. I. Kobayashi[1], K. Fujiwara[2], M. Terashima[2]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency

山林土壌における放射性セシウム局所水平分布の検討

Assessment of horizontal variation of radiocesium activity distribution in mountain forest

*小川浩[1]，三浦克恵[2]，井出功一[2]，小高応理[2]，川本徹[1]，上村竜一[2]
[1]産業技術総合研究所，[2]東京パワーテクノロジー株式会社

ガンマ線センサーを地表面に２次元配置して山林土壌中放射性セシウムの局所水平分布を解析し、簡易放射能深度分布計による山林土壌放射能測定への影響を検討した。

キーワード：放射性セシウム，水平分布，土壌，森林

1. 緒言

福島県の面積の約 7 割を占める森林では除染が行われておらず、福島第一原発事故後 9 年が経過した現在も大量の放射性セシウムが残留している。地震や近年多発している大雨に伴う土砂災害等による流出も懸念される。山林土壌の放射能汚染の把握には、樹木等の影響を受ける航空機測定よりも現地での直接測定が望ましい。しかし山林内へのアクセスや急峻な地形等の悪条件に加え、土壌の採取・運搬・分析に掛かる多大な作業負荷により、広範囲での系統的な測定は困難である。前回の大会で発表者らは、ため池底質用に開発した簡易放射能深度分布計[1]を山林土壌に適用し、作業負荷低減効果とともに、測定精度評価に関係する水平方向への局所濃度変動について報告した[2]。そこで今回は、ガンマ線センサーの２次元配置により山林土壌中放射性セシウム濃度の水平変動を直接解析し、簡易深度分布計測定への影響について検討した。

2. 手法

用いた装置は 25cm 四方のアクリル板に市販のガンマ線センサーを 5 cm ピッチで 4 x 4 = 16 個配置したものである（図）。これを福島県葛尾村の私有林中の平坦なリター層上に置いてガンマ線量率の水平分布を計測した。同様の計測を隣接する縦横 2 x 2 = 4 面の領域で行った。更に得られた計 64 点の線量率の水平分布を最大エントロピー法[3]で逆変換することで、放射性セシウム濃度（インベントリ）の水平分布を推定した。逆変換で用いる土壌密度および放射性セシウムの深度分布には、前回報告した深度分布測定で得た平均的な密度分布および指数関数分布を仮定した。

3. 結果

64 点の線量率計測値および逆変換後の放射性セシウム濃度において±20%程度の水平変動が観察された。サブメートル・スケールでの土壌中放射性セシウム濃度の水平変動はチェルノブイリ近郊の森林でも報告されており[4]、樹木配置や林内雨のばらつき等に伴う森林土壌共通の特徴と考えられる。発表では放射性セシウム濃度の水平変動スケールと簡易深度分布計の実効測定範囲との関連についても考察する。

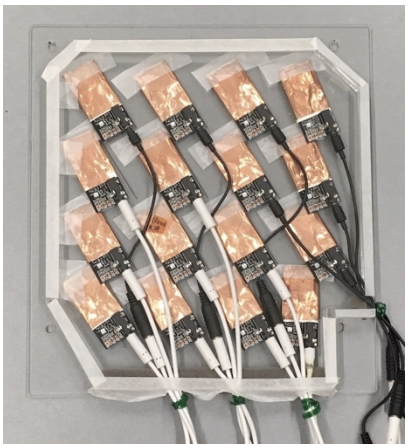


図　水平分布測定装置

参考文献

[1] 小川ら, RADIOISOTOPES, **67**, 329 (2018).
[2] 小川ら, 本学会 2019 年秋の大会, 2D16 (2019).
[3] Ogawa et al., J. Environ. Radioact., **175-176**, 158 (2017).　[4] Korobova and Romanov, Chemom. Intell. Lab. Syst., **99**, 1 (2009).

*Hiroshi Ogawa[1], Katsue Miura[2], Koichi Ide[2], Masanori Kodaka[2], Tohru Kawamoto[1] and Ryuichi Kamimura[2]
[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST), [2]Tokyo Power Technology Co. Ltd.

旧・現避難指示区域の住家内における放射性物質の分布状況の経時変化

Temporal changes in distribution of radioactive substances in residential houses within former/current evacuation areas

*吉田　浩子[1]，篠原　直秀[2]
[1]東北大学，[2]産総研

2012 年から避難指示区域の住家約 150 軒について住家内の放射性物資の分布状況を調査してきた。2019 年に再（2,3 回目の）調査を行った飯舘村ほかの旧・現避難指示区域住家について、分布状況の経時変化について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、住家内、経時変化、旧・現避難指示区域

1.緒言

避避難指示区域の解除及び特定復興再生拠点区域の認定にともない、帰還・居住する住民の増加が予想されるなか、住民がもっとも長い時間を過ごす自宅内の身近にある屋内汚染の状況を把握することは重要である。これまでの調査により屋内放射 Cs の表面汚染密度は福島第一原発からの距離と逆相関関係にあり、表面汚染密度とハウスダストの摂取や掃除中に再飛散したエアロゾル吸入によって生じる預託実効線量はゆるやかな比例関係にあることを示してきた[1)]。本報告では、飯舘村ほかでの住家内における放射性物質の分布状況の経時変化について報告する。

2.調査内容

2012～2014 年に室内汚染の状況を調べた飯舘村ほかの住家 48 軒について再調査を行った。前回と同様、乾式スミア法による間接測定で原則全室の主に家具などの木の表面について JIS Z 4504(2008)に準じ試料（30～60 個/1 軒）を採取した。プラスチックシンチレーション検出器で試料からのベータ線を 10 分間測定した。放射性セシウムの値付けはゲルマニウム半導体検出器で行い、遊離性汚染の表面密度（Bq/cm^2）を評価した。

3.結果・考察

48 軒の内 34 軒は飯舘村の住家である。図に飯舘村の住家の屋内表面汚染密度の中央値, Q1-Q3 を経時的に示す。これらの調査住家では 2012～2014 年に行った除染前・除染後の調査では大半が検出限界以下で、今回の再調査でも同じく殆どすべての試料が検出限界以下であり、除染前・除染後、今回の 3 回の調査結果間での差は認められなかった。検出限界を超えた試料についても表面汚染密度の値はきわめて低い。飯舘村の調査住家 34 軒の内 25 軒（約 7 割）が帰還・居住しており住民は田や畑での農作業に従事するなど事故前と同じ生活をしている。本結果は、農作業等にともなう住家内への土の入り込みや持ち込みはないことも示唆すると考えられる。

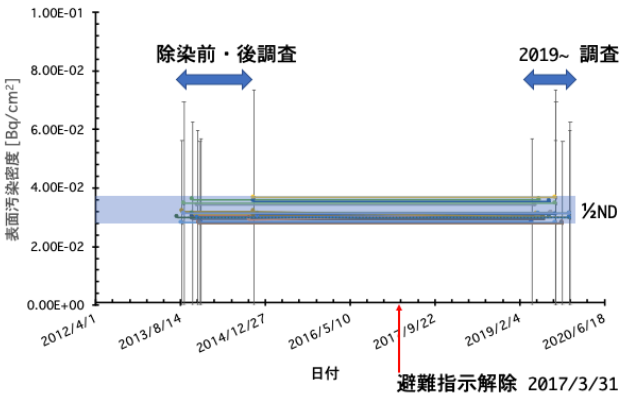


図　飯舘村の住家内表面汚染密度。中央値,Q1-Q3 で示す。減衰補正なし。

参考文献　[1]吉田浩子ほか　2018 年日本原子力学会秋の大会　「福島第一原発に近い地域の住家内セシウム汚染の実態とこれによる内部被ばく線量評価」

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]AIST

ICRP 2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発：コードβ版の開発

Development of internal-dosimetry code based on ICRP 2007 recommendations: development of a beta version of the code

*真辺 健太郎[1]，渡嘉敷 雄士[2]，佐藤 薫[1]，高橋 史明[1]

[1]JAEA，[2]V.I.C.

国際放射線防護委員会（ICRP）2007 年勧告に対応した内部被ばく線量評価用のモデルやデータに基づき、線量係数（放射性核種 1 Bq 摂取あたりの預託実効線量）を計算する機能とモニタリング値から核種摂取量を推定する機能を備えた内部被ばく線量評価コードのプロトタイプ（コードβ版）を開発した。

キーワード：内部被ばく，線量評価，国際放射線防護委員会，線量係数，摂取量推定，モニタリング

1. 緒言

原子力機構では、原子力規制委員会からの受託事業により、平成 29 年度からの 4 ヶ年計画で、ICRP 2007 年勧告に対応するための国内の放射線防護基準値の見直しや、事業所等における内部被ばく線量評価で技術的基盤となるコードの開発を進めている。事業 3 年目となる今年度は、計算条件等の入力設定に用いるグラフィカルユーザーインターフェース（GUI）の開発を進め、コードβ版を完成させた。

2. コードの特徴

これまでに、コードの基本機能として、内部被ばく線量評価の基礎となる核崩壊データ、体内動態モデル、比吸収割合データ等を基に、放射性核種の取込みに対する線量係数を計算する機能（線量係数計算機能）[1]と、ホールボディカウンターやバイオアッセイ等のモニタリング値から核種摂取量を推定する機能（核種摂取量推定機能）[2]の開発を進めた。コードβ版はこれら二つの機能を統合したもので、計算条件等を設定する GUI を備えており（図 1）、Java アプリケーションとして Windows、Linux 及び macOS マシンで動作する。実際の操作では、計算対象核種、摂取経路、化学形等を GUI で指定し、核種摂取量推定機能では摂取時期及びモニタリング値も入力する。このとき、使用する体内動態モデルについて、移行経路の追加、移行係数の変更等を行うことができる。また、いずれの機能においても、1990 年勧告対応のモデルやデータの使用も可能とした。

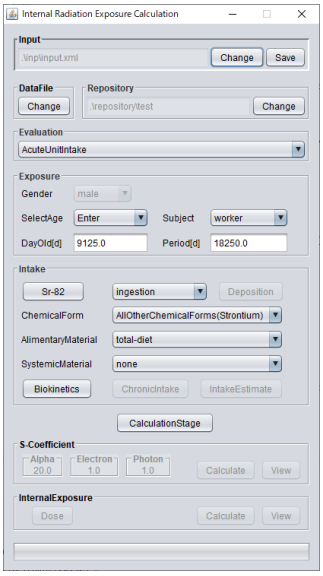


図 1　計算条件設定画面

3. 今後の予定

最終年度となる令和 2 年度は、国内の専門家にコードβ版を試用提供し、得られた意見を基にコードを改良するとともにマニュアルの整備を行い、内部被ばく線量評価コードを完成させる。また、コードの公開方法について検討し、令和 3 年度以降、国内向けに公開する予定である。

本件は、原子力規制委員会「平成 31 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

参考文献

[1] K. Manabe et al., Bio Conf., **14**, 03011 (2019).

[2] K. Manabe et al., 5th International Symposium on the System of Radiological Protection (ICRP2019), P-37 (2019).

*Kentaro Manabe[1], Yuji Tokashiki[2], Kaoru Sato[1] and Fumiaki Takahashi[1]

[1]JAEA, [2]V.I.C.

低エネルギーX 線被ばく線量評価法の開発

Development of low energy X-ray exposure dose evaluation method

*伊豆本 幸恵[1,2]，高村 晃大[1,3]，酒井 康弘[3]，小栗 慶之[2]，吉井 裕[1]

[1] 量子科学技術研究開発機構，[2] 東京工業大学，[3] 東邦大学

ガフクロミックフィルムを使用して低エネルギーX 線発生装置から発生する X 線による空気カーマの積算値を測定し、シリコンドリフト検出器によって測定したエネルギースペクトルに基づいて、各エネルギービンの空気カーマを評価した。エネルギービンごとに 70 μm 線量当量の換算係数を掛け合わせ、低エネルギーX 線による皮膚線量を評価した。

キーワード：X 線，線量評価，ガフクロミックフィルム，エネルギースペクトル測定

1. 緒言

50 keV 程度までの低エネルギーX 線は工業製品の非破壊検査や環境試料・美術品等の X 線分析などに広く活用されている。これらの X 線発生装置にはインターロックシステムが設けられており、X 線の漏えいを防止しているが、装置の不備や誤った使用などにより X 線が漏えいすると、作業者が X 線に被ばくする恐れがある[1]。しかし、このような低エネルギーX 線による被ばくに対する線量評価は容易ではない。そこで、本研究では X 線発生装置から放出される低エネルギーX 線による被ばく線量評価法の確立を目指した。

2. 実験

最も普及している W ターゲットの小型 X 線発生装置から発生する X 線のエネルギースペクトルを、シリコンドリフト検出器 (SDD) で測定した。管電圧は 40 kV、管電流は 10 μA とし、SDD ユニットに直径 25 μm の W 製ピンホールを設置した。測定したスペクトルと Cu の質量減弱係数を基に計算した Cu 100 μm フィルタを設置した場合として予想されるスペクトルは、Cu 100 μm フィルタを設置して実測したスペクトルと一致し、任意の X 線フィルタを介した場合の X 線スペクトルが再現できることを確認した。次に、各種厚さの Cu フィルタを設置した場合の空気カーマを低エネルギーX 線用ガフクロミックフィルム (XR-QA2) で測定した。ガフクロミックフィルムの黒化度と空気カーマには正の相関があるため、予め二次標準場で較正した。ガフクロミックフィルムで測定される空気カーマは X 線の全エネルギーに対する積算値であるため、フルエンスから空気カーマへの換算係数[2]及び計算したエネルギースペクトルに基づいて各エネルギービンの空気カーマを評価し、それらに 70 μm 線量当量への換算係数[2]を掛け合わせて皮膚線量を評価した。

3. 結論

本研究では、管電圧を 40 kV に設定した W ターゲット X 線管について、任意の X 線フィルタに対するエネルギースペクトルの計算が可能となった。また、これに基づく低エネルギーX 線による皮膚線量の評価法を示した。

4. 謝辞

ガフクロミックフィルムの較正は茨城県立医療大学の二次標準場で行った。ご協力いただいた佐藤斉先生、中島絵梨華先生に深く感謝いたします。

参考文献

[1] Suzuki et al., *Health Phys.* 91 (2006) S35-S38.

[2] ICRP publication 74 「外部放射線に対する放射線防護に用いるための換算係数」日本アイソトープ協会

---

*Yukie Izumoto[1,2], Kodai Takamura[1,3], Yasuhiro Sakai[3], Yoshiyuki Oguri[2] and Hiroshi Yoshii[1]

[1]QST, [2]Tokyo Tech , [3]Toho Univ.

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

[1G01-05] Scrubbing and Aerosol

Chair:Yasushi Saito(Kyoto Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:55 AM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[1G01] Aerosol behavior in gas-liquid two phase flow during pool scrubbing

*Kohei Yoshida[1], Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Univ. of Tsukuba)

10:30 AM - 10:45 AM

[1G02] Aerosol decontamination efficiency in a single-bubble during pool scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:45 AM - 11:00 AM

[1G03] The Influence of Gas Species on Gas-Liquid Two-Phase Flow

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

[1G04] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

*Naoki Horiguchi[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1G05] Observation of Transport Behavior of Aerosol Particles at Gas-liquid Interface

*Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

プールスクラビングにおける気液二相流中エアロゾル挙動

Aerosol Behavior in Gas-liquid Two Phase Flow during Pool Scrubbing

*吉田 滉平[1], 藤原 広太[1], 中村 優樹[1], 金子 暁子[1], 阿部 豊[1]
[1]筑波大学

プールスクラビングにおけるエアロゾル除去挙動を明らかにするために、ワイヤメッシュセンサ(WMS)を用いた気液二相流挙動の計測とエアロゾル除去量の計測を行い、既存解析モデルとの比較を行った。サブマージェンスの増加に伴い気液二相流挙動はモデルに近づく一方で、特に可溶性エアロゾルの除染係数(DF)はサブマージェンスの上昇に伴い乖離していく傾向が得られた。

キーワード：プールスクラビング、除染係数、エアロゾル、ワイヤメッシュセンサ、気液二相流

1. 緒言

原子力発電所の重大事故においてプールスクラビングにおける放射性エアロゾルの除去量の評価が重要である。プールスクラビングの物理モデル構築において気液二相流動場と除染効果の相互関係を明らかにすることが必要であるが不確かな点が多い。そこで本研究ではプールスクラビングにおける気液二相流動と除染効果を相互に計測しそれらの関係を明らかにする。

2. 実験手法

可溶性および不溶性のエアロゾルを含む空気を試験水槽に流入させてワイヤメッシュセンサによりサブマージェンスごとの断面におけるボイド率、気相速度、気泡径の分布を取得する。また気相流入部およびプール水面におけるエアロゾルの濃度を計測し除染係数を算出する。

3. 結論

Fig. 1 に各サブマージェンスにおける断面平均気相流速を示す。既存解析モデルである MELCOR の気相流速と比較した結果、サブマージェンスの上昇につれて MELCOR の結果に漸近する傾向を示した。Fig. 2 に除染係数の計測結果と MELCOR との比較を示す。DF はサブマージェンスの増加に伴い上昇する結果が得られた。その上昇率は MELCOR と比較して大きくなり、サブマージェンスの増加に伴い乖離する傾向が得られた。気相速度が高い範囲では初期慣性により除染係数が MELCOR よりも高くなり、その後大気泡の分裂から気泡群となる二相流挙動の際に DF がさらに MELCOR よりも高くなると考えられる。

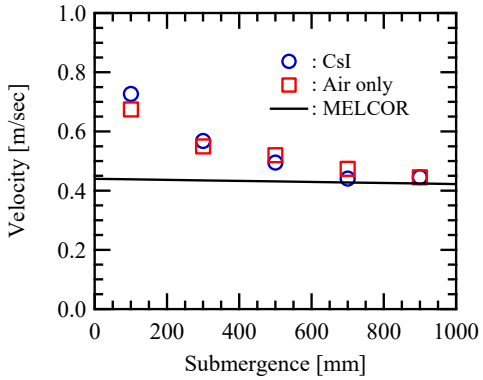


Fig. 1 サブマージェンスと気相速度の関係

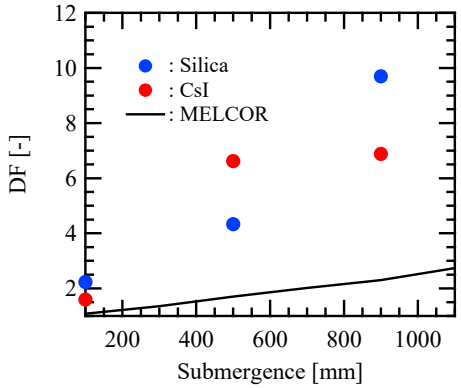


Fig. 2 サブマージェンスと DF の関係

謝辞 本研究は平成 31 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。

*Kohei Yoshida[1], Kota Fujiwara[1] , Yuki Nakamura[1], Akiko Kaneko[1], and Yutaka Abe[1]
[1]Univ. of Tsukuba

プールスクラビング時の単一気泡におけるエアロゾル除去量

Aerosol decontamination efficiency in a single-bubble during pool scrubbing

*藤原 広太[1]，中村 優樹[1]，吉田 滉平[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学

プールスクラビングによるエアロゾル除去量を評価する上で，現象の素過程として重要である単一気泡によるエアロゾル除去量を実験的に計測した。前報で紹介したグリセリン水溶液を噴霧した微粒子に加え，ヨウ化セシウム水溶液においても同様の計測を行った。また，微粒子計測のデータ処理手法を検討することで計測結果についてより具体的な検討を行った。計測結果を個数ベースの除染係数，質量ベースの除染係数，粒径ごとの除染係数の 3 つの指標で評価した。

キーワード：プールスクラビング，可視化計測，エアロゾル，除染

1. 緒言

原子炉のシビアアクシデント対策において，プールスクラビングによるエアロゾル除去量を予測・評価することは重要である。しかしながら，既存の研究ではモデルが前提とする流動現象が明らかとなっておらず，現象の解明が求められている。本研究では，微粒子除去現象の素過程として単一気泡による微粒子除染現象に着目した研究を行った。本報では，単一気泡よるエアロゾル除去量の計測および評価を行った。

2. 実験手法

本研究では，単一気泡による除染係数を評価するために気泡を水中に投入した直後の入口微粒子濃度および出口微粒子濃度を計測した。単一気泡を生成する小流量の計測ではエアロゾルサンプリングが必要となる既存のエアロゾル計測手法を適用することは難しい。そこで，本研究では気泡を赤色のバックライト光源で撮影することで，可視化情報とエアロゾル濃度を対応付ける実験式を作成した。以上の実験結果をもとに入口エアロゾル濃度は可視化情報，出口エアロゾル濃度は直接計測の結果をもとに微粒子除去量を評価した。

3. 結論

本実験による除染係数の計測結果の一例を Fig. 1 に示す。除染係数の定義は入口および出口のエアロゾル総質量濃度の比を用いて定義した。計測結果から，グリセリンが CsI に対して全体的に高い除染係数を示した。これは，グリセリンの方が質量の大きい大粒径粒子が多く含まれるからと考えられる。また，除染係数は対数軸に従って一定に上昇する傾向がみられた。これは，既存の大規模試験と整合する結果である。

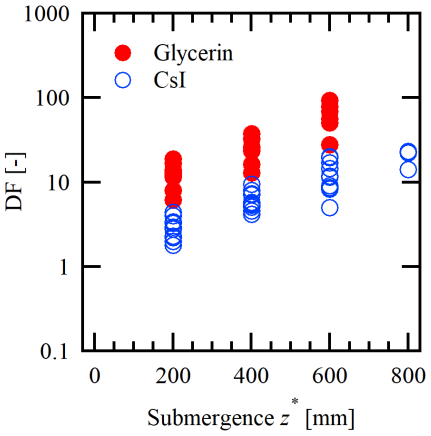


Fig. 1 DF 計測結果

謝辞　本研究は，平成 31 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。

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]
[1]University of Tsukuba

ガス種の気液二相流動への影響
（3）WMS 計測による気泡流動挙動解析

The Influence of Gas Species on Gas-Liquid Two-Phase Flow
(3) Bubble Behaviour Analysis using WMS

*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

原子炉過酷事故（SA）時におけるプールスクラビングによる放射性物質除去効果の予測精度向上のためには、その主要現象である気液二相流動の詳細把握が重要となる。本研究では、SA 時に発生した水素の気液二相流動への影響に着目し、ワイヤメッシュセンサを用いた気泡流動に関する実験データを取得している。本報では、実験データに対する詳細解析から得たガス組成の流動影響に関するメカニズムについて報告する。

キーワード：プールスクラビング，ワイヤメッシュセンサ，ヘリウムガス，窒素ガス

1. 緒言

本研究ではこれまで、試験部内径 500 mm、常温常圧、気相見かけ速度 0.02 ~ 0.07 m/s、水－ガス（ヘリウム：He、窒素：N_2、He・N_2 混合ガス）の体系において、ガス組成に応じて水位上昇が変化することを確認し、より定量的な流動評価のためワイヤメッシュセンサ（WMS）を用いた流動実験を実施した[1]。

2. WMS 解析-気泡抽出

WMS 交点で取得した二相流動計測信号から同一気泡の信号要素を積算し、個別気泡を弁別した（図１左）[2]。さらに、気泡要素の積算値と上下二枚の WMS 間での気泡追跡から得た気泡速度から、気泡の体積、三次元位置等の情報を取得した（図１右）。

3. 結果

異なるガス組成（He・N_2）、同一ガス流量条件おいて気泡の体積と表面積を比較した結果、He の方が N_2 よりも同体積に対して表面積が大きくなる傾向が確認された（図２）。加えて、体積割合や表面積割合の分布にもガス種による違いが確認された。ガス組成が異なることで、流動内での気泡径と形状が影響を受け、ボイド率、水位上昇に差が見られた可能性が考えられる。今後、気泡径及び形状がガス組成により異なる原因について調査を進める。

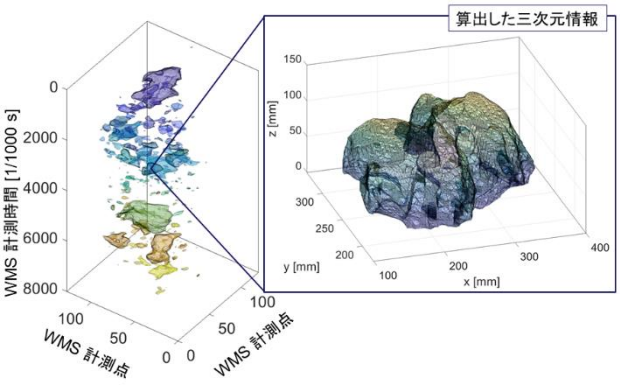


図１　WMS 解析気泡信号抽出（左）及び情報算出（右）の例

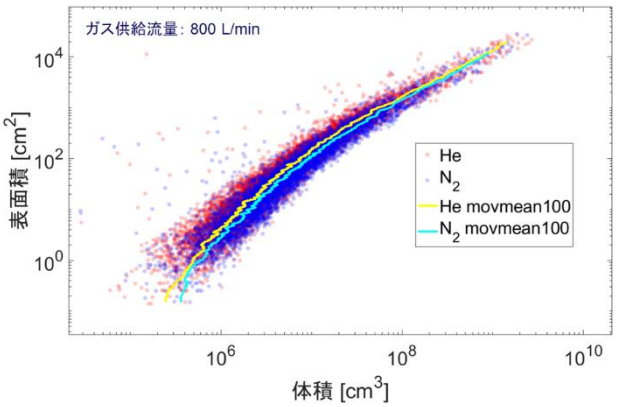


図２　気泡体積に対する表面積

参考文献

[1] 斎藤他，ガス種の気液二相流動への影響（1），日本原子力学会 2019 年春の年会, 3I04

[2] 金井他、ワイヤメッシュセンサを用いた気泡挙動計測のための手法開発、日本混相流学会シンポジウム 2016、C115

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1] and 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
（8）狭隘流路におけるエアロゾル粒子沈着割合予測モデルの開発

Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building
(8) Development of Prediction Model for Deposition Rate of Aerosol Particle in a Narrow Channel in a Reactor Building

*堀口 直樹[1]，上澤 伸一郎[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本研究では、シビアアクシデント時を対象として原子炉建屋の除染効果評価手法を開発している。本報では、建屋内狭隘流路における粒子沈着割合予測モデル構築のため実施した数値シミュレーション結果を報告する。

キーワード：原子炉建屋，エアロゾル粒子，DF，CFD 解析、粒子追跡法

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、粒子追跡法と CFD を組み合わせエアロゾル粒子に対する原子炉建屋での除染効果（以下、建屋 DF）評価手法を開発している。原子炉建屋内には区画間を接続する扉等があり、これらに存在する間隙は、複雑かつ狭隘な流路となる。狭隘流路に粒子が沈着することで建屋 DF に大きく影響する可能性がある[1]が、計算コスト削減の観点から、このような狭隘流路の影響を評価できる予測モデルが求められる。本報では、狭隘流路が建屋 DF に与える影響を評価するための粒子沈着割合予測モデルの構築を目的とし、狭隘流路を代表する要素に対して数値シミュレーションを実施した。

2. シミュレーション方法

数値シミュレーションには、既報[2]と同様に ANSYS-Fluent を用い、一般的な扉[3]に見られる隙間を、直角な曲がり部（幅 1-4 mm、1 か所）と前後の直線部でモデル化した（格子数 1 万）。CsI 粒子（密度 4,500 kg/m^3、粒径 0.1-100 μm）を含む空気が、流路前後の差圧により駆動される状況を想定し、既報[2]の結果から評価された範囲の差圧（1-50 Pa）を入口－出口境界間に与えた。粒子に働く力は抗力と重力とし、入口に等間隔に配置した 1,000 個の代表粒子の沈着割合を求めた。

3. シミュレーション結果

図 1 に得られた沈着割合を粒子径に対して示す。沈着割合は粒子径の増加に伴い急激に増加し、10μm で全代表粒子が沈着した。差圧の増加と流路幅の減少に伴い、より小さい粒子径で沈着割合が急激に増加した。これは気相速度の増加により粒子速度が大きくなり、曲がり部での慣性衝突が増加したためである。今後は、他の要素に対する沈着割合を把握するとともにモデル化を進める。

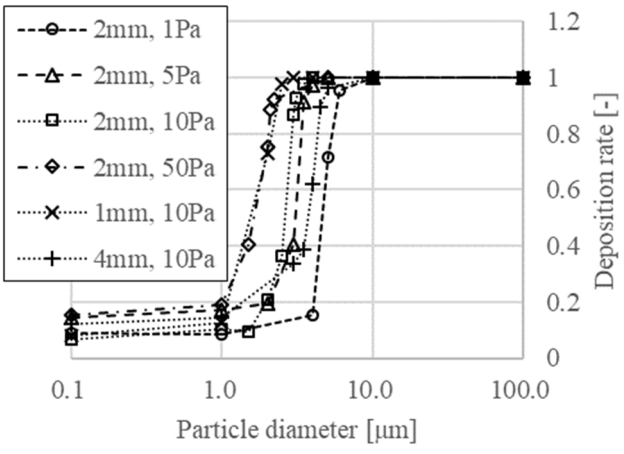


図1　沈着割合の変化傾向

謝辞　本研究の一部は、日本原子力研究開発機構の大規模並列計算機 SGI ICE-X を用いた成果である。

参考文献

[1] 堀口ら、原子力学会 2018 年秋の年会　[2] 堀口ら、原子力学会 2018 年春の大会　[3] JIS A 4702 ドアセット

*Naoki Horiguchi[1], Shinichiro Uesawa[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

気液界面におけるエアロゾル粒子移行挙動の可視化計測

Observation of Transport Behavior of Aerosol Particles at Gas-liquid Interface

*上澤 伸一郎[1]，堀口 直樹[1]，吉田 啓之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

本報では、気中から液中への放射性エアロゾル粒子移行挙動の機構論的予測手法の開発の一環として実施した、気液界面におけるエアロゾル粒子移行挙動の可視化計測結果を報告する。

キーワード：エアロゾル，微粒子，気液界面，移行，可視化計測

1. 緒言

気液界面を介した気中から液中へのエアロゾル粒子の移行現象は、スプレイやスクラビングなどの放射性エアロゾル粒子除去技術に用いられている。日本原子力研究開発機構では、除去技術の性能予測手法として、気液界面におけるエアロゾル粒子移行挙動の機構論的予測手法の開発を進めている。本報では、気液界面における移行挙動把握のために実施した、界面近傍の粒子の移行挙動可視化計測結果を報告する。

2. 実験結果

本実験は、上向きのシリンジ先端に生成した液滴上部に、粒子を含む気流を吹き付ける体系で実施した。液滴界面における粒子挙動は高速度カメラを用いてバックライト法により可視化した。本実験では、スプレイやベンチュリスクラバのストークス数（以下、*Stk* 数）0.1 [-] – 1000 [-]を実験条件とした。

図 1 は、本実験で得られた、液滴半径で規格化した液滴投射断面半径に対する粒子の飛来位置 *x* [-]と *Stk* 数に対する粒子挙動可視化計測結果である。*Stk* 数の流速には気液界面から十分に離れていたときの粒子速度を用い、代表長さには液滴半径を用いた。図より、比較的 *Stk* 数が大きい粒子は気液界面を貫通し液滴内部へ侵入していることがわかる。一方、*Stk* 数が小さい粒子は、気液界面まで近づくものの、気液界面に沿って滑走し、界面まで到達しなかった。ただし *Stk* 数が小さい粒子であっても液滴中心近くに飛来した粒子は界面上に沈着する挙動が見られた。このように、粒子挙動は *Stk* 数と飛来位置に依存することがわかった。また、図中の破線は、液滴より上流をポテンシャル流と仮定したときの *Stk* 数に対する粒子の捕集限界位置の計算結果[1]である。その破線より液滴中心側の粒子は液滴に捕集されると考えられている。しかしながら、本実験では、その破線より液滴中心側において、界面近傍を滑走して界面に到達していない粒子があることから、必ずしも既存の計算通りにはならないことがわかった。今後は、この結果に基づき、気液界面における粒子移行挙動予測手法の開発を進める。

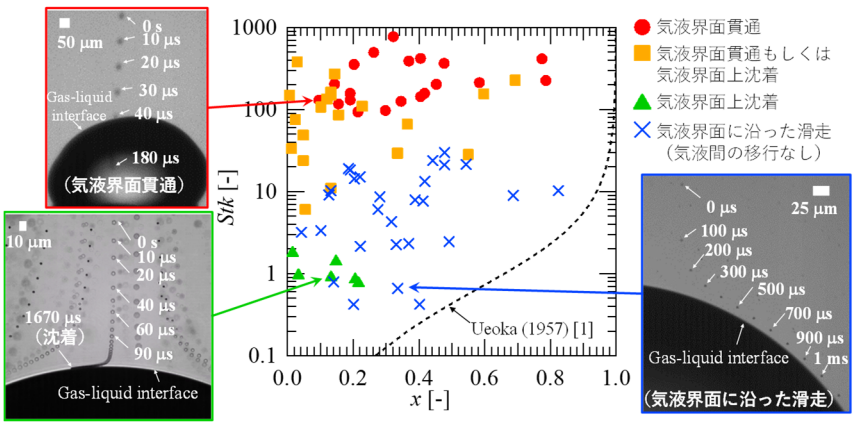


図 1　粒子の飛来位置とストークス数に対する粒子挙動可視化計測結果

参考文献

[1] 上岡，日本機械学会論文集，Vol.23 (1957)，pp.309-313.

* Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1G06-10] Fukushima Daiichi Accident

Chair:Masahiko Machida(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 4:00 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[1G06] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[1], Yuji Ohishi[2], Ikken Sato[3], Hirofumi Fukai[1], Xin Li[3], Hiroshi Madokoro[3] (1. Waseda Univ., 2. Osaka Univ., 3. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G07] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*IKKEN SATO[1], Akifumi Yamaji[2], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Xin Li[1], Hiroshi Madokoro[1], Hirofumi Fukai[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Waseda Univ., 3. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G08] Fukushima Daiichi Unit-1 Accident Analysis using SAMPSON/JUPITER coupling simulation

*Chiaki Kino[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. IAE, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G09] Fukushima Daiichi Unit-1 Accident Analysis using SAMPSON/JUPITER coupling simulation

*Susumu Yamashita[1], Chiaki Kino[2], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. IAE)

3:30 PM - 3:45 PM

[1G10] GOTHIC analysis of pressure behavior after the ADS operation in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant unit 3

*Yuta Arai[1], Ikken Sato[2], Shinji Yoshikawa[2] (1. CSAJ, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定
(1) ねらいと全体計画

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling
(1) Overview of the Project

*山路 哲史[1]，古谷 正裕[1]，大石 佑治[2]，佐藤 一憲[3]，深井 尋史[1]，Li Xin[3]，間所 寛[3]

[1]早稲田大学，[2]大阪大学，[3]日本原子力研究開発機構

MPS 法による溶融物挙動解析、模擬溶融物流下実験、浮遊法による高温融体物性評価と、実機プラントデータ・事故進展解析等の分析から、福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定に取り組んでいる。

キーワード：原子炉過酷事故、MPS 法，粒子法，浮遊法、事故進展解析、福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島廃炉のためには炉内状況把握の更新が必要である。NDF 戦略プラン 2018 に示される 2021 年度の初号機の燃料デブリ取り出し開始やそれ以降の各号機の継続した安全管理のためにも、福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリの深さ方向の分布・性状の把握が喫緊の課題である。本研究では、固液の移行及び界面の機構論的な追跡が可能な MPS 法、模擬デブリ流下実験、浮遊法による高温融体物性データ取得、実機プラントデータ及び事故進展解析の分析等を組み合わせた Multi-Physics モデリングにより、福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状を同定することを目的とする。本発表では研究のねらいと全体計画について報告する。

2. 研究内容

2-1. MPS 法による溶融物挙動解析手法の改良と解析及び模擬デブリ流下実験（早稲田大学）

デブリ堆積問題の解析に伴う MPS 法の計算コストを低減する解析アルゴリズムを開発し、コードを並列化する。3 号機では一旦ペデスタルに堆積したデブリが再溶融してデブリの成層化パターンが変化した可能性等を検討し、デブリ取り出し時の臨界性評価への影響も検討する。また、改良 MPS 法の妥当性確認と実機燃料デブリ堆積分布予測に資するため複数の異なる種類の模擬デブリを流下させる実験を行う。

2-2. 実機デブリ流下履歴の同定（原子力機構）

実機プラントデータ、これまでに得られている事故進展解析結果、内部調査の知見等を分析・活用し、2・3 号機原子炉圧力容器（RPV）から原子炉格納容器（PCV）ペデスタルへのデブリ移行履歴を推定する。

2-3. 浮遊法による高温融体物性評価（大阪大学）

ボライドと高温燃料が反応して生成する液相についての知見を得るため、Fe-B 共晶組成の合金と燃料(UO_2, ZrO_2, Zr 等)の反応に伴う相状態の変化を電子顕微鏡やエネルギー分散型 X 線分析装置(SEM/EDX)等を用いて観察する。また、反応生成融体の粘性等の物性を、ガス浮遊法を用いて評価する。

3. 謝辞

本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

---

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[1], Yuji Ohishi[2], Ikken Sato[3], Hirofumi Fukai[1], Xin Li[3], Hiroshi Madokoro[3]

[1]Waseda Univ., [2]Osaka Univ., [3]JAEA

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定

(2) 2, 3 号機燃料デブリ状態に係る論点

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

(2) Points of discussion on debris conditions in Units 2 and 3

*佐藤一憲[1]、山路哲史[2]、古谷正裕[2]、大石佑治[3]、リ・シン[1]、間所寛[1]、深井 尋史[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 早稲田大学，[3] 大阪大学

福島 2, 3 号機ペデスタル燃料デブリの深さ方向の性状を考える上で、ペデスタル移行時のデブリの状態やその後のペデスタルにおける事象進展が重要となる。このような事象進展における不確かさの観点から重要な論点を示す。

キーワード：原子炉過酷事故，福島廃炉，デブリ深さ方向の性状同定，原子炉内部調査結果，MCCI の程度

1. 緒言

福島第一原子力発電所 2、3 号機におけるペデスタル移行時のデブリの状態やペデスタル移行後の挙動を考える上で、プラント内部調査結果などの個々の要素間には現状知見による統一的理解が困難な要素がいくつかある。これらは事故進展解明に係る中長期的課題であり、本英知事業はその解明に向けた一部とも位置付けられ「1F 事故進展解析・炉内状況把握に関する分科会」等で議論されている。これらの論点について示す。

2. 3 号機デブリの論点

ペデスタル領域には深さ約 2mを超える堆積物があり、炉心燃料や制御棒、チャネルボックス、制御棒駆動機構（CRD）などの構造材を相当巻き込んだとしても、かなりの空隙が含まれる可能性が高い。これは燃料デブリの温度が比較的低く保たれ、堆積物が流動化しなかったことを示唆しており、MCCI（溶融炉心・コンクリート相互作用）は顕著でなかったことを示唆するように思われる。一方、3 号機（及び 3 号機由来の水素に起因すると思われる 4 号機）の水素爆発（3 月 14 日午前 11 時頃）は RPV（原子炉圧力容器）内での水素発生が顕著であったと考えられる時期（3 月 13 日未明から昼頃まで）から約 1 日経過しており、この水素の発生源はペデスタルであった可能性が高い。これら二つの視点は従来知見に基づく MCCI 規模の大小に関して相容れないものであり、ペデスタル堆積物の深層デブリの性状を考える上で大きな不確かさ要因である。

3. 2 号機デブリの論点

内部調査結果に基づくと CRD 下部やその支持金具の多くが健全で残っており、CRD の存在する領域に関する限り大きな RPV 破損口の存在は考え難い。一方、ペデスタル領域には広い範囲にデブリ状の物質が堆積しており、湯気が立ち上る状況が見られたことからも、かなりの燃料デブリがペデスタル内の広い範囲に移行したものと考えられる。これらは移行燃料デブリの組成あるいは移行形態が従来想定にない特異なものであった可能性を示唆し、ペデスタル堆積デブリはもとより CRD 領域や RPV 内残留燃料デブリの性状を考える上でも大きな不確かさ要因である。

4. 結論

2, 3 号機ペデスタル移行燃料デブリの深さ方向性状把握における不確かさの観点から重要な論点を示した。

謝辞　本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

---

* Ikken Sato[1], Akifumi Yamaji[2], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Xin Li[1], Hiroshi Madokoro[1], Hirofumi Fukai[2]

[1] JAEA, [2] Waseda Univ., [3] Osaka Univ.

SAMPSON/JUPITER 連成解析による 1F 事故解析
（1）連成解析手法の全体概要

Fukushima Daiichi Unit-1 Accident Analysis using SAMPSON/JUPITER coupling simulation
(1) Basic Concept of Coupling methodology

*木野　千晶[1]，山下　晋[2]，吉田　啓之[2]
[1]エネ総研，[2]JAEA

原子炉過酷事故（SA）解析コードでは、平均化された空間において包括的に事故進展を評価する手法と、局所空間において微細な物理現象を把握する手法がある。本研究では包括的に事故進展を解析する SAMPSON コードと微細な物理現象を扱う JUPITER コードを連成させることで、より高度な SA 解析の実現を目指す。

キーワード: 福島第一原子力発電所事故、シビアアクシデント、数値シミュレーション、連成解析、SAMPSON

1. 緒言

SA 進展予測の精度向上においては、被覆管からの水素発生における水蒸気濃度の影響、共晶反応における U-Zr-O 濃度の影響、溶融物の流路閉塞における炉内構造物の幾何形状の影響など、局所空間における微細な物理現象を把握する必要がある。本講演では総合解析コード SAMPSON[1]と詳細解析コード JUPITER[2]を連成させる手法の概要について報告する。

2. 連成解析手法の概要

2-1. 連成解析手法の基本設計

SAMPSON は RPV 内熱水力挙動解析モジュール(THA)、燃料棒ヒートアップ挙動解析モジュール(FRHA)、溶融炉心移行挙動解析モジュール(MCRA)など複数のモジュールによって構成されている。JUPITER は燃料棒のヒートアップ、水素発生、共晶反応、溶融などを有限体積法および Immersed Boundary 法を用いて精緻に解析する CFD コードである。本手法では FRHA を JUPITER に代替する。ただし、燃料棒の輻射伝熱は SAMPSON 側で評価する。JUPITER が将来的に燃料集合体一体レベルで解析することを想定し、現在 2 次元解析である MCRA を 3 次元に拡張することで燃料集合体レベルの空間分解能を持たせる。RPV 内圧力場の計算は 1 次元解析である THA に集約し、計算時間を大幅に短縮する。

2-2. インタフェースデータ

SAMPSON から JUPITER へは炉心入口・出口の圧力・温度・ボイド率・水素濃度・流体速度、燃料棒内の崩壊熱、燃料棒への輻射などを送信する。JUPITER から SAMPSON へは燃料棒温度、水素発生量を送信する。

3. 今後の課題

本手法を 1F 事故解析に適用し、燃料棒ヒートアップ・水素発生・共晶反応の精緻な評価が事故進展解析に与える影響について検討する。

参考文献

[1] H. Ujita, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 36(11), pp. 1076-1088 (1999).

[2] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017).

---

*Chiaki Kino[1], Susumu Yamashita[2] and Hiroyuki Yoshida[2]
[1]IAE, [2]JAEA.

SAMPSON/JUPITER 連成解析による 1F 事故解析
（2）JUPITER による化学反応を考慮した燃料棒溶融挙動詳細解析の現状

Fukushima Daiichi Unit-1 Accident Analysis using SAMPSON/JUPITER Coupling Simulation

(2) Detailed Fuel Rod Behavior Simulation with Chemical Reactions using JUPITER

*山下 晋[1]，木野 千晶[2]，吉田 啓之[1]

[1]原子力機構，[2]エネ総研

SA 解析コード SAMPSON との連成解析を通じた事故進展予測の精度向上に資することを目的として、多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER に化学反応モデルを導入し、燃料棒挙動解析を実施した。

キーワード：数値流体力学，過酷事故，燃料棒溶融，共晶反応，酸化反応

1. はじめに　本研究では、SA 解析コード SAMPSON[1]と多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER[2]の連成解析による、より高度な SA 解析実現のための手法構築を行っている。本報では、SAMPSON から JUPITER へのデータ移行について検討するとともに、溶質拡散及び酸化反応を含む予備解析を実施した結果を述べる。

2. 溶質拡散及び酸化反応を含む予備解析条件

本解析手法では、SAMPSON から JUPITER へ炉心入口・出口の圧力・温度・水素濃度・流体速度、崩壊熱、輻射伝熱量などのデータが移行される。SAMPSON と JUPITER では空間解像度が異なるため、何らかの補間を行う必要がある。ここでは、SAMPSON から送られた粗いデータを多項式近似して JUPITER に与えることにし、このためのデータコンバータを新たに開発した。本データコンバータを導入した JUPITER を用いて、BWR 燃料棒 1 本を対象とした予備解析を行った。図 1 に示すように燃料棒は半径 5.5 mm、被覆管厚さ 0.8 mm であり、対称性を仮定して 1/4 領域を対象とした。領域長は、水平方向 (x, y) 6.875 mm、高さ方向（z）3,700 mm とし、格子分割数はそれぞれ 30, 30, 3,700 である。初期及び境界条件としては、1F の 1 号機を対象とした SAMPSON による電源喪失後 17,000 秒後のデータを上述のデータコンバータにより与えた。図 2 に、図 1 中の矢印の方向から見た各種物理量の高さ方向分布のうち、変化が顕著な 2.2 m～2.5m の領域を可視化して示す。下流側への酸化発熱量の増加に伴い、水素濃度及び酸化膜厚さも増加傾向にあることが分かる。このように、SAMPSON から JUPITER へデータを移行させた場合でも、解析が問題なく実行できることを確認した。今後は、残された JUPITER から SAMPSON へのデータ移行に関する機能などの開発・導入を進める。

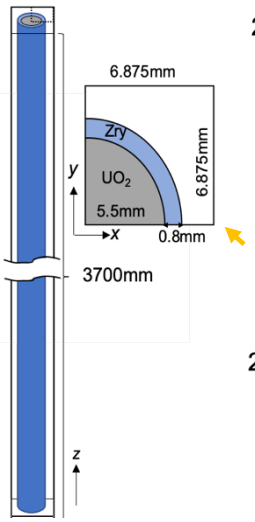


図 1　計算体系

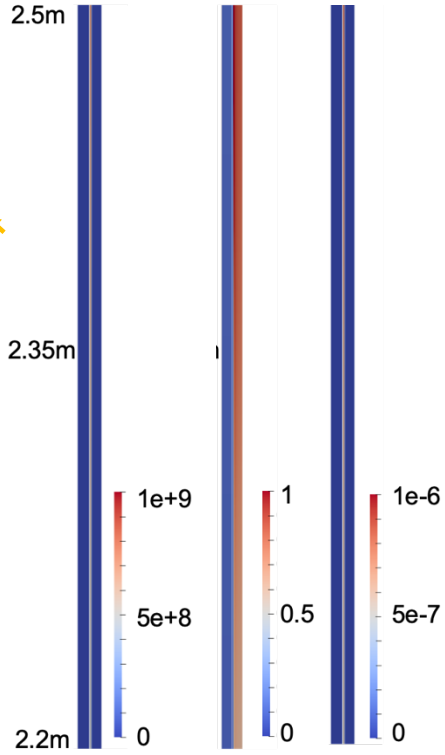


図 2　左から、酸化発熱量 [W/m³]、水素濃度 [-]、酸化膜厚さ [m]

謝辞　本研究発表の内容は、日本原子力研究開発機構の大型計算機 ICE-X を用いた成果である。

参考文献

[1] H. Ujita, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 36(11), pp. 1076-1088 (1999)

[2] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017).

---

*Susumu Yamashita[1], Chiaki Kino[2] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]JAEA, [2]IAE

福島第一原子力発電所 3 号機における ADS 作動後の圧力応答に係る GOTHIC 解析

GOTHIC analysis of pressure behavior after the ADS operation in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant unit 3

*荒井 雄太[1], 佐藤 一憲[2], 吉川 信治[2]
[1]CSAJ, [2]JAEA

福島第一原子力発電所 3 号機事故時の燃料エンタルピーの把握を目的として、圧力容器(RPV)及び格納容器(PCV)圧力の実測値との整合性に着目した熱流動解析コード GOTHIC による解析を行い、デブリ冷却と RPV 内での水素発生及び発熱履歴を推定している。本報告では自動減圧システム(ADS)が作動した時間帯の評価について述べる。

キーワード：福島第一原子力発電所 3 号機、圧力容器、格納容器、気相漏洩、GOTHIC

1. 緒言

福島第一原子力発電所 3 号機の事故時には大部分の燃料デブリがペデスタルに移行したと考えられているが、デブリの性状や堆積物内部の状態を予想するにはペデスタル移行時の燃料エンタルピーを知る必要がある。このエンタルピーは燃料が炉心部から下部プレナムに移行(スランピング)する際の炉心物質と冷却材・構造材との伝熱(デブリ冷却)や酸化反応(水素発生と発熱)と関連する。前報[1]では ADS 作動に至るまでのフェーズについて評価したが、本研究では、ADS 作動後の RPV 及び PCV 圧力実測値と整合するような RPV 内の水素及び蒸気の発生履歴、及びその RPV-PCV 間流出経路について検討した。

2. 解析条件

3 月 13 日 2:30 頃には炉内水位が燃料有効部頂部に到達したと考えられることと、同日 9:00 頃の ADS 作動までに炉心燃料は溶融していたと考えられることから、本解析では ADS 作動前後の 1 時間強（8:40-10:00）に着目した。入力データには崩壊熱を考慮した蒸気発生、金属・水反応による水素発生、圧力容器、ドライウェル(D/W)、サプレッションチェンバ(S/C)、冷却材流路、内部構造物、ADS 作動による圧力逃し弁(SRV)6 弁開放、漏洩部のモデルを含めた。RPV から PCV への流出経路の可能性を検討するために D/W への気相漏洩も考慮し、大規模漏洩(漏洩面積 120 cm^2)と小規模漏洩(1 cm^2)の 2 条件で解析を行った。

3. 結果と考察

図 1 に D/W 大規模漏洩のケースにおける、9:00 頃の ADS 作動前後の時間帯の RPV と PCV 圧力挙動を示す。パラメータ解析の結果、ADS 作動後の短期的（5 分間程度）な PCV 圧力を良く再現する条件として 150 kg の水素発生（本ケースでは ADS 作動後の 50 秒間を設定）と、24 kg/s の蒸気発生を得た。RPV 圧力計の水柱喪失[2]によるシフトを考慮すると実際の圧力は測定値より 100 kPa 程度高く、RPV-PCV 圧力差を説明するには 24 kg/s 程度の蒸気流が継続する必要があるが、その場合下部プレナムに残存している水が短時間に枯渇して現実的ではない。よって、ADS 作動時に一度開放された SRV（6 弁開想定）の一部または全部が早い段階で閉じた可能性がある。

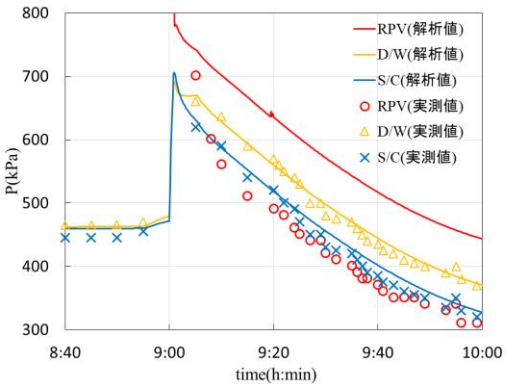


図 1　RPV と PCV 圧力

小規模漏洩のケースについては、S/C 圧力データの別解釈[2]に対応したシナリオとして成立性を検討した。

参考文献

[1] 吉川、佐藤、「福島第一原子力発電所 3 号機における蒸気及び水素の発生履歴逆算定解析」原子力学会 2019 秋の大会
[2] Ikken Sato," An interpretation of Fukushima-Daiichi Unit 3 plant data covering the two-week accident-progression phase based on correction for pressure data," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.56, Issue 5, March 2019

*Yuta Arai[1], Ikken Sato[2], Shinji Yoshikawa[2] [1]CSA of Japan Co., Ltd. [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[1G11-14] Fast Reactor Thermal Hydraulics

Chair:Toshiki Ezure(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 4:00 PM - 5:00 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[1G11] Study on droplet generation during upward spray flow collision onto a solid surface

*Yi Zhan[1], Guo fu Sun[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2] (1. UEC, 2. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

[1G12] Basic Research on Elucidation of Dynamics of Liquid Sodium Multiphase Flow

*Yosuke Ogino[1], Yuta Akimoto[1], Takeshi Fukuda[1] (1. Osaka Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM

[1G13] Study on cooling process of decay heat removal systems in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments

*Kosuke Aizawa[1], Mitsuyo Tsuji[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Shigeru Nakane[2], Ishida Katsuji[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. Ascend)

4:30 PM - 4:45 PM

[1G14] Solidification behavior of molten droplet falling through coolant

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

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

上向き噴霧流の固体面衝突時における液滴生成に関する研究

Study on droplet generation during upward spray flow collision onto a solid surface

*Zhan Yi[1]，Sun Guofu[1]，大川富雄[1]，榎木光治[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

ナトリウム冷却高速炉における冷却材漏洩時の燃焼解析手法の高度化に向け，上向きに噴出させた液体が水平固体面に衝突する際に発生する二次液滴について実験的に検討した．

キーワード：ナトリウム燃焼，液体上向き噴流，固体面衝突，二次液滴

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉における冷却材漏洩・燃焼事象解析では，漏洩液滴のサイズや挙動の把握が重要となる．本研究では，配管破断部から上向きに漏えいした液体ナトリウムが天井に衝突した際に生成する液滴を，液膜から落下する液滴（落下液滴）と液滴衝突により飛散する二次液滴（飛散液滴）の二つに分類する．前報での落下液滴に関する実験的検討に引き続き[1]，本報では飛散液滴に関する検討結果を報告する．

2. 飛散液滴のサイズと体積割合

実験は，前報[1]と同様の装置を用いて実施した．ノズルから噴出する一次液滴と液滴衝突により生じる飛散液滴は微細なため，液滴サイズは液浸法[2]により計測した．すなわち，シリコンオイル中に少量の液滴を捕集し，顕微鏡観察により液滴径分布を計測した．試験流体によらず，一次液滴の体積平均径 d_{p30} は，流量 Q の増加とともに減少した．また，図 1 に示すように，飛散液滴の体積平均径 d_{s30} は，d_{p30} と同程度であった．

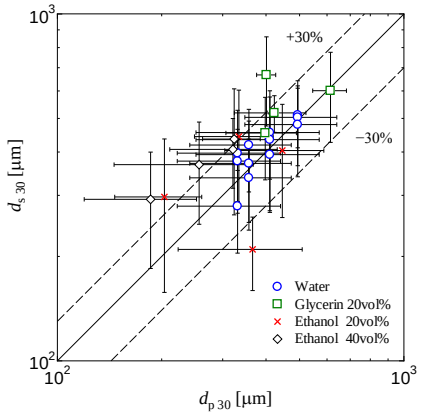


図 1 一次液滴径と飛散液滴径の関係

一次液滴は，液膜に吸収された後，飛散液滴または落下液滴となる．また，落下液滴は，第一液滴と後続液滴に分離できる[1]．そこで，高速度カメラによって，単位時間あたりの第一落下液滴と後続落下液滴の生成量を計測し，噴流流量に対する各々の割合 ε_{First} と $\varepsilon_{Satellite}$ を調べた．結果を図 2 に示す．$\varepsilon_{Satellite}$ はおおむね一定だが，ε_{First} は Q とともに減少傾向である．飛散液滴の割合 Sp^* は $Sp^* = 1 - \varepsilon_{First} - \varepsilon_{Satellite}$ で与えられるので，Sp^* は Q とともに増加傾向である．下向き噴流の結果[3]より，Sp^* が衝突 Weber 数 We の関数になると仮定して、Sp^* と We の関係を調べた．結果を図 3 に示す．本図より，Sp^* は We の関数として次式でよく相関できることがわかる．

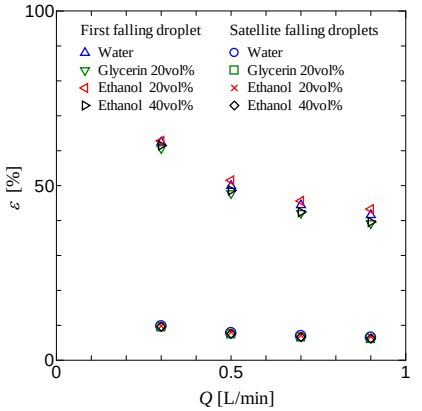


図 2 落下液滴の割合

$$Sp^* = 0.036We^{0.35}$$

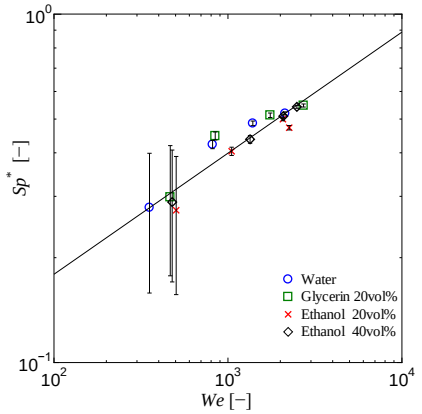


図 3 飛散率の相関式

3. 今後の課題

本実験では，最大通過径が 0.64mm のフルコーンスプレーノズルを用いて噴流を生成した．今後，ノズル形状の影響解明が必要である．

参考文献

[1] Zhan ら，日本原子力学会「2019 年春の年会」予稿集, 3L10 (2019). [2] 宇敷ら，液滴径測定，粉体工学研究会誌, Vol. 13, No. 6, 1976. [3] Zhan et al., Experimental Thermal Fluid Science, Vol. 98, pp. 86-94, 2018.

*Yi Zhan[1], Guofu Sun[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2]

[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

液体ナトリウム混相流の動力学の解明に関する基礎研究

Basic Research on Elucidation of Dynamics of Liquid Sodium Multiphase Flow

*荻野 陽介[1], 秋元 雄太[1], 福田 武司[1]
[1]大阪大学

本研究ではナトリウムに対して高い透過率を持つ真空紫外光を用いた液体ナトリウム混相流の気液界面の定量観測や、液体ナトリウム流動場の可視化測定の関する基礎研究を行った。講演では液体ナトリウム流動場の計測に粒子画像流速測定法を用いるにあたり、ナトリウム可視化試験装置[1]で観測可能な粒径 0.5mm の粒子の観測結果と、流体解析ソフト Fluent を用いた粒子の流動場への追従性の計算結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，真空紫外光，可視化，粒子画像流速測定法

1. 緒言

現在研究開発が進められているナトリウム冷却式高速炉では高出力・小型化に伴い液体ナトリウムの流速上昇が予測されており、炉心構造物に影響を及ぼす渦や炉心出力に影響を及ぼすガス巻き込みの発生等が懸念されるため、液体ナトリウム流動場の制御手法の確立が必要である。そこで本研究では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粒子画像流速測定法による液体ナトリウム流動場の測定を試みた。

2. 実験

実験にはナトリウム可視化試験装置[1]を用いて行う。本装置は波長領域 115nm～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。

液体ナトリウム流動場の計測に粒子画像流速測定法を用いるにあたり、はじめに真空紫外光の波長領域を狭め、色収差を減らすことによる観測可能な粒径の変化を検証する。

次に流体解析ソフト Fluent を用いて、材質がステンレス、粒経 0.5mm の粒子をナトリウム可視化試験装置内に加えた場合の粒子の軌跡と、粒子の液体ナトリウム流動場への追従性を評価する。

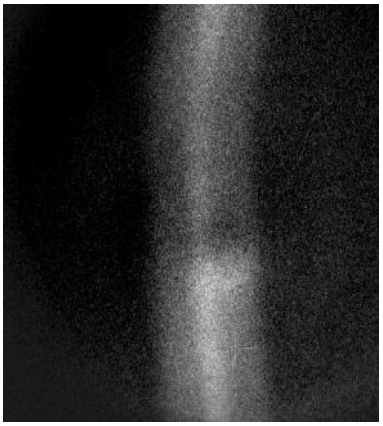


図 1　針金（線径 0.5mm）の観測結果

3. 結果

真空紫外光の波長領域を狭めた場合の線形 0.5mm の針金の撮影結果を図 1 に示す。これより現在の光学系では粒径が 0.5mm の粒子が観測可能であることを確認できた。次に液体ナトリウムの流速に対する粒子の流速を図 2 に示す。これより液体ナトリウム流動場に対する粒子の追従性が評価できた。

収差による観測可能な粒径の変化と、粒子の液体ナトリウム流動場への追従性の評価の詳細については講演で発表する。

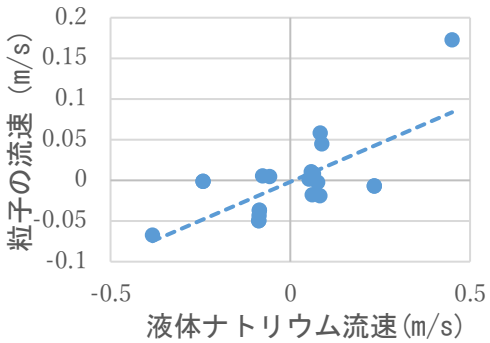


図 2　液体ナトリウム流動場に対する粒子の流速

参考文献

[1] T.Fukuda,et al,Proc.ICONE18,29671

[1*]Yosuke Ogino[1], Yuta Akimoto[1], and Takeshi Fukuda[1]
[1]Osaka University.

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
（3）炉容器外面冷却器の起動を模擬した炉容器内温度計測

Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems
in a Reactor Vessel of Sodium-Cooled Fast Reactor by Scaled Water Experiments
(3) Temperature measurement in a reactor vessel simulating operation of reactor vessel auxiliary cooling system

*相澤 康介[1]，辻 光世[1]，小林 順[1]，栗原 成計[1]，中根 茂[2]，石田 勝二[3]
[1]原子力機構，[2]NESI，[3]アセンド

ナトリウム冷却高速炉の炉容器を模擬した縮尺水流動試験により、炉容器外面冷却器を模擬した冷却機器による炉心部や炉内の各所に配置した発熱体の冷却過程を調べるとともに、自然循環定常状態における炉容器内熱流動場について検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、崩壊熱除去、水流動試験

1. 序論　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉内冷却機器の設計と運用の最適化に資するため、シビアアクシデント時を含む崩壊熱除去特性および熱流動特性を把握する縮尺水流動試験を実施している[1]。本報告では、炉心及び溶融炉心を模擬した電気ヒータ（以下、発熱体）の出力をパラメータとした各条件に対して炉容器外面冷却器を模擬した冷却機器（以下、RVACS）を起動させ、RVACS 起動時の炉容器内過渡挙動を確認するとともに、自然循環定常状態における炉容器内熱流動場について検討した。

2. 過渡挙動把握試験　図 1 に縮尺水試験装置（PHEASANT）の概略図を示す。発熱体は、炉心上部、炉心部および CC 上部の 3 カ所である。炉心部は 3 領域に分かれており、最外周の第 3 領域は非発熱である。RVACS 伝熱管は炉容器内側全周に設置されている。試験では、初期バルク温度を 30℃とし、発熱体へ通電させ、発熱体近傍の温度上昇を確認した後、RVACS を起動した。図 2 に試験結果の一例を示す。発熱条件は、Case1 では炉心部 12.6kW、CC 上 3.1kW、Case2 では炉心部 12.6kW、炉心上部 3.1kW とした。図 2 より、両ケースで炉心部発熱体の出力は同一であるが、炉心部発熱体上端下端の温度差は Case2 の方が高い。この要因として、Case2 は Case1 と比較して、RVACS 伝熱管との伝熱中心高さの差が小さく、自然循環力が低下したことにより炉心部通過時の流量が相対的に低下したためと考えられる。

3. 定常試験　発熱と除熱のバランスが取れた自然循環定常状態において炉内温度場を計測した。図 3 に試験結果の例を示す。x=0mm は炉心部発熱体の水平方向中心である。発熱条件は、炉心部 12.6kW、CC 上 3.1kW とした。図 3 より、鉛直方向高さの増大とともに高温域は炉中心側に狭まっていることがわかる。温度変動強度も同様の傾向であり、炉心部発熱体を通過した流れは周囲の低温流体と混合しながら上昇した結果と考えられる。炉壁部となる炉心部領域 III 及び領域 II では、低い高さほど温度が低下しており、RVACS 伝熱管に沿って徐々に温度低下した下降流が炉心部領域 II の水平方向位置まで影響を及ぼしていることがわかる。

4. 結論　縮尺水試験装置により、RVACS 起動時の炉容器内過渡挙動を把握するとともに、自然循環定常状態における炉容器内熱流動場の特徴を温度データより確認した。

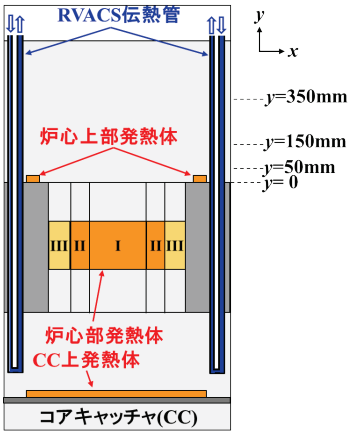


図 1　試験装置概略図

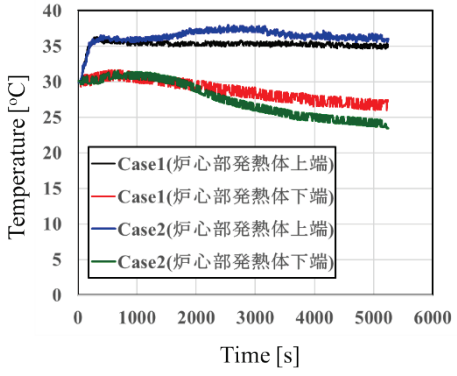


図 2　過渡挙動把握試験結果

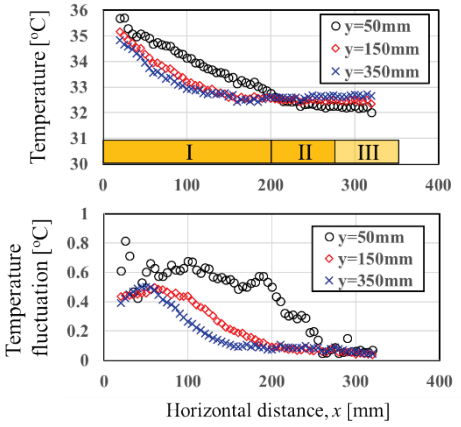


図 3　定常試験結果

参考文献

[1] Ono. A. et al., “Study on reactor vessel coolability of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition -Water experiments using a scale model-”, Proc. of ICAPP2017, Fukui & Kyoto, (2017)

*Kosuke Aizawa[1], Mitsuyo Tsuji[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Shigeru Nakane[2], Katsuji Ishida[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI, [3]ASCEND

冷却材中を落下する溶融液滴の固化挙動

Solidification behavior of molten droplet falling through coolant

*川﨑 皓太[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個別現象として単一の溶融液滴の固化挙動に着目し，低融点金属液滴を冷却材中で冷却させる実験を行った．その様子を，高速度カメラを用いて撮影し，固化挙動を画像処理によって定量化し，熱伝導方程式および無次元数を用いて考察を行った．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷事象，固化，溶融液滴，U-アロイ 58

1. 緒言

SFR において炉心損傷事象が発生した際，溶融燃料の冷却が不十分となると，さらなる重大事故が引き起こされる．このため溶融燃料の下部プレナム中での冷却挙動を把握することが重要となる．本研究では，より単純な系である溶融液滴を用いて，水中へ滴下された溶融液滴の詳細な冷却および固化プロセスの解明を目指す．プール水に滴下される溶融液滴の固化挙動を可視化し，熱伝導方程式および無次元数を用いて整理した．

2. 実験手法

300×200×300 mm のガラス水槽に貯留した水中に液滴が落下する様子を，バックライト法を用いて高速度カメラで撮影した．滴下高さおよび冷却水温をパラメータとして実験を行った．射出液滴には低融点金属 U-アロイ 58（融点 58 ℃）を用いた．

3. 結果

図 1 に，液滴の固化挙動の可視化結果を示す．液滴界面の変形が収まる瞬間の存在が確認され，この基準をもとに液滴の固化時間を推測した．熱伝導方程式を用いて液滴表面が凝固点に達するまでの時間を算出した．見積もられた固化時間と比較すると，冷却には液滴の変形の影響が大きいことが分かった．また，試験部底部に堆積した固化試料の形状を We 数で整理した結果を図 2 に示す．堆積物は We 数が増加するほど扁平な形状となり，抗力と界面張力のつり合いから求めた臨界 We 数を超えると複雑な形状となることが分かった．

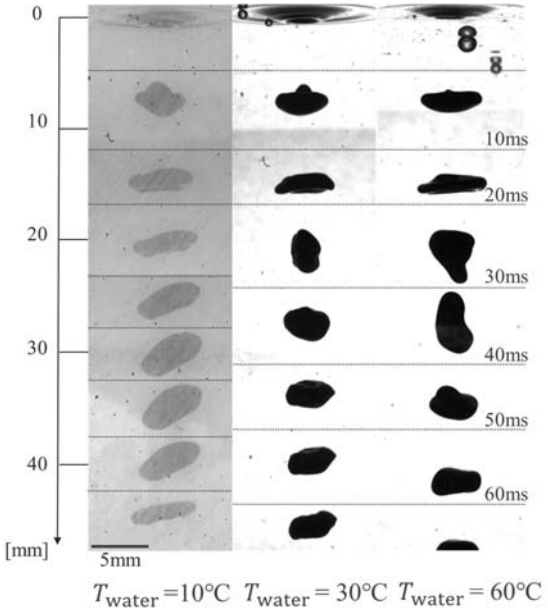


Fig. 1 U-アロイ 58 の固化挙動
(滴下高さ 50 mm，液滴温度 80 ℃)

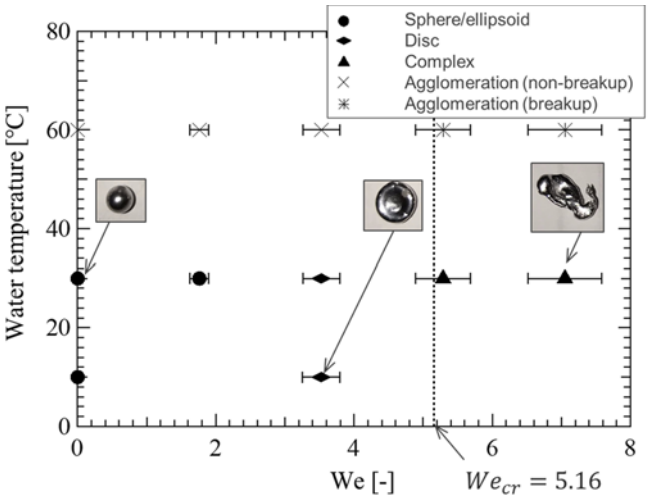


Fig. 2 堆積物と We 数の関係

参考文献

[1] Iwasawa, Y., et al., 2015, Transactions of the JSME, Vol. 81, pp. 1-15. (in Japanese)

[2] Zhang, Zhi Gang, et al., 2010, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.47, pp. 169-175.

---

*Kota Kawasaki[1], Akiko Kaneko[1] Yutaka Abe[1] and Kazuya Koyama[2]

[1]University of Tsukuba, [2]Mitsubishi FBR Systems, Inc.

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

[1H01-02] Research Reactor Analyis

Chair:Tomomi Otani(MFBR)

Mon. Mar 16, 2020 10:45 AM - 11:20 AM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H01] Analysis on beyond-design basis accident for a pool-type research reactor

*Takashi Tsumura[1], Nobuhiko Hirane[1], Toru Nakatsuka[1], Taisuke Yonomoto[1] （1. JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

[1H02] Effect of temperature distribution of full core burnup calculation of the HTTR by Monte-Carlo method

*Reiji Ikeda[1], Quan Hai Ho[2], Nozomu Fujimoto[1], Shinpei Hamamoto[2], Satoru Nagasumi[2], Etsuo Ishitsuka[2] （1. Kyushu Univ., 2. JAEA）

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

プール型試験研究炉の設計基準を超える事故の解析
その２　炉内の多次元熱水力挙動の検討

Analysis on beyond-design basis accident for a pool-type research reactor
(2) Effects of multi-dimensional thermal-hydraulic behavior in the core

*津村　貴史[1]，平根　伸彦[1]，中塚　亨[1]，与能本　泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

抄録　等級別扱いの考え方に基づき試験研究炉の安全を合理的に確保するためには、潜在的な危険性を把握することが重要である。この検討のために、JRR-3 を対象とし設計基準事故を超える事故条件での解析を進めている。本報告では、核熱結合効果を含む炉心内熱水力特性をより詳細に検討した。

キーワード： pool-type reactor，graded approach，beyond-design basis accident，scram failure，RELAP5，MVP

1. 緒言

高出力試験研究炉(10MW 以上)の適切な等級別扱い（graded approach）のためには、その潜在的危険性を明確にすることが望まれる[1]。この検討のために、JRR-3 を対象として設計基準事故を大きく超える事故時（冷却材流量喪失時の炉停止失敗）における炉心伝熱挙動の解析を進めており、前回、その第一段階として RELAP5 の伝熱モデルの板状燃料に対する適用性等について報告した[2]。今回、炉心内熱水力挙動をより詳細に評価するとともに、集中定数近似に基づく核熱結合解析の妥当性を評価する方法を検討した。

2. 検討内容

前回は、JRR-3 炉心部の燃料領域を高出力チャンネルとそれ以外のチャンネルの計２チャンネル、照射孔等の非加熱流路をバイパス流路で模擬し、事故時の燃料表面の温度変化の傾向を示したが、今回、燃料領域を径方向出力ピーキングに応じて５チャンネルに分割し、定格出力 20MW 時の自然循環挙動を解析した（図１参照）。また、中性子輸送計算コード MVP を用いて核熱結合効果の評価方法を検討した。

3. 結果

核熱結合効果を考慮しない場合の自然循環時の被覆管表面温度の評価結果を図２に示す。表面温度は自然循環冷却に移行後、第１チャンネル以外は冷却水の飽和温度である約 120℃を境界とした周期的な振動挙動を示し、一部で燃料破損のしきい温度の約 400℃（ブリスタ発生温度）を上回るものの被覆材の融点を下回った。

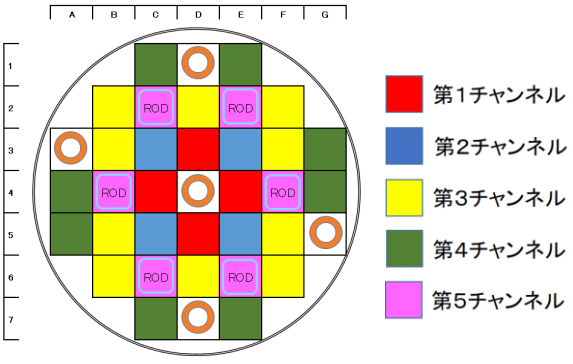


図１　燃料領域のチャンネル分割図

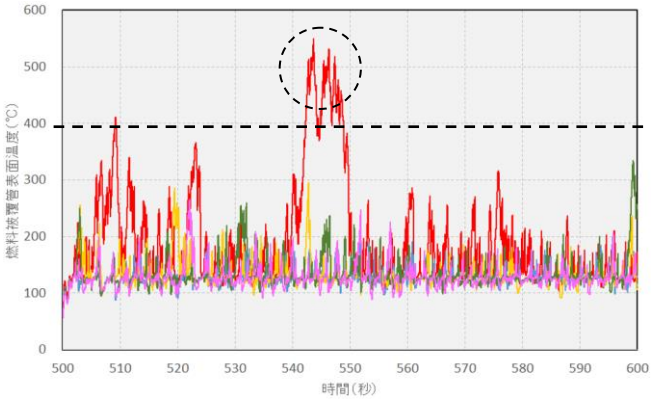


図２　燃料被覆管表面温度の変化

4. 結論

解析の結果は、流量喪失時に炉停止が失敗する極めて過酷な事故条件において、JRR-3 が有する固有の安全特性により、全炉心が溶融することは無く冷却可能な形状を維持する可能性を示している。

参考文献［1］与能本ら、2019年春の年会，1N10，［2］津村ら、2019年秋の大会，2J22

* Takashi Tsumura[1], Nobuhiko Hirane[1], Toru Nakatsuka[1] and Taisuke Yonomoto[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

モンテカルロ法による HTTR の全炉心燃焼計算における炉内温度分布の影響評価

Effect of temperature distribution of full core burnup calculation of the HTTR by Monte-Carlo method

*池田　礼治[1]，Ho Hai Quan[2]，藤本　望[1]，濱本　真平[2]，長住　達[2]，石塚　悦男[2]

[1] 九州大学，[2] 日本原子力研究開発機構

高温ガス炉 HTTR[1]は炉内の温度差が大きいという特徴を持つ。しかしこれまでのモンテカルロ法による HTTR の炉心解析は炉内温度が一様として行われてきた。そこで本検討では炉内温度分布を考慮した HTTR の全炉心燃焼計算を初めてモンテカルロ法により行った。この結果、炉内温度分布による影響を確認した。

キーワード：高温ガス炉　HTTR　モンテカルロ　MVP　燃焼計算

1. 緒言

HTTR の冷却材温度は原子炉入口で 395 ℃、出口で 850/950 ℃であり、炉内には流れ方向に大きい温度差が存在する。しかしながらこれまでのモンテカルロ法による HTTR の炉心解析は、炉内温度を一様としておこなわれてきた。本検討では、炉内温度分布を考慮した HTTR の全炉心燃焼計算を初めてモンテカルロ法によりおこなった。一様温度とした場合の結果と比較することにより、HTTR の炉心解析における炉内温度分布による影響を定量的に確認することを目的とした。

2. 計算条件

計算にはモンテカルロ計算コードの MVP-BURN を用いた。HTTR の炉心と反射体を計算対象とした。タリーと軸方向の温度条件は燃料ブロックごとに設定した[2]。径方向の温度条件は一様とした。

3. 結果

3.1 実効増倍率の燃焼変化

温度分布を考慮した場合と一様温度の場合の k_{eff} の燃焼変化を図 1 に示す。燃焼期間を通して温度分布を考慮した場合の k_{eff} が比較的小さくなった。この k_{eff} の差を反応度に換算すると約 1 %Δk/k となった。このように k_{eff} に差が生じたのは温度条件の違いによる影響である。温度分布を考慮した場合では炉心の大部分において温度が比較的高いため、k_{eff} が低下した。

図 1 ではどちらの温度条件においても燃焼直後から k_{eff} は 1.0 未満となった。しかし実際の HTTR では本検討において設定した制御棒位置より低い位置で臨界を達成している。このため温度条件を見直す必要があると考えられる。

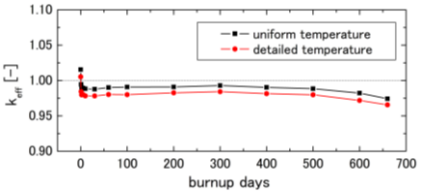


図 1. 実効増倍率の燃焼変化

3.2 ^{235}U 物質量の燃焼変化

代表して最も中心軸に近い燃料ブロックの結果について述べる。温度分布を考慮した場合と一様温度の場合の ^{235}U 物質量の差を図 2 に示す。ここで ^{235}U 物質量の差は以下のように定義した。

$$difference\ [\%] = \frac{^{235}U(detailed) - {}^{235}U(uniform)}{^{235}U(uniform)} \times 100$$

ここで$^{235}U(uniform)$, $^{235}U(detailed)$はそれぞれ一様温度の場合、温度分布を考慮した場合の ^{235}U 物質量である。

上から 1, 2 段目の燃料ブロックにおいて、温度分布を考慮することでより多くの ^{235}U が燃焼した。このように局所的な燃料ブロックごとの物質量には温度条件よって差が生じた。一方、炉心全体の ^{235}U 物質量の総量にはほとんど差が生じなかった。従って温度分布を考慮することで出力分布が変化したため、局所的な物質量に差が生じたといえる。

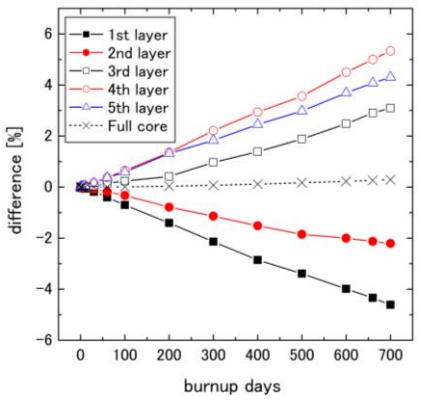


図 2. ^{235}U 物質量の温度条件による差

4. 結論

炉内温度分布を考慮した HTTR の全炉心燃焼計算を初めてモンテカルロ法によりおこなった。温度分布を考慮することにより、実効増倍率や ^{235}U の物質量が変化した。以上の結果から、HTTR の炉心解析における炉内温度分布による影響を定量的に確認した。

参考文献

[1] S. Saito, et al., JAERI 1332 (1994).
[2] N. Fujimoto, et al., JAERI-Tech-2000-091 (2001).

*Reiji Ikeda[1], Ho Hai Quan[2], Nozomu Fujimoto[1], Shinpei Hamamoto[2], Satoru Nagasumi[2] and Etsuo Ishitsuka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA.

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

[1H03-04] Advanced Reactor Design

Chair:Tomomi Otani(MFBR)

Mon. Mar 16, 2020 11:20 AM - 11:55 AM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H03] Possibility of Small Sodium Cooled Breed and Burn Fast Reactor with Rotational Fuel Shuffling

*Aronne Travaglia[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

11:20 AM - 11:35 AM

[1H04] Sodium Experiments on Coolability of Decay Heat Removal System with Dipped-type Direct Heat Exchanger in PLANDTL2

*Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojim[1], Masaaki Tanaka[1], Antoine Gerschenfeld[2], Yannick Gorsse[2], Simon Li[2] （1. JAEA, 2. CEA）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Possibility of Sodium Cooled Breed and Burn Fast Reactor with Rotational Fuel Shuffling

*Aronne Travaglia, Kazuki Kuwagaki, Jun Nishiyama, Toru Obara
Tokyo Institute of Technology

The performance of small-size sodium cooled Breed and Burn Fast Reactor with rotational fuel shuffling was investigated. The thermal hydraulic analysis and burnup performance were conducted with Comsol-Multiphysics and MVP3.0 respectively. The results showed that sodium allowed for a reduced reactor radius while still capable of reaching and maintaining criticality while not exceeding the materials' temperature safety limits.
Keywords: Breed and Burn reactor, Sodium coolant, SMR, Burnup analysis, Thermal-hydraulic analysis

1.Introduction:

Previous studies [1] have discussed the feasibility of LBE cooled Breed & Burn (B&B) Reactor design that involved the use of a rotational fuel shuffling pattern where low reactivity assemblies are loaded into the core and periodically moved to a position increasingly towards the center region after a set amount of time. LBE coolant is relatively new in the nuclear industry and sodium presents some chemical and thermal advantages that could make it a feasible replacement for LBE. Sodium coolant is more efficient at extracting heat from the reactor. This allows the fuel pin pitch to be reduced, making the reactor more compact. The nuclear industry also has much more experience with using sodium as coolant compared to LBE. Sodium coolant does not corrode the reactor's pipelines the same way LBE does, such compatibility allows the Sodium coolant flow to reach speeds higher than 2 m/s limit usually imposed to LBE.

The purpose of the study is to assess the performance of sodium coolant paired with the rotational fuel shuffling pattern.

2. Methodology

In this study MVP3.0 was used for neutron transport calculation while MVP-BURN was used for the burnup analysis with nuclear data library JENDL-4.0 and COMSOL Multiphysics was used for the thermal hydraulic analysis. The fuel pin was axially divided into 11 tally regions of equal size and composition (Natural Uranium). The study observed the performance of both "Ideal" ODS and realistic HT9 claddings. The rotational fuel shuffling was performed by a Python code which would create a new input file after each step and restart the simulation until the pre-set amount of shuffling steps had been reached.

3. Results and Conclusion

Figure 1 shows the temperatures reached in the reactor's hottest channel by the fuel, cladding and coolant in the 1.03 cm Pin Pitch scenario. All three parameters were within the 923K safety limit with a coolant flow limited to 10 m/s. In the preliminary analysis, the maximum keff values reached in the equilibrium condition was 1.0383 with a 5% error.

Table 1. Reactor Design

Parameter	Value
Thermal Power	800 MWth
Core Height	220 cm
Core Equivalent Radius	115.4 cm
Fuel Composition	U-10 wt% Zr (Natural Uranium)
Bond Material	Sodium
Cladding	ODS and HT9
Coolant	Sodium
Number of Pins per Assembly	271
Number of Assemblies	168
Sodium Plenum Height	40 cm
History Number/Batch	21600/30

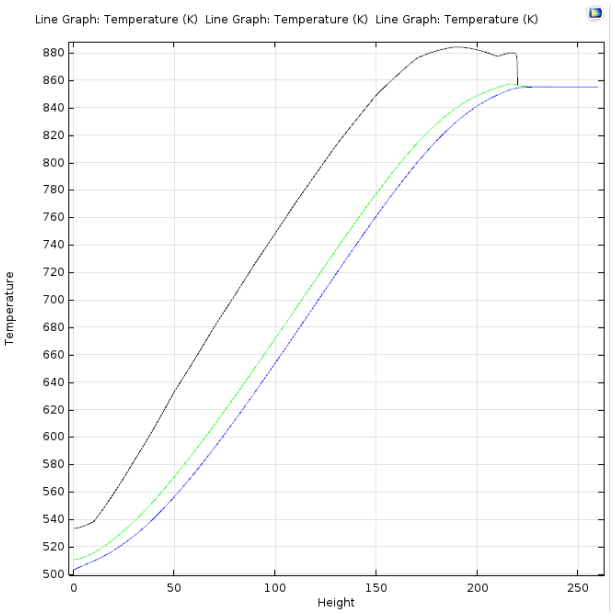


Figure 1. Figure 1. Fuel, Cladding and Coolant Temperature graph.

References: [1] Kazuki Kuwagaki, Jun Nishiyama & Toru Obara (2018) Concept of Stationary Wave Reactor with Rotational Fuel Shuffling, Nuclear Science and Engineering, 191:2, 178-186,

浸漬型直接炉心冷却器による冷却性評価に関する PLANDTL2 ナトリウム試験

Sodium Experiments on Coolability of Decay Heat Removal System with Dipped-type Direct Heat Exchanger in PLANDTL2

*江連 俊樹[1]，小野島 貴光[1]，田中 正暁,[1] Antoine Gerschenfeld[2], Yannick Gorsse[2], Simon Li[2]
[1]原子力機構，[2]フランス原子力庁

ナトリウム冷却高速炉の開発整備に資する日仏間の研究協力プログラムの一環として、崩壊熱除去システムの有効性把握および評価手法妥当性確認用データの取得を目的とする PLANDTL-2 試験装置を用いたナトリウム試験を実施している。本報では浸漬型直接炉心冷却器起動時の炉心冷却特性に係る試験結果を報告する。

キーワード： ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去、浸漬型直接炉心冷却器、インターラッパフロー冷却

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉では、液体金属ナトリウムの特性を生かし、炉内の動的機器を用いない自然循環に基づく崩壊熱除システムの構築が期待される。一方で、システムの実現には、炉内での安定的な冷却パスおよび十分な自然循環冷却材流量が確保されることが必要である。そこで、日本原子力研究開発機構では、フランス原子力・代替エネルギー庁とのナトリウム冷却高速炉の開発整備に資する研究協力プログラムの一環として、ナトリウム試験（PLANDTL-2[1]）を実施し、浸漬型直接炉心冷却器（浸漬型 DHX）起動時の炉心冷却特性把握および解析手法妥当性確認用データの取得を共同して進めてきた。本報では当該試験の概要および試験結果を報告する。

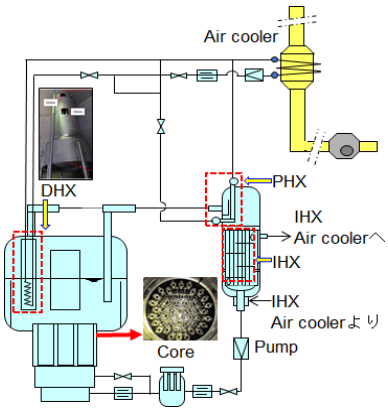


図 1 PLANDTL-2 ループ概要

2. 試験 図 1 に、PLANDTL-2 試験装置の概要を示す。試験体は、入口プレナム部、模擬炉心部、上部プレナムモデル（容器内径：2m）および浸漬型 DHX 等から構成される。冷却系統は、主冷却系および崩壊熱除去系の 2 系統であり、各々のループで強制循環または自然循環運転が可能である。模擬炉心部（図 1 中央写真）は、6 角管の 55 チャンネル（内 30 体は電気ヒータ発熱）で構成され、インターラッパ領域を含む 5 層でモデル化している。浸漬型 DHX（図 1 左上写真）は、シェルアンドチューブ直管型である。本研究では、浸漬型 DHX を起動し、1 次系を一定流量で循環させた条件、および炉心出口部を閉止してインターラッパフロー冷却の効果を最大化した条件を対象に、定常除熱試験を実施した。図 2 に、一例として、1 次系流量一定条件における炉心領域温度分布を示す。炉心出口部では、DHX 冷却により周辺集合体内部温度の低下が見られるのに対し、発熱部中央では周辺集合体内部温度の上昇がみられた。これは、模擬集合体間の浮力差による流量再配分効果の寄与により、炉心上部の集合体領域温度が平坦化したものと考えられる。今後は、炉心冷却メカニズム検討をさらに進めると共に、数値解析に基づく評価手法整備を進めていく。

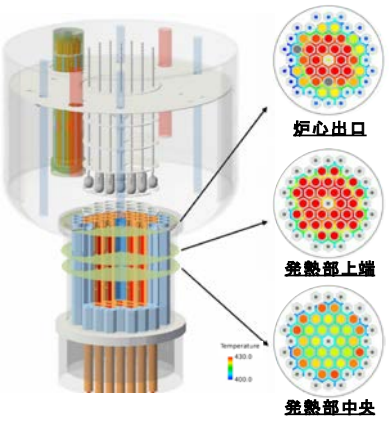


図 2 炉心領域の温度分布（例）

3. 結論 ナトリウム冷却高速炉における自然循環崩壊熱除去時の炉内熱流動現象の把握・予測に向け、浸漬型 DHX を起動し、1 次系流量として一定流量を与えた場合および炉心出口部を閉止しインターラッパフローによる冷却効果を最大化した条件での崩壊熱除去定常ナトリウム試験を実施し、炉心冷却特性を把握した。

参考文献 [1] T. Ezure, et al., NURETH18 (2019)

*Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojima[1], Msaaki Tanaka[1], Antoine Gerschenfeld[2], Yannick Gorsse[2], Simon Li[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives

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

[1H05-08] Fluid and Accident Analysis 1

Chair:Susumu Yamada(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:55 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H05] An improved two-phase lattice Boltzmann method with large denisty ratios

*Kenta Sato[1], Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H06] Locally mesh-refined lattice Boltzmann method for fuel debris air cooling analysis

*Naoyuki Onodera[1], Idomura Yasuhiro[1], Uesawa Shinichiro[1], Yamashita Susumu[1], Yoshida Hiroyuki[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H07] Reducing memory usage towards ensemble simulation of local urban wind analysis using locally mesh-refined lattice Boltzmann method

*Yuta Hasegawa[1], Naoyuki Onodera[1], Yasuhiro Idomura[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H08] Particle-based In-situ Visualization and In-situ Steering for GPGPU Simulation

*Takuma Kawamura[1], Yasuhiro Idomura[1], Naoyuki Onodera[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

改良型格子ボルツマン法による密度比が大きい場合の気液二相流シミュレーション

An improved two-phase lattice Boltzmann method with large density ratios

*佐藤 兼太[1]，酒井 幹夫[1]
[1]東京大学大学院 工学系研究科

炉心に発生した気泡の成長過程を数値シミュレーションにより解析・予測することは，原子炉の設計や安全な運転において必要とされる技術である．本研究では，改良型格子ボルツマン法により，これまで完全陽解法では実行困難であった密度比 1000 の上昇気泡流れのシミュレーションを安定して実行できることを示す．

キーワード：格子ボルツマン法，気液二相流，上昇気泡流れ

1. 緒言

近年，陽解法であり並列化効率の高い二相流れのシミュレーション手法として，格子ボルツマン法が注目されている．しかし，従来の格子ボルツマン法は，気体と液体のような二種類の流体の密度比が 1000 程度となる気液二相流れのシミュレーションでは，計算が不安定となりやすいことが知られている．そこで，本研究では Cahn-Hilliard 方程式に基づくフェーズフィールド法と，密度比が 1000 となる気液二相流れにおいても安定した計算が可能な改良型格子ボルツマン法[1]を連成した気液二相シミュレーション手法を開発し，これまで実行困難であった密度比 1000 の場合の上昇気泡流れのシミュレーションを安定して実行できることを示す．さらに，気泡の変形および気泡両端の渦の再現について妥当な結果が得られることを示す．

2. 上昇気泡流れのシミュレーション

改良型格子ボルツマン法[1]を用いて，密度比が 1000 の場合の上昇気泡流れのシミュレーションを行った．計算結果の検証は，気泡の変形過程および上昇速さを，従来のフェーズフィールド法と Navier-Stokes 方程式の直接解法を連成した気液二相流シミュレーション手法との比較を通じて行う．

改良型格子ボルツマン法による計算結果は，フェーズフィールド法を用いた Navier-Stokes 方程式の直接計算による結果とよく一致し，従来法と同等の計算精度で上昇気泡流れのシミュレーションを実行できることが示された．また，圧力計算の反復回数についての検証を行ったところ，改良型格子ボルツマン法は，高々2 回の反復回数で密度比 1000 の場合の気液二相シミュレーションを，安定して実行できることが明らかとなった．さらに，反復計算が 5 回の場合と比較したところ，同等の圧力分布が得られることが明らかとなった．

3. 結論

本研究では，改良型格子ボルツマン法の原子力分野への応用に向け，上昇気泡流れのシミュレーションを行った．その結果，改良型格子ボルツマン法は，これまで完全陽解法では実行困難であった密度比 1000 の場合の気泡上昇流れのシミュレーションを，安定して実行できることが明らかとなった．さらに，Navier-Stokes 方程式に基づく従来法との比較検証を通じて，改良型格子ボルツマン法の妥当性を確認することができた．

参考文献

[1] Inamuro T., Yokoyama T., Tanaka K. and Taniguchi M. An improved lattice Boltzmann method for incompressible two-phase flows with large density differences. *Comput. Fluids* (2016) **137**:55-69.

---

*Kenta Sato[1] and Mikio Sakai[1]
[1]The university of Tokyo.

局所細分化格子ボルツマン法によるデブリの空冷解析

Locally mesh-refined lattice Boltzmann method for fuel debris air cooling analysis

*小野寺 直幸[1]，井戸村 泰宏[1]，上澤 伸一郎[1]，山下 晋[1]，吉田 啓之[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

格子ボルツマン法に基づく CFD コード CityLBM を開発し、廃炉におけるデブリの空気冷却を模擬した実験に対する検証計算を実施した。CityLBM による熱流動解析の結果、実験および非圧縮流体モデルの差分法に基づく CFD コード JUPITER と同様の結果が得られ、JUPITER の約 16%の計算時間にて解析を実現した。

キーワード：自然対流、空気冷却、格子ボルツマン法、適合細分化格子法、GPU

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉を安全に進めるためには、炉内の温度分布を事前に予測するための詳細な熱流動解析が求められている。炉内熱流動解析では、数 mm のデブリから、数 m の炉内構造物を捉えたマルチスケールの乱流解析が必要となる。上記課題に対して、高い演算性能を持つ GPU および適合細分化格子（AMR）法を用いた格子ボルツマン法(LBM)に基づく解析手法を開発した。

2. 自然対流実験との比較

自然対流実験[1]に対する解析を実施した。境界条件として、中心から半径 250mm の底面に 420K の熱源を配置し、その他の底面は断熱境界条件、上面は 309.5K、側面は実験での測定値から温度を与えた。Fig.1 に中心部鉛直方向の温度分布を示す。青丸が実験値、赤破線が JUPITER、実線が CityLBM の結果となる。解析結果より、一様格子および AMR 法を適用した CityLBM により実験値が再現できる事が確認された[2]。また、同じ格子解像度の計算時間を比較すると、4GPU（NVIDIA Tesla V100）を用いた CityLBM は、36CPU（Intel Xeon E5-2680v3）を用いた JUPITER の約 60%の格子点数および約 16%の計算時間で解析が実現された。

3. 結論

GPU および AMR 法を適用した CityLBM を用いて、三次元自然対流解析を実施した。GPU を用いた解析の実現により少ない並列数で高速な解析が実現され、より大きなスケールの解析への応用が期待できる。

謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金・基盤研究（C）19K11992、17K06570、基盤研究（B）17H03493、学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点課題番号：jh190049-NAH、jh190050-NAH から支援を頂いた。

参考文献

[1] Uesawa, S., Yamashita, S., et al., Proc.25th Inter. Conf. Nuclear Engineering (ICONE25), (2017), pp.67517-67523.

[2] Onodera, N. and Idomura, Y., et al., Mechanical Engineering Journal (Special issue of ICONE26 and ICONE27), (2020), accepted.

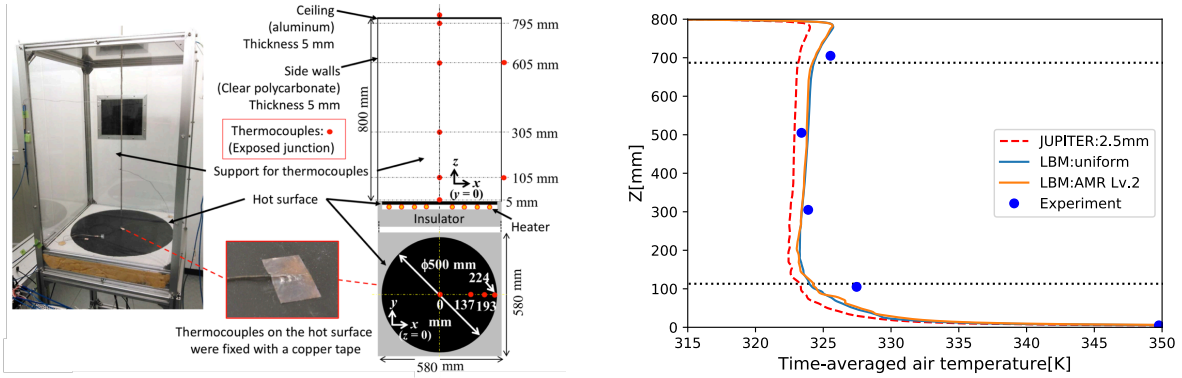


Fig.1 The configurations of free convection (numerical) experiments and the time-averaged air temperature of CityLBM, JUPITER, and experiments under heating temperature of 420K.

*ONODERA Naoyuki [1], IDOMURA Yasuhiro[1], UESAWA Shinichiro[1], YAMASHITA Susumu[1], and YOSHIDA Hiroyuki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

局所細分化格子ボルツマン法による
都市部を対象とした局所風況解析のアンサンブル計算に向けた省メモリ実装

Reducing memory usage towards ensemble simulation of local urban wind analysis using locally mesh-refined lattice Boltzmann method

*長谷川 雄太[1]，小野寺 直幸[1]，井戸村 泰宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

局所細分化格子ボルツマン法に基づく風況解析コード CityLBM を省メモリ化して不確かさ評価のためのアンサンブル計算を実装し，オクラホマシティでの野外拡散実験を対象とした検証計算を行った．

キーワード：格子ボルツマン法，都市部風況解析，局所細分化格子法

1. 緒言

本研究では，建築物が密集する都市部における汚染物質拡散予測を実現するため，GPU で高速に計算できる格子ボルツマン法に基づく風況解析コード CityLBM の開発を行っている．これまでに都市部 2km 四方・1m 解像度の実時間計算が達成されている[1]（図 1）．本稿では，これにアンサンブル計算を導入することを目的とする．

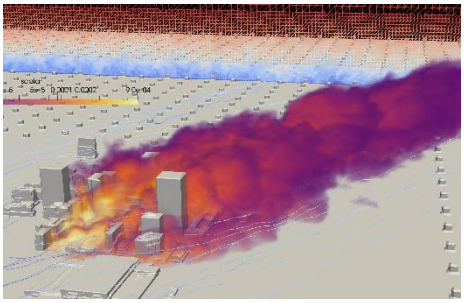


図 1 CityLBM コードによる都市部風況・汚染物質拡散解析

2. 省メモリ実装

アンサンブル計算では計算規模が格子点数とメンバー数の積で巨大になる．メンバー数を取るため，省メモリ化の実装として，MPI バッファのサイズの最適化，および建物内部や起伏のある地形の地下領域の格子をメモリ確保しないことによる格子点数の削減を行い，メンバーあたりの GPU 数を削減した．

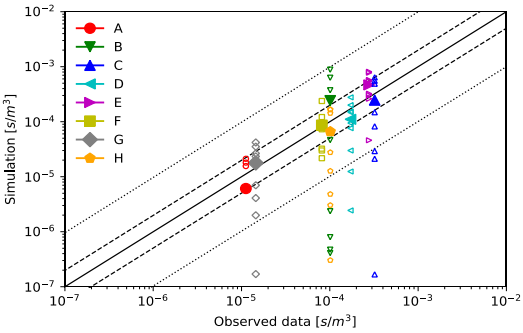


図 2 オクラホマシティでの野外拡散実験に対するアンサンブル計算結果

3. アンサンブル計算

アンサンブル計算を行うため，MPI_Comm_split 関数を用いて MPI コミュニケータを分割し，1 つの mpirun で全てのアンサンブルメンバーを管理するコードを実装した．また，オクラホマシティでの野外拡散実験[2]を対象として，9 メンバーのアンサンブル計算を行った（図 2）．この問題は過渡的な風況変化の影響が大きく，1 ケースの計算では実験値と一致しなかった結果が，アンサンブル計算のばらつきの範囲内で一致するようになり，アンサンブル計算により信頼性の高い汚染物質拡散解析が行えることを示した．

4. 結論

本稿では，局所細分化格子ボルツマン法に基づく風況解析コード CityLBM に対し，省メモリ化の実装，および MPI コミュニケータ分割に基づくアンサンブル計算コードを実装した．オクラホマシティの野外拡散実験を対象とした計算においては，アンサンブル計算により計算の信頼性を向上することができた．

謝辞 本研究の一部は科学研究費補助金・研究活動スタート支援（課題番号 19K24359）および学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点（課題番号 jh190049）より支援を頂いた．記して謝意を示す．

参考文献

[1] N. Onodera, to al., *2018 IEEE/ACM 9th Work. Latest Adv. Scalable Algorithms Large-Scale Syst.*, pp. 9–16, 2018.

[2] M. J. Leach. Final report for the joint urban 2003 atmospheric dispersion study in oklahoma city: LLNL participation. Oct 2005.

*Yuta Hasegawa[1], Naoyuki Onodera[1] and Yasuhiro Idomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

GPGPU シミュレーションに対する粒子ベースの In-situ 可視化と In-situ ステアリング

Particle-based In-situ Visualization and In-situ Steering for GPGPU Simulation

*河村 拓馬[1]，井戸村 泰宏[1]，小野寺 直幸[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

汚染物質の大気拡散予測の実現に向けて、GPU スーパーコンピュータ上で適合格子細分化（AMR）法による流体シミュレーションが開発されており、その結果の解析のために粒子ベースの In-situ 可視化手法を拡張した。計算パラメータの In-situ ステアリング機能を構築し、汚染物質拡散シミュレーションに適用した。

キーワード：In-situ 可視化，In-situ ステアリング，流体シミュレーション

1. 背景

AMR による汚染物質の大気拡散シミュレーションは GPU のメモリレイアウトに最適化されたステンシル計算により実時間での計算を目指しており、この解析には対話的な In-situ 可視化と、汚染物質発生源や計算パラメータに対するステアリングが必要とされる。

これまでに、CPU スパコン向けに粒子ベースの In-situ 可視化手法が開発されており、ファイルを介した可視化パラメータ制御機構による対話的な可視化が可能となった。このフレームワークを GPU スパコンに搭載された CPU 上に移植して計算パラメータの In-situ ステアリング機能を開発した。

2. 粒子ベースの In-situ 可視化フレームワークと In-situ ステアリング機能の構築

In-situ PBVR[1]は、計算ノードでソルバーに結合され可視化用粒子を生成する「サンプラー」、対話ノードで動作し可視化用データの送受信を制御する「デーモン」、そしてクライアント PC 上で可視化用 GUI を提供する「ビューア」で構成される。サンプラーはボリュームデータを粒子データに変換し、生成された粒子データは各ノードからストレージ上に出力される。デーモンはソケット通信とストレージ上のファイルを介したファイルベース制御により対話的 In-situ 可視化を実現する。

対話的な In-situ ステアリング機能を構築するために、ファイルベース制御機能を拡張する。ビューアからユーザ指定による汚染源の位置を入力するために、入力用の GUI を作成し（図 1）、ソケット通信の通信プロトコルに汚染源の位置情報を追加する。汚染源位置はファイルとしてサンプラに参照される。

3. 実験結果

開発した In-situ ステアリング機能を、米国オクラホマシティを対象にした汚染物質拡散シミュレーションに適用し動作を確認した。図 1 に開発した In-situ ステアリングフレームワークと可視化ウインドウを示す。左側のウインドウに、オクラホマシティの標高データから作成した都市形状と、汚染物質の密度分布が可視化されている。図 1 の右側上部に汚染源の位置を入力するためのパネルを、右側下部はパラメータステアリング用のパネルをオープンするための GUI を示す。開発した機能を使って、汚染源の位置を任意に変更できることを確認した。講演では In-situ ステアリング機能を活用した汚染源探索の事例についても紹介する。

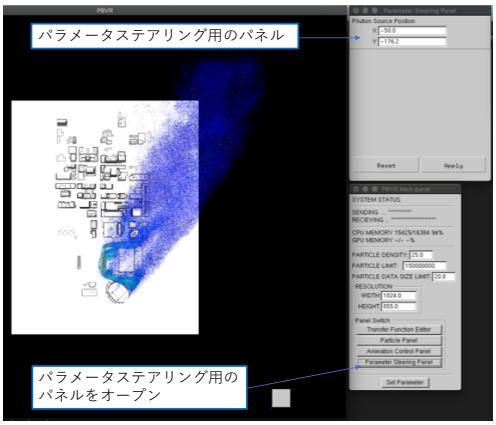


図1　In-situ ステアリング用 GUI と可視化ウインドウ

参考文献

[1] Takuma Kawamura, Tomoyuki Noda, and Yasuhiro Idomura. Supercomputing Frontiers And Innovations, 2017.
[2] Takuma Kawamura, Yasuhiro Idomura, and Hiroshi Takemiya Hiroko Miyamura. Journal of Visualization, 2016.

*Takuma Kawamura[1], Yashuhiro Idomura[1] and Naoyuki Onodera[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[1H09-12] Fluid and Accident Analysis 2

Chair:Masaaki Suzuki(Tokyo Univ. of Sci.)

Mon. Mar 16, 2020 3:55 PM - 5:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H09] Development of a coarse graining DEM for a simulation of solid particle behavior in a solid-liquid flow

*Yuki Mori[1], Kazuyoshi Uruga[2], Takeshi Tsukada[2], Akira Yamaguchi[1], Mikio Sakai[1] （1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI）

3:55 PM - 4:10 PM

[1H10] Effects of silt-fence on behavior of suspended matters

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

4:10 PM - 4:25 PM

[1H11] Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Masashi himi Himi[1], Naotoshi Tominaga[1], Koichi Nakamura[2] （1. AdvanceSoft, 2. Criepi）

4:25 PM - 4:40 PM

[1H12] Application of Surrogate Models for Severe Accident Analysis

*Ikuo Kinoshita[1] （1. INSS）

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

固液混相流における固体粒子群挙動評価のための DEM 粗視化モデルの開発

Development of a coarse graining DEM for a simulation of solid particle behavior in a gas-liquid flow

*森　勇稀[1]，宇留賀　和義[2]，塚田　毅志[2]，山口　彰[1]，酒井　幹夫[1]

[1]東京大学，[2]電力中央研究所

本研究では、高レベル放射性廃液を処理するガラス溶融炉の安定運転に資する数値シミュレーション手法を開発する。伝熱を伴う固液混相流の大規模数値シミュレーションを行うためのスケーリング則モデルを新たに開発し、シンプルな体系において妥当性検証を行った。

キーワード：DEM-CFD 法、固液混相流、DEM 粗視化モデル、自然対流

1. 序論

ガラス溶融炉の安定運転のために炉内部の白金族粒子の挙動を把握することが非常に重要であるが、過酷環境のため実験による現象把握が困難であり、数値解析の応用が期待されている。本研究では、伝熱を伴う固体-流体連成シミュレーションのための DEM 粗視化モデルを新たに開発する。実粒子体系と DEM 粗視化粒子体系の数値解析結果が一致することを示すことにより、本研究で開発した数値解析手法が妥当であることを示す。

2. 数値解析手法

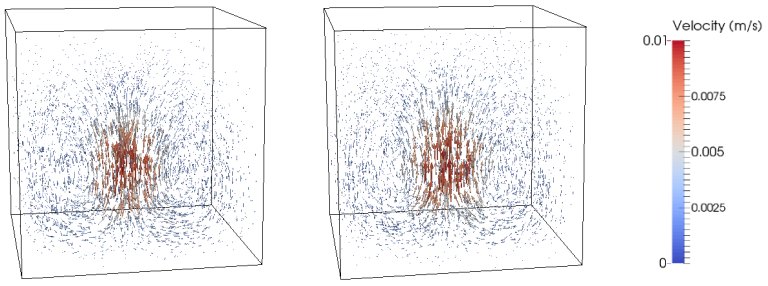
固液混相流の数値シミュレーションに広く用いられている DEM-CFD 法のスケーリング則モデルとして DEM 粗視化モデル（Sakai and Koshizuka, 2009）がある。本研究では、伝熱モデルを導入した DEM 粗視化モデルを新たに開発し、その妥当性検証を行う。

3. 計算条件

本研究では、一辺 10 cm の立方体液層内における粒子の自然対流現象を用いて妥当性検証を行った。オリジナル体系における固相粒子の直径および密度はそれぞれ 50 μm および 1050 kg/m^3 であり、粒子数は 270,000 とした。液相の密度および粘度はそれぞれ 1,000 kg/m^3 および 1.0×10^{-2} Pa・s である。本研究で開発した DEM 粗視化モデルを使用した体系では粗視化率を 3 とした。

4. 結果・考察

Figure 1 に粒子速度をプロットした数値解析結果のスナップショットを示す。本研究で開発した DEM 粗視化モデルおよび実粒子体系の数値解析結果では粒子の対流状態や速度分布がよく一致した。このことから、本研究で開発した DEM 粗視化モデルが実粒子体系を模擬できることが示された。



(a) 実粒子　　(b) 粗視化モデル

Figure 1. 数値解析結果

5. 結論

本研究では、固液混相流の大規模シミュレーションを行うために伝熱モデルを導入した DEM 粗視化モデルを新たに開発し、その妥当性を検証した。

---

*Yuki Mori[1], Kazuyoshi Uruga[2], Takeshi Tsukada[2], Akira Yamaguchi[1], and Mikio Sakai[1]

[1]Univ. of Tokyo, [2]CRIEPI

シルトフェンスが浮遊砂の移動に与える影響：流れ場とシルトフェンスの連成シミュレーションによる評価

Effects of silt-fence on behavior of suspended matters:
Analysis through a coupled simulation of flow field with silt-fence deformation

*山田　進[1]，町田 昌彦[1]
[1]原子力機構

現在、国内の原子力発電所では事故時における放射性物質の拡散を防止するための装置の設置が求められている。その防止対策の１つとして、シルトフェンスを用いて放射性核種が吸着した浮遊砂の海洋拡散を抑制することが考えられている。そこで、本発表では、シルトフェンスと流れ場の連成シミュレーションを実施し、シルトフェンスの設置による流れ場の変化や浮遊砂の振る舞いの変化を評価する。

キーワード：　シルトフェンス、3 次元連成シミュレーション、浮遊砂

1. 緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所の事故を受け、国内の原子力発電所では様々な事態を想定した安全対策を講じることが求められている。その 1 つに、放射性物質が放出するような事故時において、その核種が吸着した浮遊砂の海洋拡散を抑制する対策がある。その方法の１つとして、シルトフェンス（汚濁防止膜）を設置して拡散を抑制する方法が提案されている。そこで、本研究ではシルトフェンスを設置した水路内での流れ場や浮遊砂の振る舞いをシミュレーションするためのコードの開発しており、このコードを用いた試計算により得られた流れ場の状況や浮遊砂の振る舞いを報告する。

2. 流れ場とシルトフェンスの連成シミュレーション

シルトフェンスの影響を考慮した流れ場のシミュレーションを行うためには、流れ場とシルトフェンスの変形を連成計算する必要がある。最上層をたわませないで水面に直線的に固定したシルトフェンスの変形および流れ場に対する影響については金山らにより計算方法が提案されている[1]。しかし、実際はたわませて水路等に設置するのが一般的であるため、金山らの方法はそのままでは適用できない。そこで、発表者らは、たわみを持たせて設置したシルトフェンスの変形等を計算するアルゴリズムを開発した。発表では、シルトフェンスの影響を考慮した流れ場に対してこのアルゴリズムを用いた連成シミュレーションの計算結果を報告する。

本研究は原子力規制庁受託事業「放射性物質の海洋拡散抑制モデルの整備」の一部として実施したものである。

参考文献

[1] 金山進 他， 膜と流体の連成解析のための簡便なアルゴリズム，土木学会論文集 B2（海岸工学），68(2012)，I.811-I.815.

---

*Susumu Yamada[1] and Masahiko Machida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

福島第一原子力発電所のプラント状態の推測
(4) 雰囲気への放出放射性核種の測定値の分析

Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(4) Analysis of measured values of released radionuclide into atmosphere

*氷見 正司[1]，冨永 直利[1]，中村 康一[2]

[1]アドバンスソフト，[2]電中研

福島第一原子力発電所 1～3 号機のシビアアクシデントによる FP 放出測定値を分析して、炉心損傷状態を推測する。

キーワード：福島第一原子力発電所，シビアアクシデント，炉心損傷，MELCOR，放射性核種

1. 目的　2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災によりシビアアクシデントを経験した福島第一原子力発電所 1～3 号機の事故状況[1]について、事故後の放射性核種の測定値を分析することによって、炉心損傷の状態を推測することができると考える[2]。

2. 分析　放射性核種の浮遊濃度測定値[3]について、前回まで、放射性核種の崩壊による減衰を地震発生による炉停止時の値に換算、特定の放射性核種でなく、内蔵量比から放出元素の全量に換算、高揮発性元素 Cs, I, Te の和に対する比に換算した。数値は、燃料から環境へ放出されるまでのプラント状況を反映したものであり、Cs と I の放出量の違いから化学形態や燃料温度を、Te,Mo,Ba の放出量の違いから燃料の酸化割合を推測した（図 1（上・右縦軸））。

ヨウ素、セシウムの質量に注目すると、図 1 の青網掛け期間でガス状ヨウ素が多く放出されていることがわかる。注水量[1]が制限されている期間に対応している。注水量の変動に応じて燃料温度、FP 放出状況が変わることを推測できる。その時の FP 放出メカニズムを MELCOR による解析で補足しながら推測する。

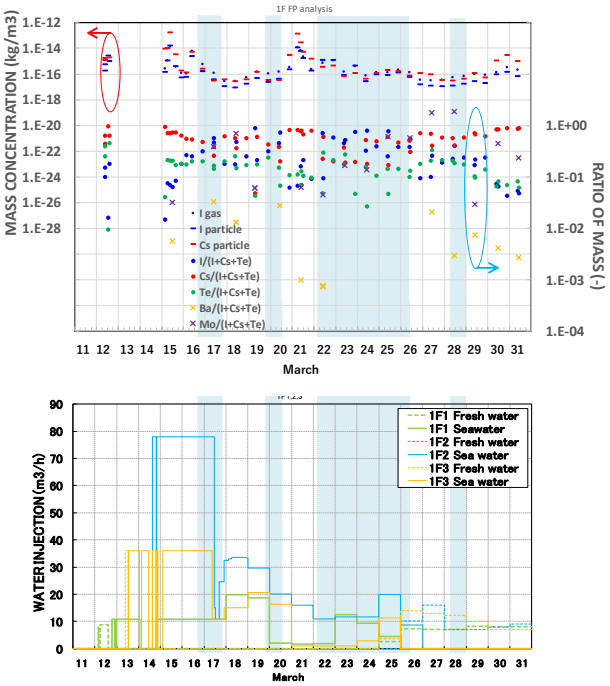


図 1　（上・左縦軸）ガス状 I・粒子上 I,Cs
（上・右縦軸）放射性核種浮遊濃度の質量比
（下）1～3 号機への注水流量

3. 結論　放射性核種の測定値と注水による燃料温度変化の推測からプラント状態を推測した。

参考文献

[1]東電,第 5 回進捗報告,平成 29 年 12 月 25 日など。[2]日本原子力学会 2019 年秋の大会,3F05,06。[3]G. Katata et al.,Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070, 2015 の参考文献,METI,MEXT,DOE,JCAC,RIKKEN,KEK,JAEA など。

*Masashi Himi[1], Naotoshi Tominaga[1] and Koichi Nakamura[2]

[1]AdvanceSoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

シビアアクシデント解析における代替統計モデルの適用
（1）平均値シフト法による時系列クラスタリング

Application of Surrogate Models for Severe Accident Analysis
(1) Time Series Clustering Using Mean-Shift Algorithm

*木下 郁男 [1]
[1]原子力安全システム研究所

燃料損傷試験 PBF-SFD Test 1-4 を対象に、MAAP5 コードにより水素生成量の不確かさ解析を実施した。不確かさ解析の時系列データに対して、平均値シフト法によりクラスタリングを行い、不確かさ解析の入力パラメータを用いた分類モデルと回帰モデルを構築した。

キーワード：シビアアクシデント解析，代替統計モデル，時系列クラスタリング，平均値シフト法，MAAP5

1. 緒言 シビアアクシデント解析には、計算モデルの不確かさやシナリオの不確かさ等に由来する大きな不確かさがある。この不確かさ解析の結果得られる大規模データを分析するには、データ・クラスタリングの手法が有効である。前報[1]では、MAAP5 コードによる燃料損傷試験の不確かさ解析に対して、ユークリッド距離による時系列のクラスタリングを検討した。本報では、平均値シフト法によるクラスタリングを検討する。

2. 解析方法 解析対象は燃料損傷試験 PBF-SFD Test1-4 [2]とした。図 1 に MAAP5.04 コードによる水素生成量積算値の解析結果を示す。3300 秒頃からデータと解析結果に乖離が生じている。本解析を対象に、MAAP5 の計算モデル(10 パラメータ)に対してパラメータファイルで定義された上下限値の間からランダムに 700 サンプリングを行い、不確かさ解析を実施した。この結果得られた積算水素生成量の時系列データに対して、平均値シフト法[3]によりクラスタリングを行った。

3. 解析結果 図 2 に、平均値シフト法によるクラスタリング結果を示す。適切なカーネル幅を設定することにより 4 つのクラスターに分類された。実験データはクラスター①に、ベースケース解析はクラスター②に属することが分かる。図 3 に、不確かさパラメータを用いて構築した時系列クラスターの分類木を示す。分類木で用いられたパラメータは、水素生成量とピアソン相関が優位なパラメータと一致した。この分類モデルを用いてクラスター毎に水素生成量の回帰モデルを構築した。図 4 に示すように、累積分布関数は MAAP5 解析とよく一致した。

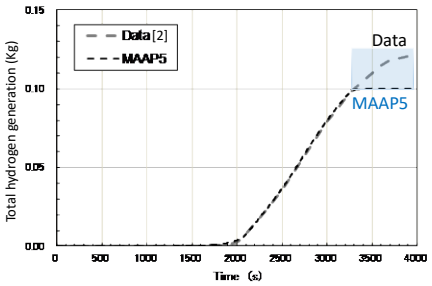


図 1　積算水素生成量の MAAP5 解析

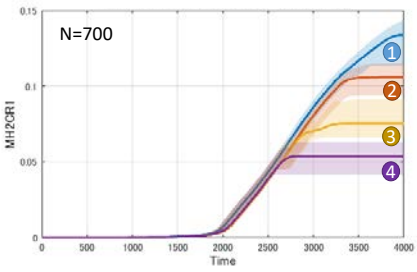


図 2　不確かさ解析の時系列クラスタリング

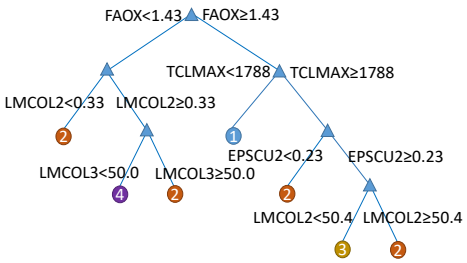


図 3 時系列クラスターの分類木

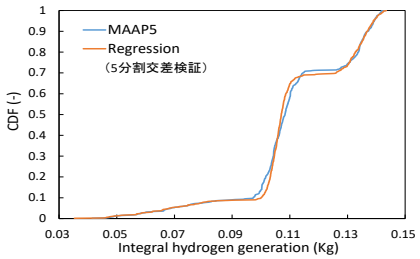


図 4　積算水素生成量の回帰モデル

参考文献

[1] I. Kinoshita, NURETH-18, Paper ID 27811 (2019). [2] D.A. Petti et al., NUREG/CR-5163, EGG-2542 (1989). [3] K. Fukunaga and L. Hostetler, IEEE Trans. Information Theory, Vol. 21, No.1, pp.32-40 (1975) .

*Ikuo Kinoshita[1], [1]INSS

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

[1I01-04] Criticality Safety of Fuel Debris

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

Mon. Mar 16, 2020 10:45 AM - 11:55 AM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I01] Criticality calculations of fuel debris in various conditions during falling down

*Anton Smirnov[1], Ekaterina Bogdanova[1], Georgy Tikhomirov[1], Hiroki Takezawa[2], Jun Nishimaya[3], Toru Obara[3] （1. MEPhI, 2. TCU, 3. Tokyo Tech）

10:45 AM - 11:00 AM

[1I02] Criticality safety evaluation of powder fuel debris using DEM and MPS method

*Takeshi Muramoto[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] （1. Tokyo institute of Technology）

11:00 AM - 11:15 AM

[1I03] Consequence analysis of postulated criticality in SFP using the randomized model of fuel debris

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

11:15 AM - 11:30 AM

[1I04] Radiolysis gas reactivity feedback effect on prompt supercritical transient analysis of fuel debris

*Kodai Fukuda[1], Jun Nishiyama[2], Toru Obara[2] （1. Graduate major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Criticality calculations of fuel debris in various conditions during falling down

*Anton Smirnov[1], Ekaterina Bogdanova[1], Georgy Tikhomirov[1], Hiroki Takezawa[2], Jun Nishiyama[3] and Toru Obara[3]

[1]Institute of Nuclear Physics and Engineering, National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia, [2]Department of Nuclear Safety Engineering, Tokyo City University, Tokyo, Japan, [3]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan

Tokyo Tech, TCU and MEPhI work together to develop advanced criticality analysis method for securing safety in removal work of Fukushima Daiichi fuel debris. Criticality calculations of fuel debris in various conditions during falling down were performed by universities. The Russian Monte Carlo code MCU was used and improved to perform debris modeling. Positions of fuel debris particles falling in water are calculated by Particleworks.

Keywords: fuel debris, Monte Carlo, criticality analysis

1. Introduction

An important part of the decommissioning of the Fukushima-1 NPP is the procedure for extracting radioactive corium. Corium is a lava-like material created in the core of a nuclear reactor during a meltdown accident. It is very important that when removing the corium, safety is ensured to prevent the formation of repeated criticality. Russian and Japanese scientists jointly develop advanced criticality analysis method for securing safety in removal work.

At the first stage, a joint benchmark was developed. It includes three tasks. This paper presents the results of solving the first benchmark task.

2. Methodology

The system consists of several cylindrical areas: concrete, water and empty space, from where the corium falls. Corium is represented by 1000 debris cubes. Number of fuel debris distributions in water is five (see fig. 1). Water surface boundary condition used in Monte Carlo calculations is flat approximation. Composition of fuel debris and concrete bed were taken from [1] and [2], respectively. Positions of fuel debris particles calculated by Particleworks have been confirmed [3].

3. Results and conclusion

Neutron multiplication factors k_{eff} derived from the 5 distributions were obtained. Preliminary results showed good agreement between the solutions obtained using the MVP, MCU and Serpent codes. The detail results will be presented at the meeting.

4. Acknowledgments

This work was financially supported by the Ministry of Science and Higher Education of the Russian Federation (unique identifier of the project RFMEFI61419X0003) and by the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (through concentrating wisdom) from the Japan Atomic Energy Agency / Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.

References

[1] D. Tuya, T. Obara. Supercritical transient analysis in hypothetical fuel-debris systems by multi-region approach based on integral kinetic model. Ann. Nucl. Energy, 120 (2018) 169-177, https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.05.033.

[2] Y. Naito et al. Nuclear Criticality Safety Handbook (English translation). (1995) JAERI-Review-95-013.

[3] T. Muramoto, J. Nishiyama, T. Obara. Numerical analysis of criticality of fuel debris falling in water. Ann. Nucl. Energy, 131 (2019) 112-122, https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.03.005.

DEM 法を取り入れた粉体状燃料デブリの臨界安全評価

Criticality Safety Evaluation of Powder Fuel Debris using DEM and MPS Method

*村本 武司[1], 西山 潤[1], 小原 徹[1]
[1]東工大

本研究では、ボールミルを用いた堆積実験と計算を行い堆積形状の比較により、DEM 法の計算の精度を検証し、次に粉体の燃料の水中堆積過程の臨界計算を行った。解析の結果より MPS 法、DEM と中性子輸送計算を組み合わせることにより、燃料デブリ堆積過程の臨界評価が可能であることが明らかとなった。

キーワード：臨界安全, 燃料デブリ, 個別要素法, 粒子法, モンテカルロ法

1. 緒言

燃料デブリの堆積過程の正確な臨界安全評価は安全かつ適切な作業を担保するために必要不可欠である。これまでに Moving Particle Semi-implicit (MPS)法と中性子輸送計算を組み合わせることで水中での燃料デブリの動的な臨界安全評価を可能にした[1]。この手法を粉体状の燃料デブリに適応するために Discrete Element Method (DEM)に注目した。本研究の目的は MPS 法、DEM と中性子輸送計算を組み合わせることにより、燃料デブリ水中堆積過程の臨界評価が可能であることを明らかにすることである。

2. 方法

ボールミルを用いて気中・水中体系それぞれで堆積実験と計算を行い堆積形状の比較により、DEM 法の計算の精度を検証した（図 1)。次に、粉体の UO_2 の水中堆積過程の臨界計算を行った。計算結果から各時刻における各粉体の位置情報を抽出し、連続エネルギーモンテカルロコード MVP と核データファイル JENDL-4.0 を用いた計算に反映させ各時刻における実効増倍率計算した。

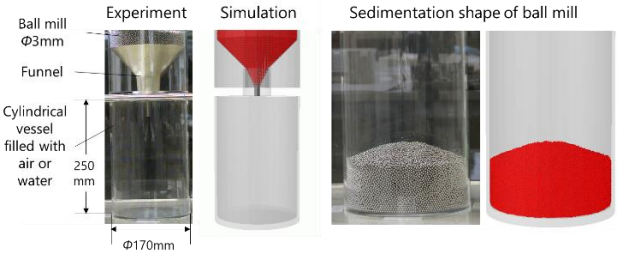


Fig.1 Experiment and Simulation of sedimentation of ball mills

3. 結果

気中条件では堆積形状を実験の測定結果の 95%信頼度区間で計算できた。水中条件では水中落下時のボールミルの広がりを定性的に計算することができず、水からの抗力をより正確に反映させることが MPS-DEM 計算の今後の課題であることが明らかになった。さらに構築した計算システムにより各時刻における実効増倍率の時間変化を計算することができた。

4. 結論

MPS 法と DEM と中性子輸送計算を組み合わせることにより、燃料デブリ堆積過程の臨界評価が可能であることが明らかになった。

参考文献

[1] Takeshi Muramoto, Jun Nishiyama, Toru Obara, “Numerical analysis of criticality of fuel debris falling in water”, Annals of Nuclear Energy, Vol 131 pp.112-122, 2019.9

*Takeshi Muramoto[1], Jun Nishiyama[1] and Toru Obara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

Consequence analysis of postulated criticality in SFP using the randomized model of fuel debris

*Irwan Liapto Simanullang, Yuichi Yamane, Takeo Kikuchi, Kotaro Tonoike

Japan Atomic Energy Agency

A postulated criticality event has been studied that occurred in fuel debris produced after the loss of cooling function in a spent fuel pool. The $1/f^{\beta}$ spectrum model was applied to deal with the random distribution composition of fuel debris. The results showed that the number of fissions per volume varying from 4.05×10^{18} to 1.6×10^{19}.

Keywords: criticality accident, fuel debris, randomized model, number of fissions, Nordheim-Fuchs model.

1. Introduction

Loss of cooling function is supposed to initiate a severe accident of Spent Fuel Pool, SFP, and it indicates a possibility that fuel meltdown occurs without any accident management[1]. Melted fuels could drop on the floor of SFP and penetrate into concrete to make fuel debris by molten corium concrete interaction. In this study, criticality of such fuel debris was investigated. A simplified model of fuel debris, which consisted of a fuel and concrete as a moderator was introduced to calculate k_{eff}. An effective approach is necessary due to the difficulties to predict the spatial distribution of concrete and fuel in fuel debris. The $1/f^{\beta}$ spectrum model was applied to deal with the random distribution[2]. This study investigated effect of randomness of the randomized model of fuel debris on the number of fissions at the first peak power in a criticality incident.

2. Calculation Method

SWAT[3] code and JENDL-4.0 were used for burnup calculation to obtain the nuclide density at several burnup conditions. The calculation was performed based on the BWR STEP3 model[4]. The cooling time was set as 5 years. Thereafter, the MVP code was used to generate two-energy group cross section. There are three types of macroscopic cross section (Σ) that produced using MVP code, Σ_{UO2}, $\Sigma_{UO2\ with\ concrete}$, and $\Sigma_{concrete}$ as reflector.

As it is mentioned about the difficulties to predict the spatial distribution of fuel debris. Therefore, the $1/f^{\beta}$ spectrum model was applied to deal with the random distribution. The $1/f^{\beta}$ model generates random media based on Randomized Weierstrass function (RWF)[4]. Simplified geometry as shown in Fig.1 was used to generate k_{eff} under the $1/f^{\beta}$ spectrum model. The macroscopic cross section of burned UO_2 and concrete were applied in the RWF model to calculate the k_{eff}. In this study, 100 replicas were considered to understand the fluctuation of k_{eff} and temperature coefficient under the random distribution of fuel debris. Each replica has different k_{eff} value and temperature coefficient.

Afterwards, the Nordheim-Fuchs (N-F) model that is based on the one-point kinetics as presented in Eq. 1, where only prompt neutron is considered, was introduced to estimate the magnitude of fission numbers in the first peak power in a criticality event. In this study, an initial excess reactivity of 2$ was assumed due to a scenario that the reactivity increases gradually and the peak power appears after the excess reactivity more than 1$. Energy production was calculated for each of the 100 replicas using Eq. 2, which was converted into number of fissions. The number of fissions were calculated for each replica.

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\ell} n \qquad (1)$$

$$E = \frac{2(\rho_0 - \beta)}{\alpha K} \qquad (2)$$

ρ_0 initial excess reactivity ($)

β delayed neutron fraction

α temperature coefficient (1/K)

K reciprocal heat capacity (K/J)

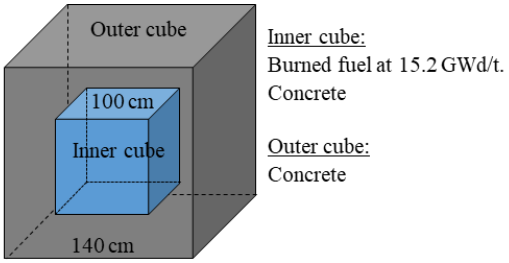


Fig. 1. Simplified geometry for k_{eff} calculation under the $1/f^{\beta}$ spectrum model

3. Results・Conclusion

In this study, the burned fuel at 15.2 GWd/t showed the possibility of re-criticality under the randomized model of fuel debris, and the results for both 5.2 GWd/t and 33.3 GWd/t showed that k_{eff} <1. The number of fissions of the first peak was calculated for burned fuel at 15.2 GWd/t. By implementing the randomized model, the number of fissions per volume fluctuating from 4.05×10^{18} to 1.6×10^{19} as shown in Fig.2. It shows that there is a variation of number of fissions depending on the variation of temperature coefficients.

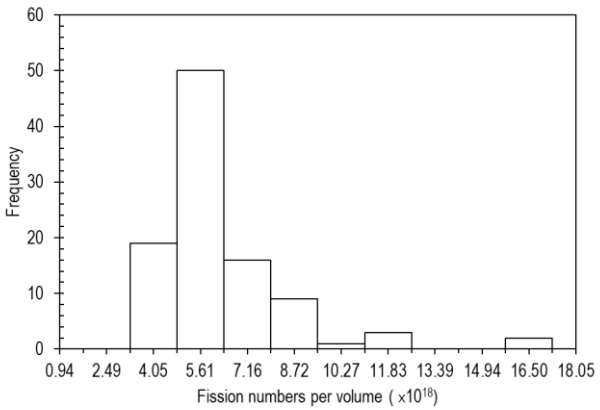


Fig.2. Histogram of fission numbers per volume using randomized model for burned fuel at 15.2 GWd/t.

References

[1] Xiaoli Wu, et al., *Annals. Nucl. Energy*, vol. 77, p.65-73, 2015.

[2] T. Ueki, *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 54, No. 3, 267-279, 2017.

[3] T. KASHIMA, K. SUYAMA, and T. TAKADA, JAEA-Data/Code-2014-028.

[4] K. SUYAMA, OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC, NEA/NSC/R(2015)6.

燃料デブリを対象とした即発超臨界過渡解析における放射線分解ガスの影響

Radiolysis gas reactivity feedback effect on prompt supercritical transient analysis of fuel debris

*福田 航大[1]，西山 潤[2]，小原 徹[2]
[1]東京工業大学 環境・社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース，
[2]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

反応度フィードバック効果の一つとして知られている放射線分解ガスが燃料デブリ体系を対象とした即発超臨界過渡に与える影響を明らかにすることを目的とした解析を行った。その結果、対象解析時には放射線分解ガスの発生による反応度フィードバック効果を無視することができるという結論が得られた。

キーワード：臨界安全，即発超臨界過渡解析，放射線分解ガス反応度フィードバック，燃料デブリ，福島第一原子力発電所廃止措置

1. 緒言

燃料デブリ取り出し時に起こりうる即発超臨界事故を対象とした過渡解析は重要である。解析時には、過渡に大きな影響を与えるフィードバック効果を適切に取り扱う必要がある。本研究では、反応度フィードバック効果の一つとして知られている放射線分解ガスが燃料デブリ体系を対象とした即発超臨界過渡における放出エネルギー量予測に与える影響を明らかにすることを目的とした解析を行った。

2. 方法

初めに、先行研究[1]で使用された単純燃料デブリ体系を対象とした即発超臨界過渡計算を行った。ここでは反応度フィードバック効果としてドップラーフィードバック効果を考慮した。

次に、得られた出力履歴を用いて放射線分解ガス計算を行った。計算には AGNES2[2]で使用されたモデルを燃料デブリ体系用に修正したものを用いた。その後、ガスボイドが発生する時間と過渡出力がピークを迎える時間を比較することでガスボイドが解析に与える影響を議論した。

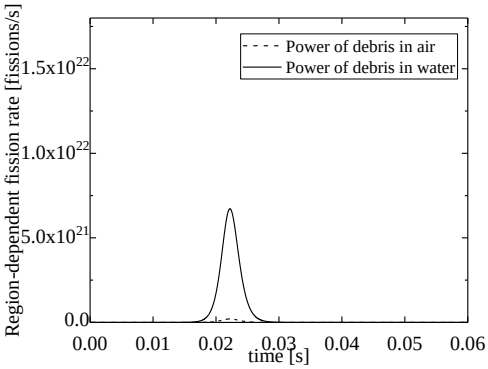


図 1. 超臨界時の出力変化
（Δρ=3.97[$], G=GAGNES2）

3. 結果

図 1 に例として極低出力臨界状態からの印加反応度が約 4$であった場合の出力の時間変化を示す。図 1 では体系が超臨界状態となった場合のパルス状の出力変化を観察することができる。

この出力変化を用いた放射線分解ガス計算結果を図 2 に示す。図 2 により、出力上昇に伴うガスモル濃度の上昇はみられるものの、しきい値には達さず、ボイドは発生しないことが分かる。

本研究ではこの計算を様々な印加反応度及びガス発生 G 値に対して行った。その結果、確からしい G 値を用いた場合、ガスボイドの発生時間は過渡出力がピークを迎える時間よりも遅いことが明らかとなった。したがって、超臨界時の放射線分解ガスによる反応度フィードバック効果が放出エネルギー量予測に与える影響は無視可能であるという結論が得られた。

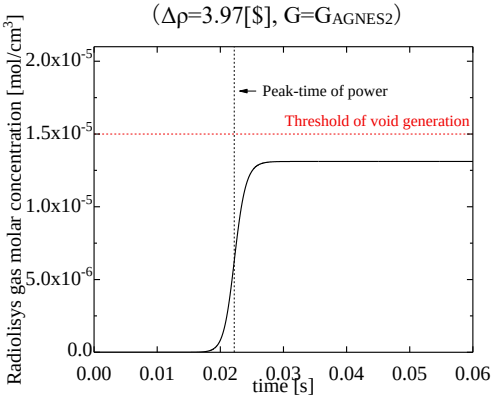


図 2. 図 1 の出力変化に対応する
放射線分解ガスモル濃度変化

参考文献
[1] K. Fukuda et al., “Radiation Dose Analysis in Criticality Accident of Fuel Debris in Water,” Nucl. Sci. Eng. (2019)
[2] K. Nakajima et al., “A Kinetics code for criticality accident analysis of fissile solution systems: AGNES2” JAERI-Data/Code 2002-004 (2002)

*Kodai Fukuda[1], Jun Nishiyama[2] and Toru Obara[2]
[1] Graduate major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology.,
[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

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

[1I05-07] Subcriticality Evaluation Method

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:35 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I05] Applicability of the Extended Kalman Filter Technique to Reactivity Monitoring at KUCA

*Masao Yamanaka[1], Cheol Ho Pyeon[1] (1. KURNS)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I06] Subcriticality Estimation using Unscented Kalman Filter

*Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Masao Yamanaka[2], Cheol Ho Pyeon[2] (1. Nagoya Univ., 2. KURNS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I07] Measurement of Subcriticality in Dollar Units using Time-Domain Decomposition Based Integral Method

Asahi Nonaka[1], *Tomohiro Endo[1], Sho Imai[1], Kenichi Watanabe[1], Akio Yamamoto[1], Masao Yamanaka[2], Cheol Ho Pyeon[2] (1. Nagoya University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

KUCA における拡張カルマンフィルターの未臨界度監視への適用性
(2) 面積比の適用

Applicability of the Extended Kalman Filter Technique to Reactivity Monitoring at KUCA
(2) Introduction of area ratio to the filter technique

*山中 正朗[1], 卞 哲浩[1]
[1]京都大学複合原子力科学研究所

これまでの研究では、KUCA-A 架台に構成した未臨界炉心にパルス中性子源を打ち込み、制御棒により変化させた未臨界度を拡張カルマンフィルターによって推定できることが確認できた。本研究では、フィルタリング手法に新たに面積比を可観測としたときの未臨界度監視の精度を検討した。

キーワード：拡張カルマンフィルター、未臨界度監視、パルス中性子法、面積比、京都大学臨界集合体実験装置

1. 緒言　本研究では、未臨界度のオンラインモニタリングを念頭に拡張カルマンフィルター(EKF)の未臨界度監視への適用性を検討した。これまでは中性子計数のみを可観測パラメータとしていたが新たに面積比を可観測パラメータに追加し、未臨界度および動特性パラメータ(β_{eff}/Λ)の推定を試みた。

2. 実験　KUCA において天然ウラン、高濃縮ウランおよびポリエチレン減速材で構成した燃料体を炉心内側に十字に配置し、その周りを通称 EE1 燃料体で囲んだ炉心を構築した。外部中性子源には炉心外部に設置した鉛ビスマスターゲットにパルス状の 100 MeV 陽子を照射することでパルス状の核破砕中性子を発生させた。本実験では、中性子源から最も遠い制御棒(価値: 325 pcm)が下端の状態から過渡実験を開始し、対称位置にある同価値の制御棒をモータ駆動によって 5 秒間等速で挿入し挿入から 300 秒後に挿入を再開する運転パターンを繰り返した。炉心内部に設置した光ファイバー検出器で図 1 のように中性子信号を取得した。

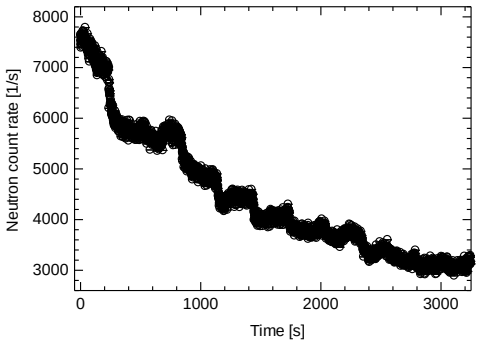


図 1　中性子計数率の変化

3. 結果　図 1 では制御棒の挿入によってステップ状に計数率が減少していることがわかる。制御棒の挿入が一時的に中断されても計数率が変動しているのは中性子源強度のゆらぎが原因である。また、図 2 に面積比(ドル単位の反応度)の 1 秒間の測定結果の推移を示す。本図から、測定した面積比の不確かさは少なくとも 0.1 $程度あることがわかる。EKF では、一点炉動特性方程式を状態空間方程式として扱い、中性子源強度の変動は陽子ビームの電流値の測定値を当該方程式に代入することで考慮した。EKF による反応度の推定では、測定では観察できなかったステップ状の反応度変化が見られた。挿入初期では反応度の変化は小さいが、制御棒の位置が炉中心に近づくほどその変化量は大きくなった。さらに、推定値の不確かさはおよそ 0.004 $程度であったため、測定値から不確かさを低減することができた。また、β_{eff}/Λ の推定により β_{eff}/Λ 値は大きく変動していないことがわかった。本実験から、面積比を追加した EKF の未臨界度監視への適用性が実証されたとともに、KUCA では制御棒較正曲線の測定において測定時間の短縮につながることが期待される。

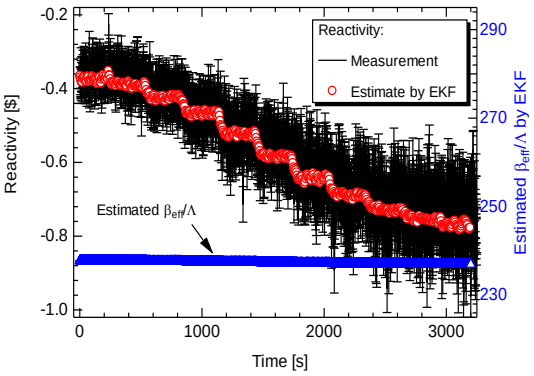


図 2　EKF による反応度およびの推定

*Masao Yamanaka [1], Cheol Ho Pyeon[1]
[1]Insutitute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

Unscented カルマンフィルタを用いた未臨界度逆推定

Subcriticality Estimation using Unscented Kalman Filter

*遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1], 山中 正朗[2], 卞 哲浩[2]

[1]名古屋大学, [2]京都大学複合原子力科学研究所

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の外部中性子源駆動の過渡変化実験で得られた中性子計数率の時系列データに対して、Unscented Kalman Filter (UKF)を適用し、未臨界度の逆推定を実施した。

キーワード：未臨界度、Unscented Kalman Filter、一点炉動特性方程式、京都大学臨界集合体実験装置

1. 緒言　一点炉動特性パラメータ$(\Lambda, \beta_{\mathrm{eff}})$や外部中性子源強度$S$に時間変化や不確かさが存在する場合には、従来の逆動特性法による未臨界度$-\rho$の推定は困難となる。その問題解決法として、先行研究では粒子フィルタに注目した。ただし、粒子フィルタの場合には、状態変数の頻度分布を数百～千個の粒子で表現するため、統計精度良い解を得るためには多くの一点動特性計算が必要となり計算コストが高くなる。そこで、実時間監視に向けた計算コスト低減手法として、本研究では UKF の適用可能性について検討を実施した。

2. 理論　各時間ステップにおいて、一点炉動特性計算におけるM個の入力パラメータ$(-\rho, S, \Lambda, \beta_{\mathrm{eff}})$の不確かさと$N$個の測定値(計数率$n(t)$)の統計誤差に関する共分散行列$\boldsymbol{\Sigma}$を用意する。①前時間ステップの共分散行列$\boldsymbol{\Sigma}$と②Unscented 変換に基づく$(2(M+N)+1)$個のシグマ点により変動させた入力パラメータと測定統計誤差を利用して、$(2(M+N)+1)$回の一点炉動特性計算を実施し、次時間ステップの入力パラメータと測定値の事前期待値および事前共分散行列を評価する。実際に観測された測定値を用いてデータ同化を行い、入力パラメータの事後期待値および事後共分散行列を更新する。UKF では、以上の処理を繰り返すことで、計数率の時間変化の測定結果から$(-\rho, S, \Lambda, \beta_{\mathrm{eff}})$の時間発展および不確かさを推定することができる。

3. 実験　KUCA-A 架台において、DT 中性子源駆動の未臨界炉心において過渡変化実験を実施した。①DT ビーム強度の上昇、制御棒挿入・落下(②C1, ③C3, ④C2)、⑤中心架台落下により体系に過渡変化を順次与えた。(i)炉心近傍に配置した BF3 検出器、および(ii)トリチウムターゲット直上に配置した中性子レムカウンタにより計数率時系列データ$n_{\mathrm{core}}(t)$, $n_{\mathrm{src}}(t)$を測定し、$n_{\mathrm{core}}(t)$が炉心中性子束の基本モード成分、$n_{\mathrm{src}}(t)$が外部中性子源強度Sに比例すると仮定した。各時間ステップにおける$-\rho, S,$の不確かさの大きさは、前ステップからの計数率変化$|n(t_i) - n(t_{i-1})|$に比例させ動的に設定した。$\Lambda, \beta_{\mathrm{eff}}$については、KUCA 炉心の状態を様々に変化させた事前数値解析結果から、$-\rho$に対する依存性を最小二乗法により 1 次式でフィッテイングし、各時間ステップにおける$-\rho$からフィッティング式により$\Lambda, \beta_{\mathrm{eff}}$を求め、それらの予測誤差を不確かさとして与えた。

4. 結果　UKF による未臨界度$-\rho$の推定結果を図 1 に示す。図 1 において誤差バーは推定不確かさ(1σ)、黒点線はMCNP6.2による未臨界度の解析結果をそれぞれ示す。図 1 より、①ビーム強度変化や②中心架台落下による大きな負の反応度が添加された後でも、UKF による推定結果±1σ の範囲内に MCNP6.2 解析結果が含まれており、本実験における提案手法の適用可能性を確認できた。

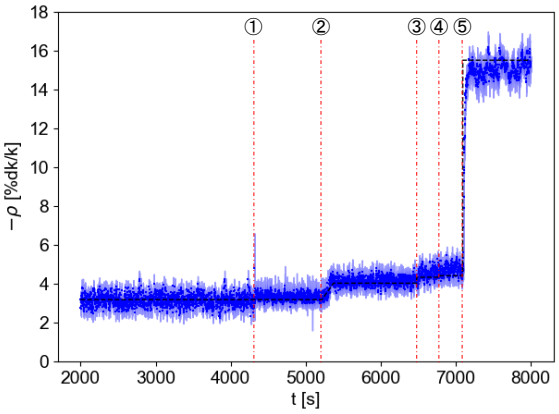


図 1 UKF による未臨界度$-\rho$の逆推定結果

謝辞　本研究は KUCA 共同利用研究(CA3004)の成果であり、JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

* Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Masao Yamanaka[2], and Cheol Ho Pyeon[2]

[1] Nagoya University, [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

時間領域分割積分法によるドル単位未臨界度測定

Measurement of Subcriticality in Dollar Units using Time-Domain Decomposition Based Integral Method

野中 朝日[1], *遠藤 知弘[1], 今井 頌[1], 渡辺 賢一[1], 山本 章夫[1], 山中 正朗[2], 卞 哲浩[2]
[1]名古屋大学, [2]京都大学複合原子力科学研究所

中性子計数の時間変化のみからドル単位の未臨界度を推定可能な手法として時間領域分割積分法 Time-Domain Decomposition Based Integral (TDDI)法を考案した。本発表では、京都大学臨界集合体実験装置 KUCA における燃料集合体引抜操作による未臨界過渡変化に対する TDDI 法の適用結果について報告する。

キーワード：未臨界度, 積分法, 一点炉動特性方程式, 京都大学臨界集合体実験装置, 過渡変化実験, 燃料集合体

1. 緒言　原子炉の燃料シャッフリングにおいて深い未臨界度$-\rho$での燃料の再配置・交換を考えた場合、反応度が変化するだけでなく同時に他のパラメータ$(\beta_{\mathrm{eff}}, \Lambda, S)$も変化し得る。これまでの本研究では、反応度以外のパラメータも同時に変化する場合にも適用可能な未臨界度測定手法としてTDDI法を考案し、仮想数値実験による検証を進めてきた[1]。本発表では、実際の未臨界実験における適用性を調べるため、KUCAにおける燃料集合体引抜操作による未臨界過渡変化実験に対してTDDI法の適用を試みた。

2. 時間領域分割積分法　TDDI 法の理論式を式(1)に示す。また、TDDI 法を適用する未臨界過渡変化の例として、状態変化前後は未臨界状態で、時刻$(t_0 \le t \le t_1)$にかけて、状態変化が発生した場合における中性子計数の時間変化$n(t)$の概念図を図 1 に示す。TDDI 法は一点炉動特性方程式に基づいた手法であり、$n(t)$の時間変化と状態変化前後の中性子計数の定常値n_0, n_∞データのみから、状態変化後のドル単位未臨界度を概算可能な手法である。TDDI 法の場合、状態変化前における未臨界度の基準値は不要で、状態変化前後および途中の一点炉動特性パラメータ$(\beta_{\mathrm{eff}}, \Lambda)$と中性子源強度の時間変化に関する情報も不要である。

$$\frac{-\rho_1}{\beta_{\mathrm{eff},1}} \approx \frac{\sum_{i=1}^{6} \frac{a_i}{\lambda_i}\left(n_0 e^{-\lambda_i (t_1 - t_0)} - n_\infty + \lambda_i \int_{t_0}^{t_1} n(t) e^{-\lambda_i (t_1 - t)} dt\right)}{\int_{t_1}^{\infty} (n(t) - n_\infty) dt} \cdots (1)$$

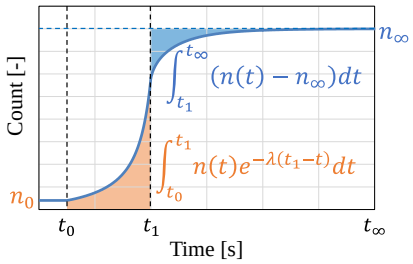


図 1　TDDI 法適用の概念図

3. TDDI 法の適用結果　KUCA-A 架台において制御棒挿入パターンを変えて①浅い未臨界、および、②深い未臨界の炉心を構築し、加速器中性子源を利用することで、中心架台落下(燃料集合体 3 体と反射体 6 体の引抜)による未臨界過渡変化実験を行った。BF_3 検出器による中性子計数の時間変化$n(t)$の測定結果の例として、①浅い未臨界炉心の$n(t)$測定結果を図 2 に示す。また、MCNP による計算結果と併せて、TDDI 法による未臨界度測定結果を表 1 に示す。結果として、TDDI 法による未臨界度の推定結果について、統計誤差の範囲内に MCNP 計算結果が含まれることを確認した。本実験結果より、KUCA 中心架台落下のように状態変化がステップ状ではなく一点炉動特性パラメータも変化し得るような過渡変化だとしても、ドル単位の未臨界度を測定する手法として TDDI 法が適用できることを確認できた。

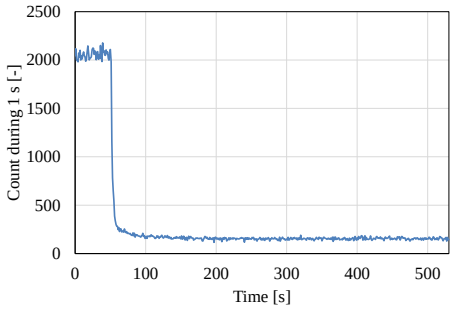


図 2　①浅い未臨界炉心における中性子計数の時間変化

表 1　TDDI 法による未臨界度の推定結果

	①浅い未臨界	②深い未臨界
MCNP [$]	5.43 ± 0.04	10.20 ± 0.08
TDDI 法 [$]	6.02 ± 0.96	9.08 ± 1.37

参考文献: [1] A. Nonaka, et al., *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **119**, pp.1112–1115 (2018).

謝辞　本研究は KUCA 共同利用研究(CA3101)の成果であり、JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

Asahi Nonaka[1], *Tomohiro Endo[1], Sho Imai[1], Kenichi Watanabe[1], Akio Yamamoto[1], Masao Yamanaka[2], and Cheol Ho Pyeon[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.

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

[1I08-12] Advanced Reactor Development

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 3:35 PM - 5:00 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I08] Critical Experiments of Thorium Loaded Cores at KUCA

*Tadafumi Sano[1], Hironobu Unesaki[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Jun-ichi Hori[2], Hiroshi Yashima[2], Kunihiro Nakajima[1] (1. Atomic Energy Research Institute, Kindai University , 2. Kyoto University)

3:35 PM - 3:50 PM

[1I09] Critical Experiments of Thorium Loaded Cores at KUCA

*Hironobu Unesaki[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-ichi Hori[1], Hiroshi Yashima[1], Tadafumi Sano[2] (1. Inst. Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1I10] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

*Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2], Toshikazu Takeda[3] (1. HGNE, 2. Osaka Univ., 3. Univ. of Fukui)

4:05 PM - 4:20 PM

[1I11] Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX

*Rei Kimura[1], Shohei Kanamura[1], Yuya Takahashi[1], Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba ESS)

4:20 PM - 4:35 PM

[1I12] Evaluation of analysis accuracy in graphite-moderated critical assembly by Monte-Carlo code

*Naoki Nakagawa[1], Nozomu Fujimoto[1], Quan Hai Ho[2], Shimpei Hamamoto[2], Satoru Nagasumi[2], Etsuo Ishitsuka[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

KUCAにおけるトリウム装荷炉心の臨界実験
（3）硬い中性子スペクトルを持つ体系（B1/8"p41ETE 炉心）での臨界実験

Critical Experiment of Thorium Loaded Cores at KUCA

(3) A Critical experiment with hard neutron spectrum core (B1/8"p41ETE)

*佐野　忠史[1]，宇根崎　博信[2]，堀　順一[2]，高橋　佳之[2]，八島　浩[2]，中嶋　國弘[1]

[1]近畿大学，[2]京大複合研

^{232}Th 捕獲断面積の積分検証を目的として、トリウム装荷領域の H/^{235}U が約 51、Th/^{235}U が約 19 の炉心を KUCA B 架台に構築し臨界実験を実施した。本炉心はこれまで KUCA で構築されたトリウム装荷体系としては最も中性子スペクトルの硬い炉心である。本炉心での臨界実験及びトリウム板－Al 板置換反応度測定について報告する

キーワード：KUCA、臨界実験、トリウム、核特性、核データ

1. 緒言　^{232}Th 捕獲断面積の積分検証データ及びトリウム装苛炉心の臨界実験データ拡充の観点より、従前より著者らは京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）を用いてトリウム装荷炉心の臨界実験を実施してきた。昨年度はトリウム装荷領域の H/^{235}U が約 70、Th/^{235}U が約 12.7 の炉心を KUCA B 架台に構築し臨界実験を実施した。本年度は、更にスペクトルの硬い炉心（Th 装荷領域の H/^{235}U が約 51、Th/^{235}U が約 19）を KUCA B 架台に構築し臨界実験及び Th 板－Al 板置換反応度測定を実施した。

2. 実験体系　本炉心は、中心領域に Th 含有燃料体 37 体から構成されるテスト領域とその周囲にドライバー燃料を 32 体装荷した。図 1 に構築した体系の炉心配置図を示す。テスト領域のトリウムを含む燃料体（F）は、厚さ 1/16”濃縮ウラン板（EU）2 枚と厚さ 1/8”Th 板（Th）1 枚と厚さ 1/8”PE 板（1/8”p）1 枚から成る基本セル（EU-Th-EU-1/8”p）を 41 回繰返し、両端にポリエチレン反射体を設置した。ドライバー燃料体（D）は EU 板 1 枚と 1/8”p 板 2 枚から成る基本セル（EU-1/8”p-1/8”p）を 50 回繰返し、この両端にポリエチレン反射体を設置した。

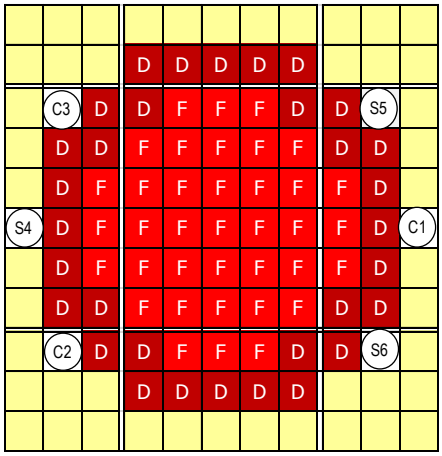


図　炉心配置図

F:トリウム含有燃料体、
D:ドライバー燃料体、
C:制御棒、S:安全棒

3. 実験結果　本炉心において臨界性（Excess reactivity）と炉心中央の Th 板含有燃料体での高さ方向中心位置の Th 板 3 枚と厚さ 1/8”の Al 板 3 枚との置換反応度の測定を実施中である。これまで Excess reactivity は正 period 法を用いて 7 回測定した。その結果、0.0826±0.0034 %dk/k が得られた。置換反応度は基準炉心と Al 置換後の Excess reactivity との差より得た。具体的には炉心中央（トリウム領域中央）の燃料体の中心に位置する基本セル（下から 20、21、22 番目）の Th 板を同厚さの Al 板（1/8”厚）に置換し反応度測定を Y 回実施した。その結果、Th 板 1 枚当たりの置換反応度として 0.0116 ± 0.0005 %dk/k が得られた。発表では測定値の最終結果及び数値計算による解析結果を報告する予定である。

謝辞　本研究は令和元年度中部電力株式会社殿受託研究の成果を含む。

---

*Tadafumi Sano[1], Hironobu Unesaki[2], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Hiroshi Yashima[2] and Kunihiro Nakajima[1]

[1]Kindai University, [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

KUCA におけるトリウム装荷炉心の臨界実験
(4) KUCA で構築されたトリウム臨界体系の臨界性に対する評価精度の検証

Critical Experiments of Thorium Loaded Cores at KUCA
(4) Verification of Criticality Evaluation Accuracy of Thorium Loaded Critical Experiments at KUCA

*宇根崎 博信[1]，高橋 佳之[1]，堀 順一[1]，八島 浩[1]，佐野 忠史[2]
[1]京大複合研, [2]近畿大学

京大 KUCA でこれまで構築されたトリウム臨界体系について、これまで臨界性の評価の対象としてきた代表的な炉心に加え、それぞれの炉心における特性実験の過程で構築された体系ヴァリエーションを含めて包括的な臨界解析を行い、臨界性に対する評価精度を検証した。

キーワード：KUCA，トリウム，臨界実験、核特性、核データ、積分実験

1. 緒言　京都大学複合原子力科学研究所では、トリウム装荷熱中性子体系の核特性評価、特にトリウム-232（Th-232）中性子断面積の積分評価を主たる目的として、KUCA を用いたトリウム装荷炉心の系統的な臨界実験を実施している。これまでに、本年 1 月に新たに構築された臨界体系[1]を含めて、燃料内の Th/U 比で３種類（Th/U=約 13, 15, 19）、H/U 比で５種類（H/U=約 50, 70, 150, 210, 315）の組み合わせで合計 11 種類のトリウム臨界体系を構築し、臨界性の解析など炉心核特性評価を行っている[2]。これまでの臨界性の評価では、各体系について代表的な臨界炉心の実験データを用いていたところ、本研究では、それぞれの体系における特性実験の過程で構築された炉心のヴァリエーションを含めた包括的な臨界解析を行い、トリウム装荷炉心の臨界性に対する評価精度を検証する。

2. 解析対象炉心の例　特性実験の過程で構築された炉心のヴァリエーションの例として、B6/8”P17EU-Th-EU-EU(3)炉心（以下「B68P17ETEE 炉心」）では、図１に示すような３種類の臨界体系（Core 1, 2, 3）が構築されているところ、従前の臨界性評価では、臨界性に加えて制御棒反応度価値などの炉心核特性が測定されている代表炉心として Core 1 を対象としていた。これに対し、今回の研究では、臨界性が測定されている３体系全てについてモンテカルロコード MVP と JENDL-4.0 を用いた臨界計算を行い、各体系の結果から C/E の平均値及び体系感のばらつきを考慮した系統誤差を表 1 のとおり評価した。この結果、B68P17ETEE 炉心に対する C/E 値は従前の値よりおよそ 0.03%低減するものの、実験及び MVP 計算の系統誤差の範囲内で従前の値と一致することが確認された。発表当日は、その他の炉心に対する同様の評価結果と、それらに基づく系統的な C/E 値の Th/U 比及び H/U 比依存性について報告する。

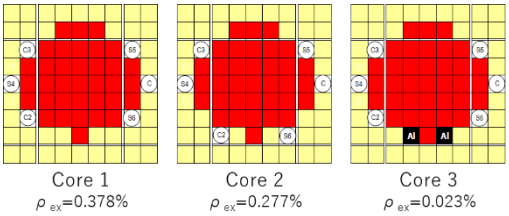


図１　B68P17ETEE炉心のヴァリエーション

表１　B68P17ETEE 炉心の C/E 値

体系	C/E	Error
Core 1	1.00747	0.03%
Core 2	1.00731	0.03%
Core 3	1.00688	0.03%
Average	1.00722	0.04%

謝辞　本研究は令和元年度中部電力株式会社殿受託研究の成果を含む。

参考文献

[1] 佐野他、「KUCA におけるトリウム装荷炉心の臨界実験 (3) 硬い中性子スペクトルを持つ体系（B1/8”P41ETE 炉心）での臨界実験」日本原子力学会 2020 年春の大会予稿集　[2] 宇根崎他、「KUCA におけるトリウム装荷炉心の臨界実験（2）今回と過去の実験に対する臨界性解析の比較」、日本原子力学会 2019 年春の大会予稿集

*Hironobu Unesaki[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-Ichi Hori[1], Hiroshi Yashima[1]and Tadafumi Sano[2]
[1]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, [2]Kindai University

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発
(9)制御棒位置が Na プレナム付き炉心のボイド反応度に与える影響評価

Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(9) Effect of Control Rod Position on Void Reactivity for Fast Reactor with Sodium Plenum

*渕田 翔[1]，藤村 幸治[1]，藤又 和博[1]，竹田 敏[2]，竹田 敏一[3]

[1]日立 GE，[2]大阪大学，[3]福井大学

ULOF, UTOP 等の事故時にも炉心損傷を回避できる固有安全高速炉概念を開発中である。GEM と Na プレナムを設置した軸方向非均質炉心を対象に、後備炉停止系制御棒の待機位置が Na プレナムのボイド反応度低減効果に与える影響を評価しボイド反応度（ULOF 時）負と燃焼反応度 1$以下の両立を達成した。

* ULOF：スクラム失敗流量喪失事象、UTOP：スクラム失敗制御棒誤引抜事象、GEM：ガス膨張機構

キーワード： SFR, Void Reactivity, Sodium Plenum, Control Rod, Inherent Safety, ULOF, UTOP, GEM

1. 緒言

ULOF、UTOP のいずれにも炉心損傷を回避するため、本研究ではの負のボイド反応度（ULOF 時）と 1$以下の燃焼反応度（対 UTOP）を同時に達成することを設計目標とした。図 1 に 2019 秋の大会で報告した[1]Na プレナムと GEM を設置した炉心の構成を示す。前報では、減速材不使用の場合、燃焼反応度を 1$とすると ULOF 時のボイド反応度予想値は約 0.6$（2 次元拡散計算+輸送補正）であり、更なるボイド反応度低減が必要であった。そこで炉心構成を変えない対策として、BCR（後備炉停止系制御棒）の待機位置を炉心上端から Na プレナム上端に変更し、Na プレナムのボイド反応度低減効果を増大させる効果を評価した。

2. 検討条件

電気出力は 750MW、炉心燃料は MOX 燃料、内部ブランケット燃料は劣化 U と MA（マイナーアクチニド）の酸化物とした。運転期間を 12 ヶ月とし、平衡サイクル末期に臨界となる炉心燃料の Pu 富化度と、燃焼反応度が 1$以下となる MA 添加率を拡散燃焼計算で求めた。さらに炉心に 12 体設置した BCR の待機位置を図 2 に示すように炉心上端から Na プレナム上端に変更した場合のボイド反応度を前報より高精度な 3 次元輸送計算で評価した。

3. 検討結果

表 1 に示すように、BCR 待機位置の変更による炉心特性に与える影響は、ボイド時の炉心領域からの中性子漏れ量が増大し、ボイド反応度（ULOF 時）が約 0.55$(=0.47-(-0.08))低下した。なお、燃焼反応度への影響は小さい。これにより負のボイド反応度（ULOF 時）と 1$以下の燃焼反応度を同時に達成できた。

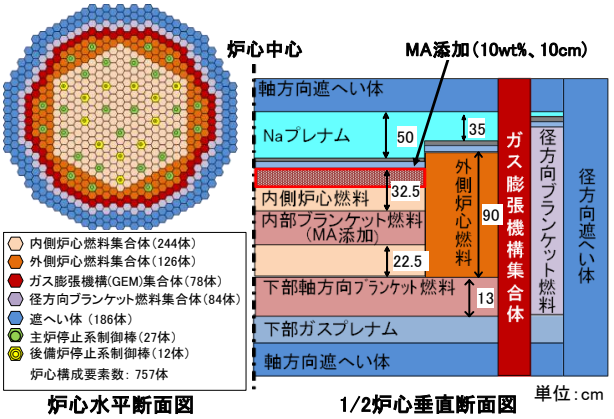


図 1 炉心の構成

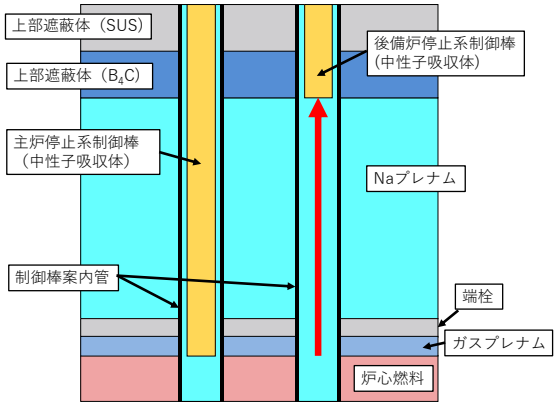


図 2 後備炉停止系制御棒の待機位置を Na プレナム上端とした状態

表 1 後備炉停止系制御棒の待機位置が炉心特性に与える影響

項目	値	
制御棒の待機位置	炉心上端	Naプレナム上端
プルトニウム富化度（内側/外側）	28.0/24.4 wt%	27.2/23.8 wt%
内部ブランケットのMA添加率	23.0 wt%	23.1 wt%
燃焼反応度（拡散燃焼計算）	0.98 $	0.95 $
ULOF時のボイド反応度*1（3次元輸送計算）	0.47 $	−0.08 $

*1:GEM反応度を含む

参考文献

[1] 渕田　翔他，日本原子力学会 2019 年秋の大会，2J19.

謝辞

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の成果を含みます。

*Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2] and Toshikazu Takeda[3].
[1]Hitachi-GE, [2]Osaka University and [3]University of Fukui.

水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ の開発 (3)：受動的炉心反応度制御装置の概念検討

Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX

(3): Conceptual design of the passive reactivity control device

*木村 礼[1]，金村 祥平[1]，高橋 優也[1]，浅野 和仁[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

将来的な脱炭素化社会へ向けて，多目的な利用を想定した超小型原子炉システム MoveluX™(Mobile VEry small reactor for Local Utility in X-mark)の開発に取り組んでいる．本原子炉では受動的な炉心反応度制御装置として液体リチウムを用いた LEM の適用を検討していたが，トリチウムの発生・濃縮リチウムのコスト・化学的活性などの課題から代替となる液体中性子吸収材の検討を行った．その結果，In-Gd 合金を用いて，比較的低融点で十分な価値を持つ受動的反応度制御装置の可能性を示した．

キーワード：SMR，超小型炉，ヒートパイプ，受動的安全性，反応度制御

1. 緒言

将来的な脱炭素化社会へ向けて多目的利用を想定した超小型原子炉 MoveluX™ の開発に取り組んでいる．本原子炉は受動的な炉心制御を目指しており，その主要な機器として Lithium Expansion Module, LEM[1]の様な液体中性子吸収材の熱膨張を利用した受動的反応度制御機器を適用する事を検討している．LEM には液体の濃縮 Li-6 が用いられているが，トリチウムの発生・濃縮リチウムのコスト・空気中での化学的活性などの課題がある．そこで，新たな液体中性子吸収材の検討を行った．

2. 液体中性子吸収材選定

中性子吸収材として熱中性子吸収断面積の大きい Gd の利用が考えられるが，融点が 1300℃以上と高いため，In との合金として融点を調整することとした．図 1 に In-Gd 合金の二元相図を示す．本図に示すように Gd 重量 1%程度で融点が 360℃程度まで低下する為，約 700-800℃の運転温度を想定している MoveluX™ で十分に動作可能である．以上から液体中性子吸収材として In-Gd を選定し，その制御棒価値を評価した．

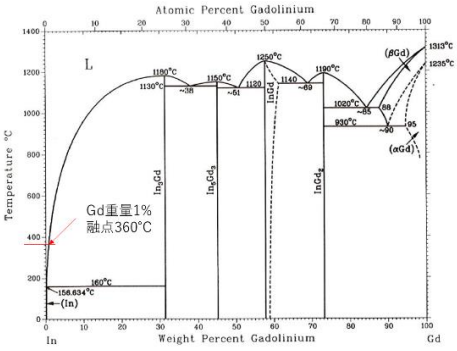


図 1 ：In-Gd 合金の二元相図[4]

3. 制御棒価値評価

図 2 に Li および In-Gd を中性子吸収材に用いた際の制御棒価値評価結果の相対値を示す．なお，評価には MVP, JENDL-4.0, JEFF-3.2 を用いた．炉心体系については当日の発表で示す．結果，In-Gd 合金では Li を用いた場合に比べて倍近い制御棒価値が得られる事が分かった．また，Gd の重量割合を 1%以上にしても制御棒価値に殆ど変化がないことが示された．これは Gd の自己遮蔽効果が主要因であると考えられる．

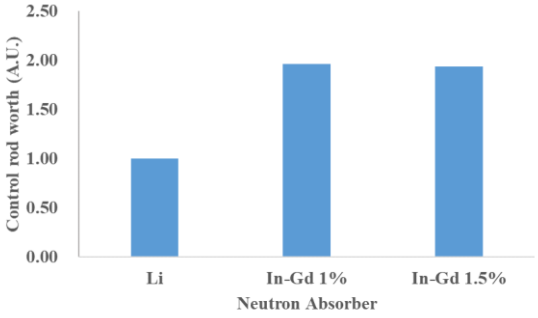


図 2 ：Li と In-Gd での制御棒価値の比較

4. 結論

In-Gd 合金を用い，LEM の概念を踏襲しつつトリチウム発生・コスト・化学的活性などの課題解決が見込める液体中性子吸収材を選定し，その価値の評価を行った．今後，実際の要素技術の実証に向けて検討を進める予定である．

参考文献

[1] M. Kambe, et al., “Startup Sequence of RAPID-L Fast Reactor for Lunar Base Power System”, Proc. Space Nucl. Conf, Boston, June 24-28 2007 (2007) [2] K. SHIBATA, et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1-30 (2011), [3] OECD/NEA Data Bank, JEFF-3.2 Evaluated Data Library - Neutron data (2014), http://www.oecd-nea.org/dbforms/data/eva/evatapes/jeff_32/, [4] T. B. Massalski, et. al., Binary Alloy Phase Diagrams, ASM International (1986)

*Rei Kimura[1], Syohei Kanamura[1], Yuya Takahashi[1]and Kazuhito Asano[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

黒鉛減速臨界集合体におけるモンテカルロコードの解析精度評価

Evaluation of analysis accuracy in graphite-moderated critical assembly by Monte-Carlo code

*中川 直樹[1]，藤本 望[1]，Ho Hai Quan[2]，濱本 真平[2]，長住 達[2]，石塚 悦男[2]
[1]九州大学，[2]JAEA

The accuracy of Monte-Carlo calculations were checked by using VHTRC experiments. As a result, detailed thermal neutron flux distribution in fuel region shows good agreement with experimental value, within 0.75 % error in average. These results shows usability of Monte-Carlo code to evaluation of graphite-moderated system.

キーワード：HTGR，VHTRC，モンテカルロ，出力分布，温度係数

1. 緒言

日本に現存する高温ガス炉として JAEA が保有する HTTR(1)がある。過去の HTTR の核設計の際には多群拡散計算コードが用いられた。近年ではこれに加えてモンテカルロコード、MVP(2)を用いた計算が多く行われている。MVP では連続エネルギー法を用いた計算、また粒子と物質の衝突過程のより厳密な取り扱いが可能である。しかし本コードによる黒鉛減速炉の実験に基づいた解析例は少ない上に、過去の解析では十分なモデル化がなされたとは言えない(3)。特に炉心の安全性を確認する上で重要な炉内出力分布については過去にモンテカルロ法による解析例がない。本研究では、臨界集合体である VHTRC(4)を対象とした解析を行った。VHTRC は炉心温度が均一であるなど、計算コードの精度検証を行う上で不確かさ要素が少ない。本研究では、本炉心における実験に基づいて最新の計算コード、核データを用いた解析結果を総合的に評価することを目的とした。以下、主に炉内熱中性子束分布の解析について述べる。

2. 解析条件、解析モデル

解析時に模擬した VHTRC の炉心断面図を Fig.1 に示す。本炉心では炉心温度 300 K で熱中性子束分布の測定が行われた。4 wt%濃縮ウランの被覆燃料粒子を用いた燃料棒が 280 本装荷されている。別の炉心では炉心温度 500 K、4 wt%濃縮ウランを用いた燃料棒 310 本、2 wt%濃縮ウランを用いた燃料棒 144 本が装荷され測定が行われた。熱中性子束分布は炉心に装荷した銅線、銅箔の放射化法によって 3 次元的に測定された。

解析コードには MVP3 を、核データライブラリに JENDL-4.0(5)を用いた。また解析時には、銅線等は模擬せずに、測定領域ごとの中性子束に $^{63}Cu(n,\gamma)^{64}Cu$ 反応断面積を掛け合わせた。また実験値との比較の際には、過去の拡散計算による解析結果(5)との比較も合わせて行った。

3. 解析結果

解析の一例として 500 K の炉心における解析値と実験値の比較を、軸方向について Fig.2 に、径方向について Fig.3 に示す。MVP3 による解析値の実験値との差異は燃料領域で平均約 0.75 %と拡散計算と相違ない結果を示した。減速材領域では実験値との差異は平均約 2.25 %となった。また、体系温度、燃料濃縮度の違いによって解析精度に有意な差は生じなかった。また、燃料領域における実験値との最大差異は約 2.55 %であったが、HTTR の核設計上考慮している最大誤差(6)は軸方向で 4 %、径方向で 3 %であり拡散計算コードと同様にこれらを十分に満たす結果となった。

4. 結言

MVP3 を用いて黒鉛減速体系における核特性の解析精度評価を行った。その結果、熱中性子束分布については燃料領域において実験値との差異は平均約 0.75 %、最大約 2.55 %と精度良く予測可能であることが明らかとなった。また、解析精度は燃料濃縮度、燃料温度に有意に依存せず、濃縮度配分や温度分布が存在する実機においても同等の解析精度が期待できるなどモンテカルロコードの有用性が示された。発表では温度係数等の他の核特性の解析結果についても述べる。

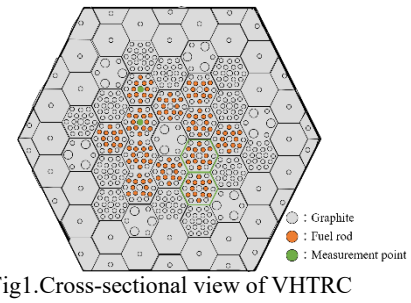


Fig1.Cross-sectional view of VHTRC

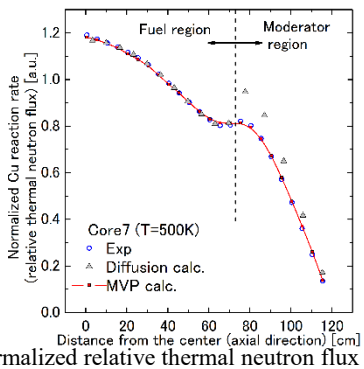


Fig2. Normalized relative thermal neutron flux distribution at 500 K (axial direction)

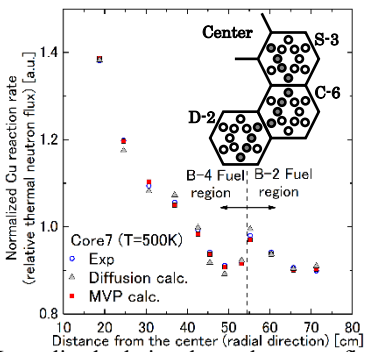


Fig3. Normalized relative thermal neutron flux distribution at 500 K (radial direction)

参考文献

[1] S.Saito, et al.: JAERI 1332, (1994).
[2] Y.Nagaya, et al.:JAEA-Data/Code 2016-019,(2017).
[3] N.Nojiri, et al.:JAERI-Tech 97-060,(1986).
[4] H.Yasuda, et al.:JAERI-1305,(1986).
[5] K.Shibata, et al.:J.Nucl.Sci.Technol.48(1),1-30,(2011).
[6] K.Yamashita, et al.:JAERI-M 88-245,(1988).

*Naoki Nakagawa[1], Nozomu Fujimoto[1], Ho Hai Quan[2], Shimpei Hamamoto[2], Satoru Nagasumi[2] and Etsuo Ishitsuka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

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

[1J01-02] Challenge to the Future

Chair:Katsumi Ebisawa(Tokyo City Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:25 AM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J01] Feasibility of Installing Micro-Reactors within Microgrid

*Takanori Tanaka[1] （1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center）

10:30 AM - 10:45 AM

[1J02] Formulation of “ JAEA 2050 +” future vision at JAEA

*Keisuke Maekawa[1], Toshihisa Nagai[1], Kiyoshi Ono[1] （1. JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

マイクログリッドにおけるマイクロ・リアクターの活用の可能性

Feasibility of Installing Micro-Reactors within Microgrid

*田中 隆則
原子力環境整備促進・資金管理センター

再生可能エネルギーの大量導入が目指される中，従来の大規模集中型の電力供給システムに対して、地産地消の分散型エネルギーシステムの構築への関心が高まっている。特に，災害時におけるレジリエンス性の向上の観点から，地域内で独立して電力供給を維持・運用できる小規模配電網として，マイクログリッドの構想が生まれている。このマイクログリッドにおける原子力の活用を考える。地域における限定された電力需要を踏まえると，SMR より出力の小さい原子炉、マイクロ・リアクター（Micro-Reactors）の適用が想定される。このため、マイクログリッドの構成電源としてのマイクロ・リアクターの活用に関して，幅広い視点から，その優位性と課題を考察する。

キーワード: 小型モジュール炉（Small modular reactor），マイクロ・リアクター（Micro-Reactor），マイクログリッド（Microgrid），分散型エネルギーシステム（Distributed energy system）

1. マイクログリッド構築の動きと求められる要件

近年，デジタル技術の進展等を背景として，再生可能エネルギーやデマンドレスポンス機能など地域の資源を活用・最適制御する分散型のエネルギーシステムの構築への関心が高まっている。政府においては、再生可能エネルギーの大量導入を推進する立場から，電力供給を核とする分散型エネルギーモデルの創出に向けた検討を開始している。

特に電力システムについては，災害時におけるレジリエンス性の向上の観点から，大規模な電力供給系統においてブラックアウトが発生した際に，地域内で独立して電力供給を維持・運用できる小規模配電網，即ち「マイクログリッド」の構想が生まれている。既に，国内外において実証試験等が行われている。マイクログリッドの要件は，独自の電力網（自営線）を保有し，自律的に運用が可能となっていることである。

2. マイクログリッドを構成する電源

マイクログリッドにおける電源としては，地域エネルギーに位置付けられる再生可能エネルギーへの期待が高いが，再生可能エネルギーは変動電源であり，安定電源との組み合わせが不可欠である。このため，現状では，安定電源としてディーゼル発電機やガスエンジン/タービン発電機など化石系のものが中心となっている。一方，これらの化石系の電源は，頻繁な燃料の供給を必要としている。

3. マイクロ・リアクターの特性とマイクログリッド用電源としての優位性

マイクロ・リアクターは，出力が 10 MWe 程度以下の極めて小出力の工場生産型原子炉であり，需要が小さな閉鎖系での利用が想定されている。このため，地域の限定された自律型電力需要に適合している。また，カナダでは，遠隔地などでの長期に亘り燃料の取替え不要な独立電源としての活用が期待されているなど，長期に亘り燃料の供給なしに運転が可能である。このため，マイクログリッド用電源として優位性を持っているものと考えられる。

4. マイクロ・リアクターをマイクログリッドに適用するための課題

地域密着型の電源であるため，特段に高い安全性が求められる。原子力防災における避難エリアも狭い範囲に限定されなくてはならない。規制上の取扱いも不透明である。また，安全等の条件を満たしつつ，大型電源と競合する発電コストの達成も求めれらる。これらの課題について，分析・検討を行う。

Takanori Tanaka

Radioactive Waste Management Funding and Research Center

原子力機構における将来ビジョン「JAEA 2050 +」の策定

Formulation of “JAEA 2050 +” future vision at JAEA

*前川 恵輔[1]，永井 俊尚[1]，小野 清[1]

[1]JAEA

発足後 15 年目を迎えた JAEA は、将来にわたり社会に貢献し続けるために、何を目指し、何をすべきかという将来の姿を、将来ビジョン「JAEA 2050 +」に取りまとめ、公表した。将来の気候変動問題の解決、エネルギーの安定確保、未来社会の実現への貢献を目指した原子力科学技術による取組の概要を紹介する。

キーワード：将来ビジョン

1. 緒言

将来社会の持続的な発展には、科学技術の発展と社会実装が必要である。そのために、JAEA は、研究開発機関として、様々なポテンシャルを秘めた原子力科学技術の一層の安全性向上と、イノベーションの創出に向けた取組を進めていくこととした。JAEA の将来の姿を将来ビジョンとして取りまとめた。

図 将来ビジョンの全体像

2. JAEA の将来ビジョン

2-1. 策定の背景・進め方

JAEA が将来にわたり社会に貢献し続けるために、若い世代を念頭に置き、現在の新入職員が事業に携わる 30 年後（2050 年）を見据えることとした。取りまとめに当たっては、JAEA の中核を担う 100 名余りの若手職員の意見を取り入れながら議論を進め、外部の有識者からの意見を反映した。

2-2. 将来社会に向けた目標

将来社会の変革として挙げられている気候変動問題の解決に向けた脱炭素社会への移行[1]や、将来社会に不可欠なエネルギーの安定確保、わが国が掲げている未来社会（Society5.0）の実現に貢献するために、“新原子力”の取組を進めていくこととした。これは、国内外の様々な分野との協働・融合により、原子力科学技術のポテンシャルを最大限に引き出すことを目指している。その際、社会に受容される上で解決すべき倫理的、法的、社会的問題（ELSI）を十分認識し、社会との双方向による対話とともに取り組んでいく。

2-3. 将来社会に向けた取組

“新原子力”の実現のために 6 つの研究テーマを設定し、多岐にわたる研究開発を横断的・戦略的に進め、バックエンド問題への着実な取組により持続可能な原子力利用のための挑戦を継続する。その際、国際協力や地域の発展への貢献、原子力だけでない他分野との連携・協働を通じた人材の確保・育成等を図っていく。

3. 結論

JAEA は、今回策定した将来ビジョンを踏まえ、戦略や計画の具体化を図り、将来の社会環境に柔軟に対応しながら、社会に貢献し続ける組織を目指していく。

参考文献

[1] パリ協定に基づく成長戦略としての長期戦略、2019 年 6 月 11 日閣議決定

---

*Keisuke Maekawa[1], Toshihisa Nagai[2] and Kiyoshi Ono[1]

[1]JAEA

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

[1J04-05] Nuclear Education

Chair:Toshio Wakabayashi(Tohoku Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 11:25 AM - 12:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J04] Development of Safety Attitude Education Program for Engineers

*Ekou YAGI[1], Tomoki OHASHI[2], Masaharu KITAMURA[3] （1. Osaka University, 2. Miyagi Gakuin Women's University, 3. Research Institute for Technology Management Strategy）

11:25 AM - 11:40 AM

[1J05] MHI human resource development of nuclear power "Human resource development of nuclear power based on PWR design technology" accomplishment report

*Hikaru Sakamoto[1], Hirotatsu Ogawa[1], Yasunari Shinohara[2], Teruhisa Yamamoto[3], Takako Shiraki[1], Takaaki Kitagawa[1] （1. MHI, 2. NDC, 3. MNF）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

安全に関する Attitude の涵養を目的とした技術者教育プログラムの開発（2）
－究極の選択をめぐるディスカッションが Attitude に与える影響の分析－

Development of Safety Attitude Education Program for Engineers

(2) Impact Analysis of the Ultimate Choice Discussions on Attitude of NPP Operators

*八木絵香[1]，大橋智樹[2]，北村正晴[3]

[1]大阪大学，[2]宮城学院女子大学，[3]テムス研究所

本発表では、Attitude の涵養を目的とした技術者安全教育プログラムを開発に関する基本構想と、原子力発電所運転員を対象としたプログラムの内容およびその試行結果の分析および考察を行う。

キーワード：レジリエンスエンジニアリング教育，　Attitude の涵養

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、原子力技術者の安全教育にもレジリエンスエンジニアリング教育をベースとした考え方が導入されはじめている。レジリエンスエンジニアリング教育[1]は、Responding, Monitoring, Learning, Anticipating の 4 つのポテンシャルを充実させることを目的としているが、その基本は、安全への感受性を高め、安全を問い続ける姿勢を持ち続ける Attitude にある。しかしこの Attitude の涵養についての教育体系は、十分に確立されていると言い難い。

本研究は、Attitude の涵養を目的とした技術者安全教育プログラム開発を目的としている。本発表では、パート 1 に引き続き、原子力発電所運転員を対象としたプログラム開発の内容およびその結果について紹介する。その上で、本プログラムの中で行われる究極の選択をめぐるディスカッションが、参加者に与える影響、特に自らの責任や求められる素養をどのように捉えたのかについて、分析を行う。その上で、本プログラムが Attitude の涵養に与える影響について考察を加える。

2. 実施方法

運転当直長相当の実務経験者を対象に下記の 2 回に渡り、プログラム*を実施した。

- 第 1 回　日付：2018 年 7 月 19 日　対象：原子力発電所運転当直長相当（BWR/PWR）　21 名
- 第 2 回　日付：2019 年 7 月 18 日　対象：原子力発電所運転当直長相当（BWR/PWR）　21 名

実施方法は、次のとおりである。また、本プログラムを体験した参加者の評価は概ね好評である**。

① 事故発生場面における究極の選択（判断において意見が分かれるような場面の想定）の提示
② 各人が自らの選択（決断）を行い、決断の根拠を述べ、グループで共有
③ ディスカッション（異なる意見への問いかけ、具体的な条件設定の吟味、第三の解決方法の模索）
④ ディスカッション全体共有振り返り

3. 本プログラムが安全に関する Attitude の涵養に与える影響

2 回の実施結果を踏まえて確認されているディスカッション内容、およびその変遷は、下記の通りである。

① プログラム内での問いかけに対して、究極の選択のいずれが「正解」であるかの吟味（対応方法についての可能性の確認と、条件設定に応じた対応方法やそのリスクの整理）
② 「正解としない」判断を支持するメンバーへの手当の検討（選択肢 A を選ぶ場合であっても、B を選ばない理由および、条件がどのように整えば B も両立する選択肢になりうるかの説明と共有）
③ 運転責任者の使命は、「究極に見える二つの選択肢のいずれかを選び取ることではなく、その両方を可能な限り両立させること」であるという再認識
④ 究極の選択を強いられた場合に、「決断」する主体であることの認識と、③を前提とした平時からの準備、そして緊急事態における使命感の再認識

発表当日は、上記も含め詳細な「本プログラムが Attitude の涵養に与える影響について報告する。

*本プログラムは、一般社団法人原子力安全推進協会が実施する運責保有者情報交換会の一環として行われたものである。発表者である。八木と大橋は、本情報交換会において、グループディスカッションの企画およびファシリテーターを務めた。また北村は終了後の全体講評を担当した。
**本グループディスカッション（対話プログラムの実施）に先立っては、参加者は福島第一原子力発電所の視察および、福島第一原子力発電所事故に対応した当直長の講話を受講していることを付記する。

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP18K02935 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] E.Hollnagel et al.(eds.)，Resilience Engineering in Practice（北村正晴，小松原明哲翻訳，2011;実践レジリエンスエンジニアリング―社会・技術システムおよび重安全システムへの実装の手引き，日科技連出版社）

* Ekou YAGI [1], Tomoki OHASHI [2] and Masaharu KITAMURA [3]
[1]Osaka Univ., [2] Miyagi Gakuin Women's Univ., [3] Research Institute for Technology Management Strategy.

三菱重工 原子力人材育成研修
「PWR 設計技術を基盤とした原子力人材の育成」成果報告

MHI human resource development of nuclear power
"Human resource development of nuclear power based on PWR design technology"
accomplishment report

*坂本 光[1]，小川 弘達[1]，篠原 靖周[2]，山本 晃久[3]，白木 貴子[1]，北川 敬明[1]
[1]三菱重工業（株），[2]ニュークリアデベロップメント（株），[3]三菱原子燃料（株）

当社は文部科学省の補助事業「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」を活用し、H28～H30 にて原子力人材の育成を目的に「PWR 設計技術を基盤とした原子力人材の育成」と題した研修を実施した。研修は当社及び当社グループ会社が所有する大型施設を活用した安全設計技術に係る講義・実習・見学と言った現場での実践的な模擬体験型とし、女性、原子力以外を専攻する学生を含め延べ 102 名の学生を育成した。

キーワード：原子力人材育成、安全設計技術、文部科学省補助事業

1. 背景　東電福島第一発電所事故以降、原子力分野の教育を受けようとする学生や原子力分野の業務に従事しようとする学生が減少してきているとの背景を踏まえ、当社は文部科学省の補助事業を活用し、H25 年度から理系大学生（3 年生以上）及び大学院生を対象とした原子力人材育成研修を実施してきている。

2. 研修概要　本研修は、「PWR プラント安全設計技術」研修（当社神戸造船所）と、当社グループ会社（NDC 及び MNF）にて実施する「PWR 燃料安全設計技術」研修（東海地区）の 2 コース制とするプログラムを構築した。「PWR プラント安全設計技術」研修では、PWR プラント及びその安全設計技術について理解を深めるために、PWR の運転制御や PWR プラント設備構成やその役割に関する講義、PWR プラント関連設備の製造現場見学他、4 つのコースに分かれた実践的な実習（①炉心挙動解析、②プラントシミュレータ、③機器・プラント設計、④検査・保全）を行うプログラムとした。また、「PWR 燃料安全設計技術」研修では、PWR 燃料及びその安全設計技術について理解を深めるために、PWR 燃料の開発や検証に関する講義、PWR 燃料の基礎研究施設や製造現場の見学のほか、劣化ウランを用いた燃料試作等の実習を行うプログラムとした。

表 1　育成人数

研修コース	２８年度	２９年度	３０年度	
「PWR 燃料安全設計技術」研修	１１名	１８名	１５名	４４名
「PWR プラント安全設計技術」研修	１８名	２０名	２０名	５８名
育成人数（延べ人数）	２９名	３８名	３５名	１０２名

図 1　講義の様子

3. 研修成果　研修の有効性及び今後の研修改善のために学生及び指導教官にアンケートを実施した。学生アンケートでは 80%以上の学生が「本研修を後輩に勧めたい」と回答しており、指導教官アンケートでは全ての指導教官が「本研修は学生にとって有用」と回答していることから、本研修が有用であったと判断している。更に、学生からは「各設備の設計哲学や安全に関する考え方を知ることができて非常に有意義であった」等の声が寄せられ、このことからも当社の研修プログラムが有用であったと判断できる。また、日本全国の幅広い累計 17 校もの大学から応募が得られ、表 1 に示す通り延べ 102 名の人材を育成し、このうち原子力以外の分野を専攻する学生は約 20 名であり、女性については毎年 1 名以上が参加し、合計 6 名育成した。更に、進路の回答があった参加学生のうち、約 8 割が原子力分野への就職・進学を決めている。これらから、原子力プラントメーカとして原子力の魅力を伝えるとともに、原子力の裾野拡大に貢献できたと判断している。

4. まとめ及び今後の展開　当社グループ会社と連携し、メーカならではの大型社有施設を活用した PWR プラント及び PWR 燃料の安全設計技術に関する研修を実施した。アンケート結果から高い満足度が得られ、原子力人材育成としての教育的効果が確認できた。なお、学生からは「原子力分野に進むことに不安があるため将来性が知りたい」、「最前線の技術や研究について知りたい」とのニーズが寄せられている。今年度から 3 ヵ年事業として引き続きイニシアティブ事業を実施する予定であり、原子力の将来に向けた当社の取り組みを取れ入れる等、学生にとって魅力ある研修を実施していく。

*Hikaru Sakamoto[1], Hirotatsu Ogawa[1], Yasunari Shinohara[2], Teruhisa Yamamoto[3], Takako Shiraki[1] and Takaaki Kitagawa[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Nuclear Development Corporation., [3]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd.

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

[1J06-08] Social Survey

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:35 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J06] An analysis on the durability of nuclear energy utilization in Japan - How to handle locational factors -

*Shin Aoyama[1] （1. CTC）

2:45 PM - 3:00 PM

[1J07] The social cost of nuclear power: An effect of risk recognition

*Naoya Kihara[1], Ryuta Takashima[1], Mari Ito[1], Noriaki Sakai[2], Natsuki Nagata[2], Yumiko Kawasaki[2], Takeshi Iimoto[3] （1. Tokyo University of Science, 2. Japan Atomic Energy Relations Organization, 3. The University of Tokyo）

3:00 PM - 3:15 PM

[1J08] Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States, Europe and Asia

*Shinichi Oiso[1] （1. INSS）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

日本における原子力利用の継続性に関する試論　－　立地因子への対処　－

An analysis on the durability of nuclear energy utilization in Japan - How to handle locational factors -

*青山 伸[1]
[1]（株）千代田テクノル

原子力利用は立地の問題といっても過言ではない。東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、原子力を選択しない層が確実に存在する中で、原子力利用を継続できるかについて、安全確保の実績、自然環境・社会基盤・立地環境の変化、産業活動の維持といった原子力を取り巻く様々な観点から分析を試みる。

キーワード：原子力利用，立地，継続性

1. はじめに

原子力利用には、原子炉または加速器という施設を要し、立地が必要となる。利用活動に伴い発生する放射性廃棄物の処分についても然りである。東京電力福島第一原子力発電所の事故（以下、「福島第一事故」という。）の影響は、事故前には温暖化対策として原子力発電を有効とし、支持していた層が減少し、原子力発電を選択しないへ転じて戻らないことに現れているという指摘がある。福島第一事故のような経験を二度としたくないという思いからであろう。このように原子力を選択しない層が確実に存在する中で、原子力利用、すなわち施設の立地は成立し続けるのであろうか。本発表では、セキュリティなど他の要因により原子力を選択せざるを得ない状態が直ちには現れないとの前提の下、原子力利用を社会が認容し続ける可能性について、安全確保の実績、自然環境・社会基盤・立地環境の変化、産業活動の維持といった原子力利用を規定する様々な要因について時間軸を含めて分析を試みる。

2. 原子力利用を巡る世論の動きと福島第一事故の評価

原子力利用について継続的に行われている世論調査には、原子力文化財団によるものと原子力安全システム研究所(以下「INSS」と略す。) によるものがあり、両者とも福島第一事故後、原子力への支持が明確に減少していることを示している。INSS で調査を進めている北田は、「異常気象の原因に CO2 が「強く関係している」と思う層は他の層と比べて、温室効果ガスの削減に積極的で、原子力発電を温暖化対策として有効と認める人もやや多いにもかかわらず、原子力発電の利用、とりわけ将来の利用の方向性については、明らかに否定的」との報告 [1] を行っている。福島第一事故が、数万人を超える人々の生活を破壊したことから、二度と経験したくない、身の回りにあって欲しくないとの思いを強くした人々が多い証左と言えよう。事故の結果起きた事柄としては、原子力災害を防げなかったこと、放射線の影響が分からないことなどからの専門家不信、独立委員会としての原子力規制委員会の設置、安全要求の厳格化、旧型炉の廃止、放射性廃棄物処分事業実現の足踏みなどがみられ、既設炉の再稼働も道半ばとなっている。

3. 環境の変化

原子力利用に影響を及ぼす環境の変化には次の事項がある。

3-1. 安全要求の厳格化

これまでに経験したことのない原子力事故の経験から安全要求は技術面で厳格化されてきているが、その妥当性については常に検証が必要である。また、安全には技術のみならず、社会的側面、個人の心への影響もあり、全体を把握する必要がある。

3-2. 廃止措置の課題

実用発電用原子炉については、これまでに 24 基の廃止が表明されており、廃止措置計画が提出されているものについては、30～40 年を要すると見込まれているが、放射性廃棄物の処分場が整備されない限り保管管理が必要で完了し得ない。

3-3. 立地の制約要因

立地とは、事業主体が地権者と関係自治体から合意を得ることである。SNS をはじめとする情報技術や移動手段の発達･普及により、従来にも増して短期間で答えを求める傾向が強くなり、衆議を集めて結論を得ることがしにくくなっている。社会的合意を得るための場、冷静に検討する環境が必要となっている。

3-4. 産業としての成立性と公私の役割分担

実用発電用原子炉の立地、設置、運転、廃止というサイクルには 100 年に及ばんとする期間を要する。事業としての成立性、即ち原子炉を供給、利用する産業の成立性を確認するには、最小限必要な更新需要を把握する必要がある。また、公私の役割分担を整理する上では「国策民営」という言葉が妥当かを検証する必要がある。

3-5. 科学技術としての原子力と社会の価値観

科学技術は、知りたい、創りたいという人間の欲望の所産であり、社会的には富の確保、豊かな生活、比較優位というセキュリティの側面を持つ。原子力についても、世界の中での位置づけとしては、放棄、劣後、対等、主導しかあり得ない。また、古からの価値体系である真･善･美の中での位置づけを考える。

4. 結論と課題：当面の課題と取るべき措置

福島第一事故は、あってはならない事故であったことは紛れのないことであり、また、上述の課題を明らかにした反面教師でもある。発表では、原子力利用について忌憚のない議論から適切な合意が得られる道筋を議論する。

参考文献

[1] 北田淳子　継続調査による原子力発電に対する世論の測定（12）－異常気象は原子力発電の有用性認識を高めたか　－　日本原子力学会　秋の年会 2019 予稿集 1H10

*Shin Aoyama[1]
[1]Chiyoda Technol Corporation（CTC）

原子力発電の社会的費用 —リスク認知の影響—

The social cost of nuclear power: An effect of risk recognition

*木原 直哉[1]，高嶋 隆太[2]，伊藤 真理[2]，坂井 識顕[3]，永田 夏樹[3]，
河崎 由美子[3]，飯本 武志[4,5]
[1]東京理科大学大学院理工学研究科，[2]東京理科大学理工学部，[3]日本原子力文化財団，
[4]東京大学環境安全本部，[5]東京大学大学院新領域創成科学研究科

抄録　本研究では，原子力利用に関する世論調査のデータを用いることにより，原子力発電に対する国民のリスク認知を考慮に入れた社会的費用を算出した．特に，社会的費用に対するリスクの認知度の影響について示した．また，経年変化の観測により，社会的費用は減少傾向にあることが明らかとなった．

キーワード：社会的受容性，リスク認知，社会厚生，限界費用，累積ロジスティック回帰分析

1. 序論

2011 年に発生した東日本大震災と東京電力福島第一原子力発電所事故以降，原子力発電所の事故に対する国民のリスク認知はとりわけ高く見積もられる傾向にあり，原子力発電の新設及び再稼働を検討する際には，この高まったリスク認知に対する社会的費用を考慮する必要がある．これまで，原子力エネルギーに対する社会的費用を推定する研究が多く行われてきたが，社会的費用の算出の際に，国民のリスク認知の削減を考慮に入れることや，社会的費用の経年変化が示されているものは，ほとんど見受けられない．そこで本研究では，リスク認知を考慮に入れた社会的費用を算出し，経年変化について分析を行う．

2. 分析方法

2-1. 社会的費用定量化モデル

本研究では，Huhtala and Remes[1] の分析モデルを日本の原子力発電に対する社会的受容性の定量化モデルに拡張することにより，原子力発電所再稼働の際に生じる社会的費用の定量化を行う．

2-2. 分析データ

本分析では，日本原子力文化財団の世論調査データ[2]を用いる．本世論調査は，2009 年度を除いた 2006 年度から 2019 年度までの 12 年，年間 1200 人，15 歳から 79 歳の男女を対象に全国規模で行われており，アンケートの回答に紐づけ，性別，年齢，同居中の小さい子供(0~14 歳)の有無，世帯収入，学歴，居住地域などの回答者の属性データを得ている．これらのデータにより，社会的費用の経年変化の分析が可能となる．

3. 結論

本分析モデルにより，原子力発電所事故のリスク認知に対する社会的費用が 0.658 円/kWh と算出された．本結果により，仮に泊原子力発電所を稼働停止以前の設備利用率で発電を行う場合，社会的費用が 1,341 億円と推定される．また，過去 4 年分の社会的費用を定量化することにより，社会的費用が減少傾向にあることが明らかとなった．

参考文献

[1] Huhtala, A.，Remes，A., Quantifying the social costs of nuclear energy: Perceived risk of accident at nuclear power plants，Energy Policy, **101**, 484–491，2017.

[2] 一般財団法人日本原子力文化財団，原子力利用に関する世論調査，2006-2019

---

*Naoya Kihara[1], Ryuta Takashima[1], Mari Ito[1], Noriaki Sakai[2], Natsuki Nagata[2], Yumiko Kawasaki[2], and Takeshi Iimoto[3]

[1]Tokyo University of Science., [2]Japan Atomic Energy Relations Organization., [3]The University of Tokyo.

米欧アジアにおける原子力発電に対する世論の考察

Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States, Europe and Asia

*大磯眞一
(株)原子力安全システム研究所

米欧アジアの原子力発電に関する既存の世論調査結果について調査し、海外での原子力発電に対する世論動向を分析した。米国においては、人々の原子力発電に対する支持は引き続き高いとする調査がある一方、賛否が拮抗しているとする調査結果もある。一方、欧州における世論調査結果については、英国、フィンランド、チェコにおいて支持が不支持を上回っているが、ドイツにおいては原子力発電を廃止すべきという人が過半数となっている。
キーワード：福島第一原子力発電所事故、米欧アジア、原子力発電、世論、動向

１．緒言

福島第一原子力発電所事故後 9 年における海外世論について、ネットで公開されており、出所の明らかなものを調査したので報告する。

２．概要

2016 年から 2019 年における米国、英国、ドイツ、スイス、フィンランド、チェコ、韓国、台湾、ＵＡＥにおける原子力発電に対する世論について情報収集した。

３．結果

米国においては、原子力発電に対する支持は過半数となっているという調査がある一方、賛否は拮抗しているとする調査結果もある。英国においては支持・中立を合わせると 70%を超えている。ドイツでは反対が過半数となっている。スイスは国民投票の結果、既存の原子力発電所の運転は継続するが、新規原子力発電所の建設は凍結し、期限を定めずにいずれは脱原発をすることとしている。フィンランドは原子力利用に「積極的」が「否定的」を上回っており、福島第一事故後「積極的」の比率は下がったが、40%前後で推移している。「否定的」は 25%程度となっている。チェコは増やすべき・現状維持を合わせると 70%程度となっている。韓国は、回答者の 70%程度が原子力利用に賛成している（拡大すべき＋維持すべき）。また安全性についても、安全だと思うとの回答が 55%を占めている。台湾は、住民投票により法規定廃止への賛成が反対を上回り、脱原子力条文失効が決定した。ただし蔡英文政権は、条文失効しても、地元の反発などにより原発推進は依然困難としている。ＵＡＥは、発電方法として原子力を望むとの回答が 80%程度を占めている。

４．考察

米国においては、NEI 調査（支持が過半数）と Gallup 調査（賛否が拮抗）を調べたが、両調査で結果が大きく異なる点については、中立という選択肢を設けていないので、中立層が他の設問に影響を受けやすいことが考えられる。NEI は原子力発電に関する設問の中で賛否を聞いており、Gallup は環境問題に関する設問の中で賛否を聞いている。英国は、支持が反対を上回っている。その理由としては、政府が気候変動への対策として原子力発電を重視していることなどが考えられる。ドイツ政府は 2022 年までに原子力発電を廃止するとしており、廃止時期が近づくにつれ、世論の動きがどうなっていくかを注視していく必要がある。スイスは段階的な脱原発を行っていくとしているが、石炭火力での代替は望まない人が多い。フィンランドは高レベル放射性廃棄物の処分場の立地も決まっており、世論も原子力利用に否定的な層は 25%程度にとどまっている。チェコでは、電力生産の約 35%を原子力発電でまかなっていることが評価されている可能性がある。アジアは発表当日考察結果を述べる。

*Shinichi Oiso
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

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

[1J09-13] Communication

Chair:Ryuta Takashima(Tokyo Univ. of Sci.)

Mon. Mar 16, 2020 3:35 PM - 5:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J09] Issues on permanent access to the full-text of non-conventional literature in INIS Repository

*Minoru Yonezawa[1], Misa Hayakawa[1] （1. JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

[1J10] The future of geological disposal of high-level radioactive waste.

*Tetsuo Sawada[1] （1. Tokyo Tech）

3:50 PM - 4:05 PM

[1J11] Organizing knowledge based on demonstrations and dialogues regarding nationwide map of scientic features for geological disposal of high-level radioactive waste and concept of utilization

*Katsumi Ebisawa[1] （1. TOKYO CITY UNIVERSITY）

4:05 PM - 4:20 PM

[1J12] The Opinion Exchange Meeting by high school students on recovery from the Fukushima nuclear accident

*Yukiko Kanari[1], Yasuhiro Uezu[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

4:20 PM - 4:35 PM

[1J13] Summary of the Dialogue Meeting between Local Residents and Experts for Rehabilitation of Fukushima by ICRP and JAEA

*Kazuyuki Sato[1], Yuya Endo[1], Tsuyoshi Maeda[1], Yasuhiro Uezu[1], Jacques Lochard[2], Christopher Clement[2], Hiroki Fujita[2], Ryoko Ando[3] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. International Commission on Radiological Protection, 3. Fukushima Dialogue）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

INIS データベースにおける非市販資料フルテキスト提供の課題

Issues on permanent access to the full-text of non-conventional literature in INIS Repository

*米澤 稔[1]，早川　美彩[1]
[1]日本原子力研究開発機構

国際原子力情報システム（International Nuclear Information System: INIS）は国際原子力機関（IAEA）の加盟国内で刊行される原子力の平和利用に関する文献情報の流通を図るため、IAEA と加盟国の協力により構築・運用されているデータベースである。INIS では会議論文集や研究機関のレポート等の商業ルートでは入手困難な資料についてはフルテキストも提供している。資料の刊行形態が電子媒体や Web 等が主流となったことによりフルテキストを提供する上での課題が発生しており、その現状と対応について報告する。

キーワード：INIS，インターネット，DOI，国際原子力情報システム，データベース，非市販資料

1. 緒言

IAEA では加盟国・国際機関で刊行される原子力分野の文献情報を収集し、書誌情報データベース INIS を構築・運用している。INIS では学術雑誌等に掲載された論文の他、会議論文や研究機関のレポート等も収録している。INIS では入手が困難である会議論文集や研究機関のレポート等の資料（非市販資料）について刊行元の許諾が得られた資料については IAEA のサーバからフルテキストを提供したり、Web で提供されている資料の URL 等を書誌情報に掲載することにより原文献に利用者がアクセスできる手段を提供しているのが特徴である。しかし、資料の刊行形態が電子媒体や Web 等が主流となったことによりフルテキストを提供する上での課題が発生している。

2. 課題

例えば、URL 等のリンク情報の場合、組織の改廃やサーバの移転等に伴いリンク情報が変化するため、リンク切れ等の課題がある。INIS に提供した日本国内で刊行された文献を対象にリンク情報を確認したところ URL は 32,965 件あり、その内アクセスできなかった URL は 1,900 件（約 5.8%）あった。

また、会議資料の刊行形態が冊子体から CD-ROM や USB の電子媒体になり、最近では Web で提供されるケースも多い。Web で提供される場合、後日出版物として刊行される場合もあるが、会議終了後ウェブサイトが閉鎖され、アクセスできなくなってしまうことも多く、収集すること自体が困難になっている。

3. 課題と対応

リンク切れの対応としては、Web アーカイブ（国立国会図書館等）や機関リポジトリー等に保存されている URL をリンク情報として使用することが考えられる。また、原子力機構では Web で提供するレポートに DOI（Digital Object Identifier）を付与し、URL の変更があってもアクセスを確保できるよう努めている。研究成果情報への恒久的なアクセスを保証する観点から研究機関等が一般には入手困難なレポート等を Web で提供する場合には DOI の付与等の協力をお願いしたい。オンライン方式で提供される会議資料については収集すること自体が困難な場合も多くなっていることから、会議の主催者・事務局等に研究成果情報の流通促進の趣旨を理解いただき、電子ファイル提供等による原文献へのアクセス確保への協力をお願いしたい。

---

* Minoru Yonezawa[1], Misa Hayakawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高レベル放射性廃棄物の地層処分問題の将来
中学生と実践する産婆術

The Future of Geological Disposal of High-level Radioactive Waste
Postpartum practice with junior high school students

*澤田 哲生[1]
[1]東工大・先導原子力研究所

２０１０年以降開催してきた『中学生サミット』において、高レベル放射性廃棄物の最終処分問題について中学生同士の対話を促進してきた。対話により、相互の疑問や矛盾点等を自己発見しつつ相手が言いたくてもどう表現していいかわからないことを具体的な発言に結実させる手助けをする。これはソクラテスの問答法または産婆術の手法である。中学生の産婆術の実践により、最終処分問題の新展開の可能性が見えた。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，地層処分，中学生サミット，NIMBY，対話，ソクラテスの産婆術

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の最終処分問題について、これまでに 8 回の中学生サミットを開催してきた。その中では、参加した中学生が最終処分の賛否や方法を巡ってゼロベースから知識を習得し、参加者同士の対話の中でソクラテスの産婆術 (問答法)を実践してきた。その成果を報告する。

2. 対話の実践方法

2-1. ソクラテスの産婆術 (問答法)

抽出された問題に対して、産婆術 (問答法)を実践する。問答法は参加者同士が１対１で行うことを基本とする。その手順は以下の通り。１）問題に対する自己の意見を表出し合う、２）その意見を持った根拠や経緯をお互いに問いかけ答える、３）根拠や経緯が不確かな場合は、〝言いたくてもどう表現していいかわからないことを〟具体的な表現として産み出す手伝いを相互にする―すなわち産婆術を施す。

2-2. 産婆術が産み出した具体事例

中学生サミットの中から産み出された２つの事例をあげる。

１）２０１８年のサミットに京都から参加した中学生は当初最終処分問題を〝自分ごと化〟するよりは NIMBY 傾向が強かったが、サミット中での対話−産婆術の経験とその後のいくつかのフィールドワークを経て、この問題の主導的発信者へと変化をとげていった[1]。

２）２０１７年から参加している東京の中学生(当時)は、自らの内省的な問答を短編ドキュメンタリー「日本一大きなやかんの話」として表出発展させ、より広く一般市民と問題を共有する方途を拓いた[2]。

3. 結論

サミットの主催者は、場と機会の提供、そして問題の発端を情報共有するにとどめ、対話−産婆術の実践はサミット経験者（主に高校生）が自主的に構成できるようにしている。そのことが最終処分問題の若者への自分ごと化からソクラテスの産婆術の実践により解決の道へと繋がる可能性を見出しつつあると考える。

参考文献

[1] 上野和花，日本原子力学会誌，Vol.61，No.10 (2019) ; [2] 矢座孟之進，ibid.，Vol.62，No.1 (2020)

*Tetsuo Sawada[1]
[1]Tokyo Tech., LANE.

高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップの対話型説明会に基づく知見の整理と活用の考え方　(1)概要

Organizing knowledge based on demonstrations and dialogues regarding nationwide map of scientific features for geological disposal of high-level radioactive waste and concept of utilization (1) Outline

*蛯沢　勝三
東京都市大学

著者は、高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップ作成に係る資源エネルギー庁地層処分技術 WG 委員の一人として、県庁所在地での対話型全国説明会に参加し、市民の方がたに特性マップを説明すると共に、市民の方々と有益な質疑を行った。

キーワード：高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップ、対話型説明会、知見の整理・活用

1. まえがき　高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップ（特性マップ）は、資源エネルギー庁地層処分技術 WG によって作成され、2017 年 7 月に公表された。著者は WG 委員の一人として、県庁所在地での対話型全国説明会に参加し、特性マップを説明すると共に、市民の方々と有益な質疑を行った。これら質疑内容に基づく知見を整理すると共に、それらの活用の考え方を検討した。本報はその(1)概要である。

2. 地層処分科学的特性マップ及び対話型説明会の概要　特性マップは次の 4 つの要件･基準に分類される。①地下深部の長期安定性等の観点から好ましくない特性、②将来の掘削可能性の観点から好ましくない特性。③好ましい特性が確認できる可能性が相対的に高い地域。④③に加え輸送面でも好ましい地域。説明会は 2 部構成で、第 1 部では参加者全員への概要説明、第 2 部では質疑希望者を 10 名毎に 5 テーブルに分け、NUMO 職員が配置され、NUMO 職員が進行を務める。WG 委員 2 名が各テーブルを回り質疑に応じる。著者は 2016 年 9 月～2018 年 5 月の間に、7 市(岐阜/前橋/福岡/広島/高松/秋田/鳥取)の説明会に参加した。

3. 対話型説明会における質疑事例　参加に当たって、著者自らへ次の命題を課した。(1)先送りできない現世代での課題との考えを認識頂けるか (2)約60万年先を現行科学技術に基づき説明し納得頂けるか (3)科学・工学技術における不確実さの取扱いを納得頂けるか (4)説明者が信頼されるにはどうすればよいか

質問・意見 Q1：商業炉の再稼働とセットとの前提で質疑を行うべき。<u>著者の対応</u>：個人的見解ですが、もし国民投票がなされ原子力発電廃止が決まれば従う。しかし、この問題は残るが、皆さんはどのような対案がありますかと問うが反応なし。このような入り口論の議論は以降少なくなる。<u>知見の整理</u>：建設的・合理的でない質問・意見に関しては、双方認識し合える。**Q2：**約 60 万年先を現行科学技術に基づき保障できると思えない。<u>著者の対応</u>:自然界放射能レベルまでの半減期は不確実さを考慮して 5 千年程度であり、それ以降は自然に戻すとの考え。約 5 千年の保証は人工＋天然バリアの多重バリアシステムで担保。人工バリア(約 2000 年前のローマ軍鉄製釘の錆び状態)/天然バリア(約 200 万年前の粘土層内木材の保存状態、オクロ天然原子炉の存在)。最新技術が生まれた場合、掘起し見直すとの可逆性の考え。<u>知見の整理</u>:半減期という普遍の物理特性/不確実さの考慮/自然界での実現象の積み重ね/可逆性等多面的な観点が重要。他の質問例だけを挙げる。**Q3:**先送りできない課題であることは理解できる。福島事故前安全と言っていたが、事故が起き不信感がある。**Q4：**好ましくない特性地域での説明会は必要ないのでは。**Q5：**コンピュータを用いた高度なモデルによるシミュレーション結果であり、たいちょうぶと説明されても信頼できない。

4. 今後の発表予定　今後のシリーズ発表としては、上記事例以外も紹介し、それぞれの知見に基づく活用の考え方を示す。考え方には、地層処分に関する OECD/NEA シンポジウムでの議論内容も考慮予定。

*Katsumi Ebisawa　Tokyo City University

福島原子力事故からの復興に対する高校生による意見交換会

The Opinion Exchange Meeting by high school students on recovery from the Fukushima nuclear accident

*嘉成 由紀子[1]，植頭 康裕[1]
1. 日本原子力研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所の事故からの復興状況及び課題を福島県の高校生が自身の目で確かめ，自らの意見を述べることは重要である。日本原子力研究開発機構（JAEA）は，県内の高校生を対象に，施設見学を通して知見を広げるとともに，科学的アプローチによる問題解決能力の向上を目的に，放射線リスクコミュニケーション相談員支援センターの協力を得て「福島原子力事故からの復興に対する高校生による意見交換会」を開催した。

キーワード：人材育成，コミュニケーション，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所発電所の事故から，間もなく 10 年が経過する中で，福島県内の復興は少しずつ進んでいるが，一方で課題も多く残っている。また，廃炉や廃棄物の問題など長い時間を要するものもある。このような状況の中，将来の廃炉や廃棄物対策を担っていく世代である福島県の高校生が福島の復興を自分の目で確かめ，どうして欲しいのか，何をしなければいけないこと等を考え，意見を述べることは大変重要なことである。

そこで，JAEA は，「福島原子力事故からの復興に対する高校生による意見交換会」を開催し，福島県内の高校生に施設見学と講義を通じて復興の現状と課題を理解し，意見交換する場を設けた。

本報では，意見交換会を通じて高校生が何を学び，どう考えたかを報告するとともに我々が高校生の発表を通じて考えていくべきことについて報告する。

2. 取り組み

本意見交換会は，施設見学と講義，全体討論とグループ討論で構成され，福島県内の 4 進学校から 1，2 年生 19 名と，サポート役として福島大学大学院の学生が 3 名参加した。

施設見学では，東京電力廃炉資料館，中間貯蔵工事情報センター，特定廃棄物埋立処分施設，リプルンふくしまに訪問し，福島原子力発電所事故の概要，中間貯蔵施設と特定廃棄物埋立処分施設の違い及び除去土壌等の保管や埋立処分の現状について理解を深めた。

全体討論では，事前に宿題として出された項目「自宅の隣に処分場ができたら賛成か」，「今回の事故によって，身体に影響は出たか」，「今回の事故によって，自分の子孫に影響は出ると思うか」について各自意見を述べ，さらに「除去土壌と特定廃棄物の違い」，「放射線と健康影響」について意見交換が行われた。

グループ討論では，4 つの班に分かれて「県外に住んでいる人に伝えたいこと」，「(3 年後の自分を想定して）そのために何をしたいか」について議論したのち，「決意表明」を行い，施設見学や高校生同士の意見交換を踏まえた自らの考えを発表してもらった。

3. 結果・考察

全体討論及びグループ討論ともに，学年や放射線に関する知識量等の違いにより，様々な意見が述べられたが，最終的に「県外に向けて福島の現状を発信したい」，「正しい知識を身につけたい」という意見にたどり着いた。

本意見交換会に参加した高校生は，放射線や復興状況について学ぶ機会や情報を発信する場を求めていた。JAEA は，放射線や復興状況の理解促進のために，研究成果や福島の早期復興への取り組みを情報発信するだけでなく，本意見交換会のような福島の現状を学ぶ機会を提供する活動をしていく。

---

*Yukiko Kanari[1], Yasuhiro Uezu[1]
1. Japan Atomic Energy Agency

福島復興に向けた地元住民と国内外の専門家による ICRP/JAEA ダイアログミーティングの総括

Summary of the Dialogue Meeting between Local Residents and Experts For Rehabilitation of Fukushima by ICRP and JAEA

*佐藤 和之[1]，遠藤 佑哉[1]，前田 剛[1]，植頭 康裕[1]，
Jacques Lochard[2]，Christopher Clement[2]，藤田 博喜[2]，安東 量子[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]国際放射線防護委員会，[3]福島ダイアログ

日本原子力研究開発機構（以下,「JAEA」）は，福島の環境回復及び東京電力福島第一原子力発電所（以下,「1F」）の廃止措置に係る研究開発を行ってきた。JAEA は，地元住民とのコミュニケーションを通じてニーズの把握と研究の方向性を確認することを目的に，国際放射線防護委員会（以下,「ICRP」）と共同で 3 回のダイアログミーティングを開催した。

2019 年 12 月のダイアログミーティングを中心に, 過去のミーティングから学んだ内容について報告する。

キーワード：ダイアログミーティング，復興，継承，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

JAEA は，1F 事故を受け、事故直後から福島の環境回復及び 1F の廃止措置に係る研究開発を行ってきた。JAEA として，地元住民や企業等に放射線及び健康被害に係る科学的データを提供し，疑問や課題解決，放射線についての理解促進の助けとなるため， ICRP と共同で 2018 年 12 月，2019 年 8 月，12 月の計 3 回のダイアログミーティングを開催した。

なお，本ミーティングを実施するに当たり福島ダイアログに運営協力をお願いした。

2. 取り組み

本ミーティングは，復興している地域や被災現場等見学，専門機関や地元の企業，地元住民等のこれまでの経験や取り組みに関する講演，様々な立場の方による意見交換会で構成されている。

講演では，地元住民等から 1F 事故後の状況や取り組みについての報告や専門機関による講演が行われた。

意見交換会では，実施回ごとに異なるテーマで様々な立場の参加者が意見を発表した。2019 年 12 月に実施された際は，テーマ「福島の，ダイアログの経験はどのように活かされたか？この先なにを望むか？」をもとに，11 人の参加者がそれぞれ意見を発表した。

3. 結果・考察

講演では，様々な立場の方による福島復興への取り組みや考えについて共有した。JAEA からは，専門機関としての科学的知見に基づく講演や次の世代への教育についての報告を行った。

2019 年 12 月のミーティングでの意見交換会では，これまで行ってきたダイアログでの経験がどのように活かされ，この先何を望むかについて意見が交わされ，様々な意見が挙げられた。共通の意見として，職業や年齢, 国等を越えて経験を共有し, 次の世代へも継承していくことが重要であるということが挙げられた。

本ミーティングにより，参加者がこれまでの活動を振り返り，広く経験を共有する機会が得られた。今後も，それぞれが活動し，経験を共有していくことが重要である。JAEA としては，今回のダイアログミーティングをもって ICRP との共催を終了とするが，今後は研究機関として研究成果の情報発信を続け，放射線による健康影響，食品の安全性等の理解活動を続けていく。

---

*Kazuyuki Sato[1], Yuya Endo[1], Tsuyoshi Maeda[1], Yasuhiro Uezu[1], Jacques Lochard[2], Christopher Clement[2], Hiroki Fujita[2], Ryoko Ando[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Commission on Radiological Protection, [3]Fukushima Dialogue

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

[1K01-04] Accident Analysis

Chair:Chiaki Kino(IAE)

Mon. Mar 16, 2020 10:45 AM - 11:55 AM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K01] Analysis of Pressure Suppression Chamber Behavior in BWR Accidents by GOTHIC Code

*Hideo Konishi[1], Hiroshi Eguchi[1], Masashi Sekine[1] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

10:45 AM - 11:00 AM

[1K02] Modeling of safety equipments based on Fukushima accident in MAAP

*Takayoshi Kusunoki[1], Toshiya Takaki[1], Naoki ano[1] (1. INSS)

11:00 AM - 11:15 AM

[1K03] Analysis of Halden LOCA Test Using Coupled TRACE/FRAPTRAN Code

*Hiroshi Eguchi[1], Kazuharu Fujioka[1], Hiroshi Ono[1], Hiroaki Uehara[2] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[1K04] 3D Particle-Based Simulation of Molten Pool-to-Duct Wall Heat Transfer in EAGLE ID1 In-Pile Test

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

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

GOTHIC コードによる BWR 事故時の圧力抑制室挙動解析

Analysis of Pressure Suppression Chamber Behavior in BWR Accidents by GOTHIC Code

*小西　秀雄[1]，江口　裕[1]，関根　将史[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

GOTHIC コードを用い、BWR 事故時の格納容器ベント発生時等について圧力抑制室挙動を解析し、プール水中の温度成層化等への影響を検討した。

キーワード：BWR 圧力抑制室、事故時挙動解析、GOTHIC、温度成層化

１．はじめに

多くの安全解析では、BWR プラント格納容器の圧力抑制室（S/C）は、1 ノードの集中定数モデルとして扱われるが、東京電力福島第一原子力発電所事故時に 3 号機（1F3）では、格納容器圧力の上昇速度が集中定数モデルより大きいことが指摘され、プール水中の温度成層化の発生が原因と考えられている[1]。GOTHIC コード[2]により S/C の温度成層化を含む事故時挙動を解析し、同コードの適用性を検討した。

２．格納容器のモデル化

GOTHIC コードにより格納容器のドライウェル（D/W）、S/C、ベント管、真空破壊弁等を模擬した。まず、Monticello 炉逃がし安全弁（SRV）試験[3],[4]の解析を行い、実機の温度分布データを良く再現できたことを踏まえ、BWR4（1F3 等）を対象に、S/C を図 1 の様にモデル化した。トーラスの周方向（x 方向）は 48 分割とした。崩壊熱相当の蒸気が、A～C のノードに加わり、格納容器圧力が上昇し格納容器ベントに至るケースを計算した。実機では、SRV は A 点付近に、原子炉隔離時冷却系（RCIC）のタービン駆動ポンプの排気蒸気は C 点付近に注入される。

比較のために実施した集中定数モデルによる解析では、S/C 全体を 1 ノードとした。この場合、蒸気の注入高さの違いは、区別できない。

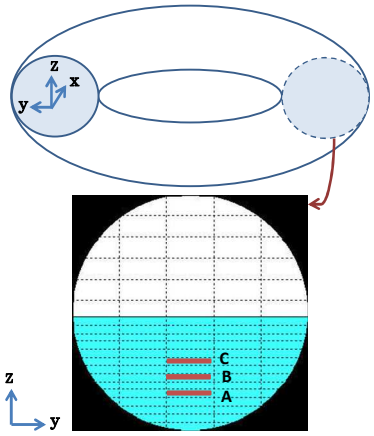


図 1　圧力抑制室のノード分割

３．解析結果

図 2 に D/W 圧力の変化を示す。S/C を集中定数モデルで表した場合（青線）は、単調に圧力が上昇し、約 24 時間でベント作動圧力（ここでは、0.3MPa,gage と仮定した）に達し、ベント作動後も単調に減衰している。

図 1 の詳細ノード分割の解析では、A 点及び B 点に注入したケースは、プール水の比較的底部から注入しているため、プール水の混合効果が大きく、D/W 圧力はこの青線にほぼ重なる結果であった。一方、C 点から注入した場合（赤線）は、温度成層化が発生し、圧力上昇速度が青線より大きく、約 22 時間でベント作動圧に到達すると、短時間の急減圧が起こり、その後は徐々に青線に近づいて行く。ベント作動時の短時間の急減圧は、温度成層化が消失（減圧沸騰によりプール水が急激に混合）した事による。比較のために、1F3 事故時（RCIC が長時間作動した）の実測値を示す（○印）。但し、1F3 では、スクラム後約 21 時間に S/C スプレーを作動させ減圧操作が行われた。

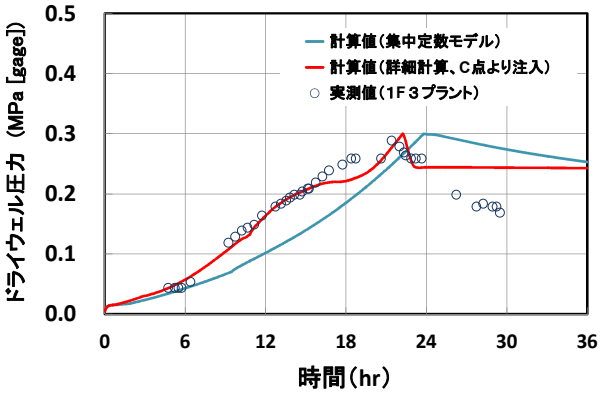


図 2　ドライウェル圧力の挙動

４．まとめ

GOTHIC コードにより温度成層化発生時や格納容器ベント時について S/C 挙動を解析し、同コードの適用性を確認した。RCIC が長時間作動し温度成層化が発生する場合に、格納容器ベントが作動すると温度成層化の消失により短時間の急減圧が起こり、その後は集中定数モデルと同様の圧力に近づいて行く事などが判った。今後、スプレー作動の場合や、ベントの設定圧の影響などを検討していく予定である。

参考文献

[1]　http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu15_j/images/151217j0102.pdf　[2]　http://www.numerical.com/gothic.php
[3]　NEDO-24542, GE, August 1979.　[4]　Fukushima Technical Evaluation, Phase2, EPRI, 2015, 3002005295.

*Hideo Konishi[1], Hiroshi Eguchi[1] and Masashi Sekine[1]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

MAAP における 1F 事故を踏まえた発電所安全対策設備のモデル化

Modeling of safety equipments based on Fukushima accident in MAAP

*楠木 貴世志[1]，高木 俊弥[1]，佐野 直樹[1]

[1]原子力安全システム研究所

発電所緊急安全対策ならびにシビアアクシデント対策として導入された設備を MAAP プラントモデルに組み込み動作を確認した。本稿では自己冷却式充てん／高圧注入ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプをモデル化した。

キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故を踏まえ、発電所緊急安全対策ならびにシビアアクシデント（SA）対策として導入された設備を MAAP プラントモデルに組み込み、動作を確認した。本稿では自己冷却式充てん／高圧注入ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプのモデル化について説明する。

2. MAAP へのポンプモデル化に関する概要

2-1. 圧力損失を考慮したポンプのモデル化

ポンプ流量は、取水源と移送先の水頭差、及びポンプの QH カーブ（流量と揚程）から決定される。MAAP4 では、圧力損失が考慮されていないため、流量を過大評価してしまう恐れがある。より現実的な設定を行うためには、ポンプ揚程を圧力損失分だけ低く、必要 NPSH は圧力損失分だけ高く設定する必要がある。

2-2. 格納容器スプレイモデルへの反映

MAAP4 では、次式からポンプを隔てた取水源と移送先の水頭差が計算され、計算結果と QH カーブの設定データの対応からポンプ流量が決定される[1]。

$$DZPUMP = (P2*VW2/GRAV+DZ_2) - (P1*VW1/GRAV+DZ_1)$$

ここで、P1 は取水源の圧力、VW1 はポンプ入口配管内の水の比容積、DZ_1 は取水源からポンプ入口のエレベーション（EL）差、P2 は移送先の圧力、VW2 はポンプ出口配管内の水の比容積、DZ_2 はポンプ入口から移送先までの EL 差、GRAV は重力加速度を表す。

しかしながら、MAAP4 では DZ_2 を定義できるパラメータがなく、格納容器（CV）上部区画の床面からスプレイヘッダまでの高さを表すパラメータ ZSPA が DZ_2 として用いられている。ZSPA は水頭差の計算だけでなく、スプレイの落下高さを定義するパラメータとして使用されている。ZSPA はスプレイ使用時の CV 除熱量等に影響を及ぼすと考えられることから、実際のポンプ設置位置から移送先（スプレイヘッダ）までの高さと ZSPA の設定値との差は、ポンプの揚程を変更することで考慮した。

3. 結論

発電所緊急安全対策ならびに SA 対策として導入された自己冷却式充てん／高圧注入ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを MAAP4 に組み込み動作確認を実施した。なお、組み込まれたモデルについては関西電力原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析に活用している[2]。

参考文献

[1] Electric Power Research Institute, MAAP4 Users Manual.[2] 川崎ら，日本原子力学会 2019 年秋の大会, 20219.

---

*Takayoshi Kusunoki[1], Toshiya Takaki[1] and Naoki Sano[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc

TRACE/FRAPTRAN 結合コードによるハルデン LOCA 実験解析

Analysis of Halden LOCA Test Using Coupled TRACE/FRAPTRAN Code

*江口 裕[1]，藤岡 一治[1]，小野 寛[1]，上原 宏明[2]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]国立研究開発法人日本原子力開発機構

LOCA 発生時の高燃焼度燃料ペレットの細片化、その被覆管膨れ部への移動及び破裂部からの放出(FFRD 現象)の燃料冷却性への影響を評価するための解析手法整備の一環として、TRACE/FRAPTRAN コードを用いたハルデン LOCA 実験解析を実施した。本稿では、燃料被覆管変形モデルについて検討した結果について報告する。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故（LOCA），TRACE/FRAPTRAN，ハルデン実験，FFRD

1. 緒言

高燃焼度燃料を装荷したプラントにおいて原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が起きた際の燃料棒挙動が調べられ、ハルデン炉等における実験では FFRD 現象が観察されている。本稿では FFRD 現象のモデル化の一環として、TRACE/FRAPTRAN コードを用いてハルデン実験解析を実施し、燃料被覆管変形のモデルについて検討を行った。

2. 解析手法

ハルデン実験では、短尺化した実機燃料を試験リグに装荷し、冷却水が循環する定常状態から試験リグ下部のブローダウンラインを開くことにより LOCA 実験を実施している。本稿は PWR 燃料を装填した実験 IFA650.4 を対象に解析を行った。本解析では TRACE/FRAPTRAN コードを用い、LOCA 発生前の定常状態から LOCA 発生後に燃料被覆管が破裂するまで解析を実施した。TRACE/FRAPTRAN コードは熱水力コード TRACE5.0 patch4 と燃料棒挙動解析コード FRAPTRAN 1.5 を PVM により結合したコードである。TRACE コードが熱水力的な境界条件を FRAPTRAN コードに与える。FRAPTRAN は被覆管径の変化を計算し、TRACE に与え、TRACE コードでは受け取った被覆管径を流体の流路面積に反映させ、解析を行う。

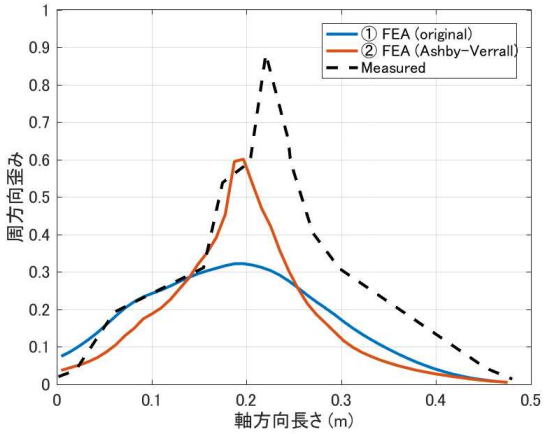


図 1　周方向歪みの軸方向分布

3. 解析結果

燃料被覆管の変形モデルに、①FRAPTRAN 内蔵の FEA （Finite Element Analysis）モデル[1]、②FRAPTRAN 内蔵の FEA モデルに燃料被覆管の相変態挙動を考慮したクリープ歪み構成則（Ashby-Verrall モデル[2]）を適用した解析を実施した。LOCA の発生後、ペレットの崩壊熱及び周辺燃料棒からの崩壊熱を模擬したヒーターの加熱により燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管の内外圧力差により燃料被覆管が変形・破裂する。燃料被覆管破裂時における燃料被覆管周方向歪みの解析結果を図 1 に示す。①は軸方向全体的に大きく変形しているが、ピーク値が実験値と合致しないのに対し、②は全体的に変形しているのに加え、Ashby-Verrall モデルにより計算される $\alpha+\beta$ 混合相における歪み速度が①のモデルよりも大きくなっていると推測され、変形のピーク値が実験値に近づいている。

4. 結論

TRACE/FRAPTRAN コードを用いてハルデン実験 IFA650.4 の解析を実施した。①FRAPTRAN 内蔵の FEA モデルは本ケースのように全体的に大きな変形がある現象において、燃料被覆管の全体的な変形が模擬できるが、②歪み構成則を改良したところ実験値により近い解析結果が得られた。今後は他のモデルとの比較や他の実験へのモデル適用等を行い、高燃焼度被覆管の変形の模擬に適したモデルの検討を行っていく。

参考文献　[1] K. J. Geelhood, W. G. Luscher, and J. M. Cuta, “FRAPTRAN 1.5: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods”, Report PNNL-19400, Vol. 1, Rev. 1, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA, USA, 2014.
[2] A.R. Massih, “High-temperature creep and superplasticity in zirconium alloys”, Journal of Nuclear Science and Technology, 50:1, 21-34, 2013.

*Hiroshi Eguchi[1], Kazuharu Fujioka[2] , Hiroshi Ono[1] and Hiroaki Uehara[2]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), [2]Japan Atomic Energy Agency

EAGLE ID1 炉内試験における溶融プール／ダクト壁熱伝達に関する 3 次元粒子法シミュレーション

3D Particle-Based Simulation of Molten Pool-to-Duct Wall Heat Transfer in EAGLE ID1 In-Pile Test

*坂口 和也[1], 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[1],
[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に実施された EAGLE ID1 炉内試験を対象に 3 次元粒子法シミュレーションを行い、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後の溶融プールからダクト壁への熱伝達機構を明らかにするための解析的検討を行った。

キーワード：高速炉, 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 EAGLE ID1 試験の試験後解析では、溶融プール中の液体スティールによって促進された溶融プールからの熱伝達が早期のダクト壁破損の要因となったものと推定されている[1]。一方で、これまでに実施した有限体積粒子（FVP）法を用いた 2 次元多相流粒子法シミュレーション[2]では、核発熱を伴う液体燃料がダクト壁に直接接触することでもダクト壁に高い熱流束が生じることが示唆された。本研究では、これを 3 次元に拡張した粒子法解析を実施し、溶融プールから構造壁への熱伝達機構について解析的検討を行った。

2. 解析結果 本解析は、ID1 試験における燃料ピン束の崩壊から溶融燃料プール形成までの一連の挙動を対象とした 3 次元シミュレーションであり、2 次元解析で模擬できないピン束間での流動や溶融プール内での 2 液相の混合・分離挙動の再現性が向上している。解析では溶融プール形成後、0.72 秒でダクト壁温度が破損に十分なスティールの融解温度（1,666 K）に達しており、ダクト壁破損時間に関する実験結果（溶融プール形成後 0.7 秒）との一致は良い。この時点でのダクト壁近傍の溶融プール内の物質分布と溶融プールからダクト壁への熱流束の軸方向分布を図 1 に示す。核発熱を伴う溶融燃料からの熱が液体スティールを介してダクト壁へ輸送されることで 10 MW/m^2 を超える熱流束が局所的に発生していることが分かる。

3. 結言 局所的な多相流熱流動挙動を直接的に模擬した本 3 次元粒子法シミュレーションでは、ダクト壁破損に関わる熱伝達機構に関して、試験後解析で得られた従来の知見を裏付ける結果が得られた。

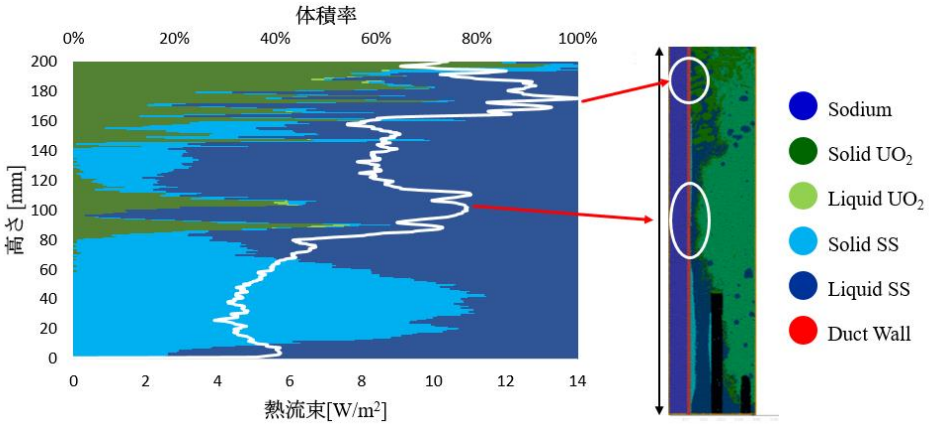


図 1　ダクト壁近傍の物質分布とダクト壁軸方向の熱流束分布
（溶融プール形成後 0.72 秒）

参考文献

[1] 豊岡ら, 本会和文論文誌, 12(1), pp. 50-66 (2013)
[2] K.Morita et. al, NUTHOS-12, 954 (2018)

*Kazuya Sakaguchi[1], 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.

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

[1K05-06] Numerical analysis of Molten Corium Behavior

Chair:Kenji Kamiyama(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:20 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K05] Validation and Verification for the multi-physics models in JUPITER code

*Penghui Chai[1], Susumu Yamashita[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[1K06] Numerical Analysis of melt spreading behavior by MELTSPREAD code

*Kazuyuki Katsuragi[1], Hiroshi Goda[1], Taro Toda[1], Kenichiro Ueda[1] （1. MHI）

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Validation and Verification for the multi-physics models in JUPITER code

*Penghui Chai[1], Susumu Yamashita[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Abstract:

Various numerical simulations were performed by JUPITER code in order to validate the reliability of its multi-physics models, which were developed for evaluating the melting and relocation behavior of the core materials. By comparing with the previous experimental results, we could conclude that JUPITER code is a useful tool on severe accident analysis.

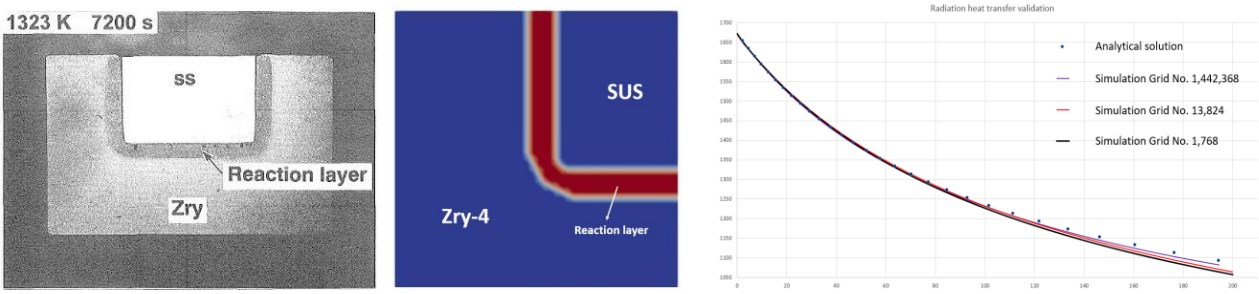
Keywords: JUPITER code, multi-physics models, code validation.

1. Introduction

The objective of this research is to confirm the reliability of JUPITER code [1] on analyzing the severe accident phenomena. In this study, multi-component eutectic reaction and radiation heat transfer models were validated based on the previous research [2].

2. Results discussion

The eutectic reaction model was validated by solving diffusion problem for both binary (JAERI test for SUS304-Zry4 system) and ternary systems (CBFCBE test series). As it shown in Figure 1 (a), current eutectic model was able to properly reproduce the solution resulted by eutectic reaction. In addition, Radiation heat transfer model was validated against the analytical solutions, and the sensitive analysis was also conducted (Figure 1 (b)). We could conclude from the results that the higher resolution leads to the higher accuracy of the result. Moreover, QUENCH-05 test was also simulated to validate the reliability of JUPITER on simulating the comprehensive heat transfer behavior of bundles, and the tendency matches good with the experimental results.



(a) (b)

Figure 1. (a). Comparison of reaction layer's formation in JAERI test; (b) Validation of the radiation heat transfer model.

Acknowledgement

Part of this study was performed in the framework of "Advanced Multi-Scale Modelling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions", which supported by Ministry of Economy, Trade and Industry, Japan.

References

[1] S. Yamashita, et al., Nuclear Engineering and Design, 332, pp. 301-312 (2017).

[2] P. Chai, et al., Europe Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR 2019), Prague, 2019.

MELTSPREAD コードによる溶融物の拡がり挙動解析

Numerical Analysis of melt spreading behavior by MELTSPREAD code

*桂木 一行[1]，合田 博志[1]，戸田 太郎[1]，上田 謙一郎[1]

[1]三菱重工業

米 ANL が開発した溶融物の拡がり挙動解析コード MELTSPREAD を水中での溶融物の拡がり試験である PULiMS 試験に適用したベンチマーク結果について報告する。

キーワード：水中での溶融物の拡がり，MELTSPREAD コード，PULiMS 試験

1. 緒言

平面上の拡がりモデルとしては，準静的なモデルを発展させた Dinh らの研究[1]が知られている。Dinh らのモデルは高温の溶融物の凝固を考慮した無次元の相関式である。一方，流体の運動方程式を基礎方程式とする動的な評価手法も専用コードが開発されている。専用コードの一つである MELTSPREAD は，気相中の溶融物の拡がり評価への適用は報告されているが，水中での拡がり評価への適用例は無い。本研究では，MELTSPREAD コードについて水中での溶融物の拡がり評価への適用性を検討した。

2. MELTSPREAD コード[2]の概要

米 ANL が開発した MELTSPREAD コードは，1 次元の浅水方程式を基礎方程式とし，コンクリートとの伝熱とガス発生，水との伝熱，発生したガスによる溶融物の酸化反応を計算する。凝固に伴う粘性係数の増加は，固相率の関数で与える Ramacciotti の式を組み込んでいる。

3. 水中での溶融物の拡がり評価への適用

スウェーデン王立工科大学では，浅い水中での溶融物（Bi_2O_3－WO_3）拡がり挙動を調べる PULiMS 試験[3]を実施している。図 1 に PULiMS-E1，E4，E6 試験に対する MELTSPREAD コードによるベンチマーク結果を示す。主要な試験条件である落下する溶融物の質量は，ケース E1 に対しケース E4 とケース E6 は約 2.4 倍，約 3.0 倍である。解析では溶融物は同心円状に拡がると仮定し，床面はステンレス板のためガス発生は考慮していない。図 1 に示すようにベンチマークの結果は試験に対して良い一致を示している。

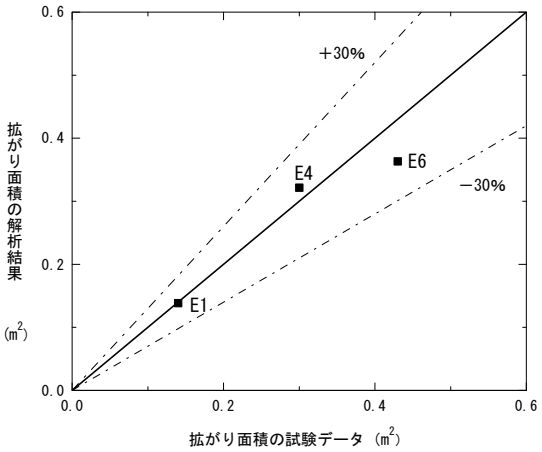


図 1. ベンチマーク結果

4. 結論

MELTSPREAD コードが水中での溶融物の拡がり試験である PULiMS 試験に適用できることを確認した。

参考文献

[1] T. N. Dinh, M. J. Konovalikhin, and B. R. Sehgal, "Core melt spreading on a reactor containment floor," *Progress in Nuclear Energy*, vol. 36, no.4, pp. 405-468, 2000.

[2] M. T. Farmer, "The MELTSPREAD Code for Modeling of Ex-Vessel Core Debris Spreading Behavior, Code Manual – Version3.0," ANL-18/30, 2018.

[3] D. Grishchenko, A. Konovalenko, A. Karbojian, V. Kudinova, S. Bechta, and P. Kudinov, “Insight into steam explosion in stratified melt-coolant configuration,” *NURETH-15*, Pisa, Italy, May 12 to 17, Paper 599, 2013.

*Kazuyuki Katsuragi[1], Hiroshi Goda[1], Taro Toda[1] and Kenichiro Ueda[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

[1K07-12] Mitigation of Molten Core Concrete Interaction

Chair:Yoshiro Nishioka(TOSHIBA)

Mon. Mar 16, 2020 3:20 PM - 4:55 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K07] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Junichi Takeuchi[1], Satoru Kamohara[1], Hideaki Ikeda[1], Makoto Yamagishi[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

3:20 PM - 3:35 PM

[1K08] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Nobuyuki Ukai[1], Kiyoshi Tatsuhara[1], Yuki Asai[1], Taro Toda[1], Hiroshi Goda[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries)

3:35 PM - 3:50 PM

[1K09] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Taro Toda[1], Kiyoshi Tatsuhara[1], Junichi Takeuchi[1], Satoru Kamohara[1] (1. MHI)

3:50 PM - 4:05 PM

[1K10] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Taro Toda[2] (1. Osaka university, 2. MHI)

4:05 PM - 4:20 PM

[1K11] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Kiyoshi Tatsuhara[1], Nobuyuki Ukai[1], Yasuhiko Tsuru[1], Mineaki Matsumoto[1], Koji Imasaka[1], Takashi Nakano[1], Yuki Asai[1], Taro Toda[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1K12] Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

*Nobuhide Hara[1], Takuo Oda[1], Keisuke Yoshida[1], Hironori Noguchi[1], Koichi Tanimoto[1], Hiroshi Goda[1], Junichi Takeuchi[1] (1. MHI)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究（その 1）研究目的と全体計画

Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

(1) Overview

*竹内　淳一[1]，蒲原　覚[1]，池田　秀晃[1]，山岸　誠[1]

[1]三菱重工業(株)

キーワード：シビアアクシデント、溶融炉心，MCCI

1. 緒言

既設 PWR プラントでは、シビアアクシデント時には代替格納容器スプレイを用いて原子炉容器の下部空間に水張りし、原子炉容器から流出する溶融炉心を冷却して溶融炉心―コンクリート相互作用（MCCI）によるベースマットのメルトスルーを防ぐ対策を採用している。本研究では、早期の水張りに失敗した場合を想定し、溶融炉心を格納容器床コンクリート上に薄く拡げて溶その冷却を促進することで MCCI 耐性を高める低粘性化材を開発し、更なる安全性向上を目指す（図-1 参照）。なお、本研究は平成 29 年度から令和元年度まで経済産業省による原子力の安全性向上に資する技術開発費補助金を受けて実施した。

2.全体計画

本研究は以下の要素技術開発及び評価から構成される（図-2 参照）。

2-1. 材料検討

溶融炉心の低融点化／低粘性化を促進する材料を選定し、溶融炉心と低粘性化材混合物の物性データおよび拡がり挙動のデータを取得する。

2-2. 評価技術開発

溶融炉心と低粘性化材混合物の物性評価モデルと、CFD 解析コードによる拡がり評価モデルを開発する。さらに、実験データとの比較により評価モデルを検証する。

2-3. システム検討

溶融炉心拡がり評価を取り入れたシビアアクシデント評価モデルを構築し、低粘性化材の敷設による MCCI 耐性向上の有効性を確認する。

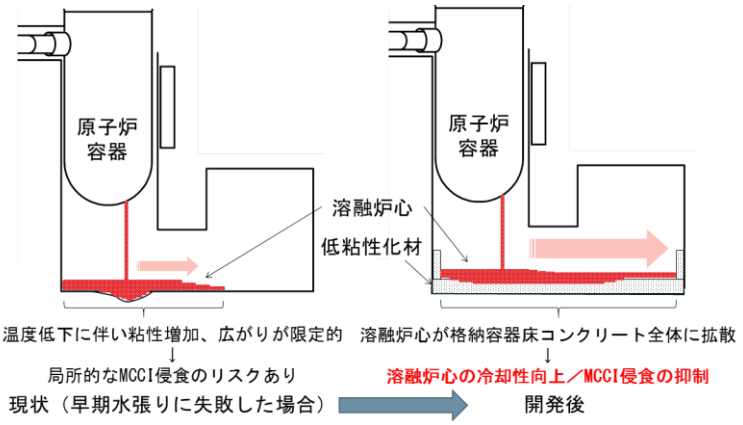


図-1　研究成果の概要

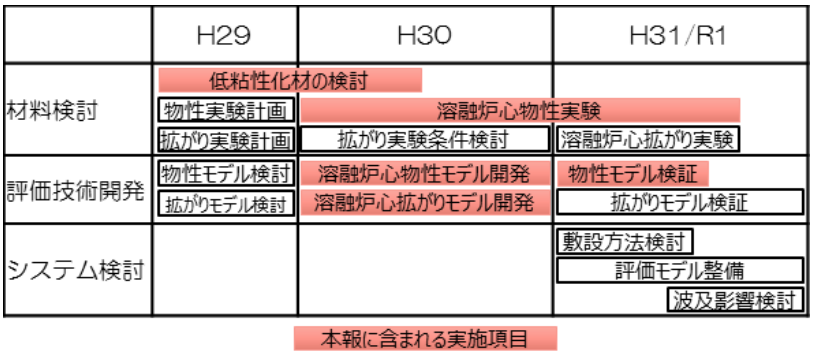


図-2　実施スケジュール

3.結論

本報では一連の研究開発のうち、低粘性化材の検討（その 2）、溶融炉心物性実験（その 3、その 4）、溶融炉心物性モデルの開発（その 5）および溶融炉心拡がり挙動の解析（その 6）について報告する。

*Junichi Takeuchi[1], Satoru Kamohara[1], Hideaki Ikeda[1], Makoto Yamagishi[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 (その 2) 低粘性化材料の検討と物性計測

Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

(2) Development of Sacrificial Material and Physical Properties Measurements

*鵜飼　展行[1]，龍原　潔[1]，浅井　由季[1]，戸田　太郎[1]，合田　博志[1]

[1]三菱重工業(株)

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発において，酸化鉄系の骨材を適用したコンクリートを考案した。低粘性化材と溶融炉心の混合時の挙動の予測に資するデータの拡充のため，低粘性化材を対象に物性計測及び高温時の溶融挙動の観察を行った。

キーワード：溶融炉心，MCCI，物性，低粘性化材，コンクリート

1. 緒言

低粘性化材と高温の溶融炉心が接触する場合，低粘性化材は温度が徐々に上昇したのち溶融される。低粘性化材の溶融挙動の推定には，広い温度範囲における物性値や溶融挙動の評価が必要となる。一方で高温での物性に関する既往の報告は少ない。このため室温から 1100℃の範囲にて物性の計測と，最大 1300℃での低粘性化材の溶融挙動の観察を行った。

2. 物性計測

2-1. 試験方法

低粘性化材には酸化鉄系の骨材を用いた重量コンクリート及び重量モルタルと，対照系として玄武岩系骨材を用いた一般コンクリートとした。物性測定の項目は密度・熱伝導率・比熱。高温時溶融挙動については，柱状試料（□20mm×t5mm）を管状炉にて加熱し，最大 1300℃での試料表面の変化を観察した。

2-2. 試験結果

物性値として，密度，熱伝導率（30～1100℃），比熱（25～1000℃）を取得した。重量コンクリートは一般コンクリートと異なり，密度と熱伝導率は大きく，比熱は小さい傾向が認められた。差異の要因は骨材の組成・形状と考えられる。

高温時溶融挙動については，1250℃付近で溶融が開始し，1300℃程度で著しく進行した。重量コンクリートは，セメント・粗骨材・細骨材の材料で構成され，それぞれ融点が異なる。一方で，必ずしも融点の順に溶融するわけではなく，同程度に溶融が進むことを確認した。

3. 結論

低粘性化材の物性を取得し，熱伝導率や比熱などの熱的特性および溶融挙動を把握した。挙動推定に資するデータを取得した。

図-1　重量コンクリートの高温時溶融挙動
（上から，試験前，1250℃，1300℃）

*Nobuyuki Ukai[1], Kiyoshi Tatsuhara[1], Yuki Asai[1], Taro Toda[1], Hiroshi Goda[1], [1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 (その 3) 溶融炉心と低粘性化材混合物の VITI 及びコールドクルーシブルによる物性計測

Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

(3) Physical Properties Measurements of Molten Corium-Sacrificial Material Mixture by VITI and Cold Crucible

*戸田　太郎[1]，龍原　潔[1]，竹内　淳一[1]，蒲原　覚[1]

[1]三菱重工業(株)

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け，本研究では低粘性化材の効果の確認とモデル開発に資するデータ拡充を目的として，溶融炉心と低粘性化材混合物の物性計測を行った。固相線・液相線温度，密度，表面張力，粘性係数を計測し，溶融炉心が冷却固化しにくく流動性が維持されるという低粘性化材の効果を確認した。

キーワード：溶融炉心，MCCI，物性，VITI，コールドクルーシブル

1. 緒言

溶融炉心と低粘性化材混合物の物性モデル開発や拡がり挙動を扱うモデルの開発では，これらの物性が必要となることから，溶融炉心と低粘性化材の組成を変えたサンプルに対して各種計測を行った。

2. 溶融炉心・低粘性化材混合物の物性計測

2-1. 試験概要

溶融炉心と低粘性化材の組成を変えたサンプルに対して，各種物性の計測を実施した。固相線・液相線温度，密度，表面張力の計測には，図-1 に示す仏 CEA 所有の VITI 装置[1]を用いた。また，固相線・液相線温度，粘性係数の計測には，チェコ CVR 所有のコールドクルーシブル装置を用いた。

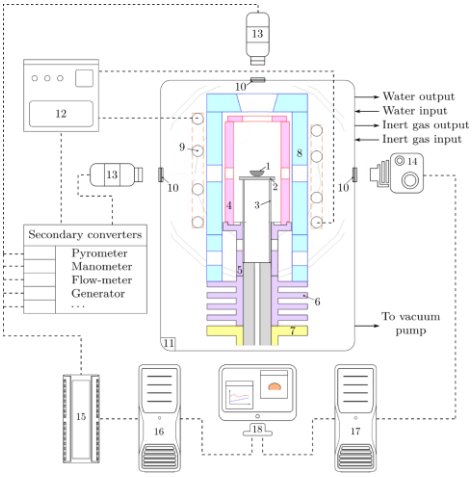


図-1　VITI-SD 装置の概要[1]

2-2. 試験結果

液相線温度，密度，表面張力は，低粘性化材の割合が増加するに従い低下する結果となった。また，液相線温度については，VITI 装置とコールドクルーシブル装置で計測した結果で概ね同等の結果が得られた。一方固相線温度は，液相線温度ほどの低下傾向は見られなかった。また，粘性係数を計測した結果，溶融炉心と低粘性化材混合物が液相線温度以上で十分な流動性を有することを確認した。

3. 結論

溶融炉心に対して低粘性化材を混合させることによって，液相線温度が低下し，十分な流動性を有することを確認し，低粘性化材の混合により溶融炉心を薄く拡げるという効果の見通しを得た。

参考文献

[1]J. Delacroix et. al. “SOLIDUS AND LIQUIDUS TEMPERATURES OF CORIUM SACRIFICIAL MATERIAL MIXTURES: EXPERIMENTAL RESULTS AND THERMODYNAMIC CALCULATIONS”, FDR2019-1037, Proceedings of FDR2019 International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research May 24-26, 2019. J-Village, Naraha, Fukushima, Japan.

---

*Taro Toda[1], Kiyoshi Tatsuhara[1], Junichi Takeuchi[1], Satoru Kamohara[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究
（4）ガス浮遊法による溶融炉心と低粘性化材混合物の粘性係数計測

Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

(4) Viscosity measurement of molten corium-sacrificial material mixture by aerodynamic levitation technique

*近藤 俊樹[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，戸田 太郎[2]

[1]大阪大学 [2]三菱重工業株式会社

低粘性化材料の主成分の一つである Fe_2O_3 と、炉心溶融物の主成分の一つである ZrO_2 ならびにコンクリートに含まれる SiO_2 の溶融混合物の粘性をガス浮遊法により評価した。

キーワード：酸化物溶融物、ガス浮遊法、粘性、液滴振動法

1. 緒言

本研究では溶融炉心と低粘性化剤混合物の物性モデル開発や拡がり挙動を扱うモデルの開発に資するデータの拡充を目的として、液滴振動法とガス浮遊法を組み合わせた手法によって Fe_2O_3、Fe_2O_3－ZrO_2 ならびに Fe_2O_3－SiO_2 溶融混合物の粘性を評価した。

2. 実験方法

直径 2mm 程度の球状にした Fe_2O_3、$(Fe_2O_3)_{0.85}$－$(ZrO_2)_{0.15}$ ならびに $(Fe_2O_3)_{0.95}$－$(SiO_2)_{0.05}$ 試料をガス浮遊装置で浮遊させ、100W の CO_2 レーザーで加熱溶融した。これらを音波により振動させ、音波停止後の減衰振動の様子をハイスピードカメラで観察した。図 1 に $(Fe_2O_3)_{0.85}$－$(ZrO_2)_{0.15}$ 試料の振動の様子を示す。減衰振動中の試料の軸方向長さ変化を時間に対してプロットすることで、減衰振動曲線を図 2 のように描くことができた。この減衰振動曲線から各試料の粘性を導出した。

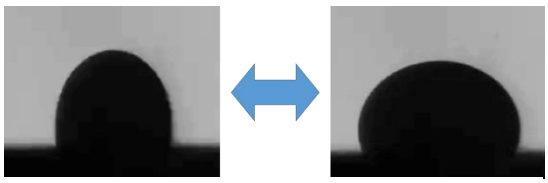


図 1 振動の様子

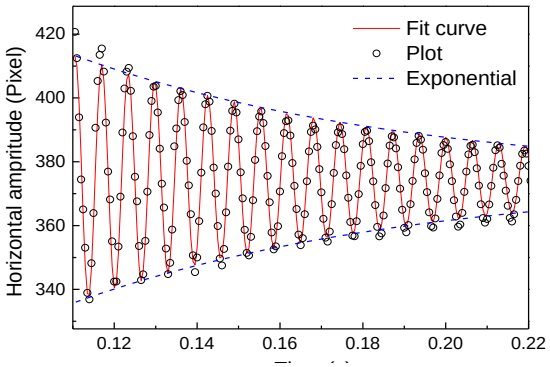


図 2 減衰振動曲線

3. 結論

図 3 に得られた粘性結果を ZrO_2 の測定結果[1]とともに示す。Fe_2O_3 の添加により粘性が減少することが確認された。また、SiO_2 は粘性が極めて高いものの、5mol%程度の添加では粘性への影響は大きくないことが確認された。

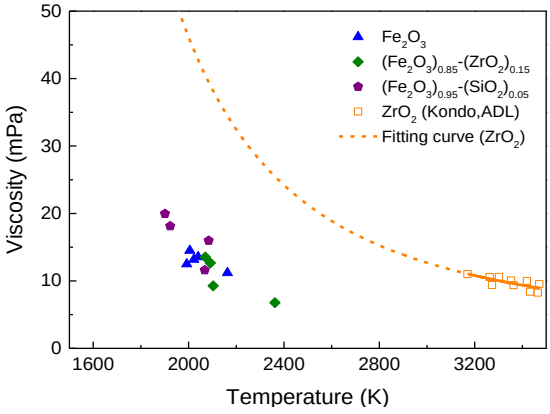


図 3 粘性測定結果

参考文献

[1] T. Kondo *et al.*, *Heliyon*, vol. 5, no. 7, p. e02049, Jul. 2019.

*Toshiki Kondo[1], Yuji ohishi[1], Hiroaki Muta[1] and Taro Toda[2]

[1]Osaka Univ., [2]MHI.

シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 (その 5) 溶融炉心と低粘性化材混合物の物性モデルの開発

Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

(5)Development of Physical Property Models of Molten Corium-Sacrificial Material Mixture

*龍原　潔[1]，鵜飼　展行[1]，水流　靖彦[1]，松本　峰明[1]，
今坂　功二[1]，中野　貴司[1]，浅井　由季[1]，戸田　太郎[1]
[1]三菱重工業(株)

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け，本研究では，溶融炉心および低粘性化材の混合物の拡がり挙動の予測に必要となる物性予測技術の開発を行った。

キーワード：溶融炉心，MCCI ，粘度，表面張力，密度

1. 緒言

溶融炉心および低粘性化材の混合物の拡がり挙動を予測するためには，事象の進展に伴い温度や組成が変化した場合の溶融物質の物性が必要となる。そこで，拡がり挙動に大きく影響する，粘度，表面張力，密度，固相線・液相線温度などの熱力学特性について予測技術の構築を行った。

2. 溶融炉心・低粘性化材混合物の物性予測

2-1. 予測手法

溶融物質の液相粘度は，FactSage ®で推定した所定温度での液相組成をもとに，イオン間引力で補正した Andrade の式などを用いて推定した。表面張力の推定には，多成分系溶融塩の表面張力に対する Tanaka のモデルを適用した。密度は，必要精度を勘案して各成分のモル加重平均で算出した。固相線・液相線温度などの熱力学特性は，熱力学計算ソフト FactSage ®で NUCLEA データベースを用いて推算した。

2-2. 結果

粘度以外の各物性値の予測精度は，溶融炉心と低粘性化材の混合物のモデル物質（低粘性化材混合率 0～80%）による実測値との比較により検証した。固相線・液相線温度，密度は±20%以下，表面張力は±50%以下の精度で予測可能であった。また，液相粘度は，UO_2, ZrO_2, Fe_2O_3 とその混合物からなる複数の物質の粘度を，単一のモデル式で±50%の精度で予測可能であった。いずれも拡がり挙動予測に十分な精度を得られた。

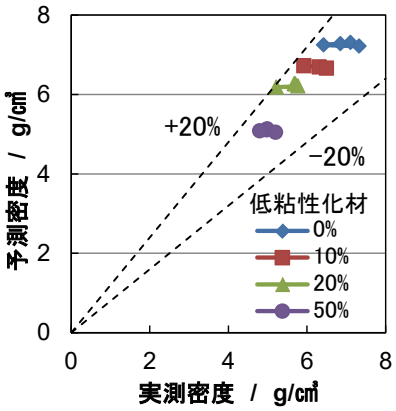


図-1　密度の実測値と予測値の比較

3. 結論

溶融炉心および低粘性化材の混合物の拡がり挙動の予測に必要となる物性モデルの開発を行った。

参考文献

[1] C. Journeau, P. Piluso, K. N. Frolov, “Corium Physical Properties for Severe Accident R&D”, Proceedings of ICAPP ’04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004, Paper 4140 (2004)

[2] Toshihiro Tanaka, Tomoko Kitamura and Ida Annika Back, “Evaluation of Surface Tension of Molten Ionic Mixtures”, ISIJ International, 46, 3, 400–406 (2006)

---

* Kiyoshi Tatsuhara[1], Nobuyuki Ukai[1], Yasuhiko Tsuru[1], Mineaki Matsumoto[1], Koji Imasaka[1], Takashi Nakano[1], Yuki Asai[1], Taro Toda[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 （その６）溶融炉心の拡がり挙動の解析

Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

(6)Development of molten core spreading model

*原　伸英[1]，小田　拓央[1]，吉田 啓祐[1]，野口　浩徳[1]，谷本　浩一[1]，合田 博志[1]，竹内 淳一[1]，
[1]三菱重工業株式会社，

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け，本研究では溶融燃料拡がり挙動のモデル開発を進めている。過去に実施されている VULCANO-VE-U7［1］の拡がり試験の検証解析で，拡がり距離を再現出来ることを確認した。

キーワード：拡がり解析，過酷事故，溶融燃料, CFD, MCCI

1. 緒言

原子炉過酷事故時に原子炉容器室床面に溶融燃料が落下した場合，溶融燃料の拡がり距離は粘性変化や床材溶融の影響を受ける。事故時の溶融燃料拡がり距離を予測することは安全性向上の面でも重要であり，本研究では，これらの挙動を同時に扱うモデル構築に取り組んでいる。本発表では過去の文献の拡がり実験を対象とし，拡がり距離の検証解析結果を報告する。

2.拡がり解析

既報[2]の通り，溶融燃料の拡がり距離を予測できるように FLUENT コードの VOF(Volume of Fluid)法を採用，また上記事象を数式化し，ユーザー定義関数として組み込み，床材の相変化が生じない先行試験を対象に拡がり距離の予測精度を検証済である。

拡がり流体に実燃料を用い，床材がコンクリートの VULCANO-VE-U7 試験の検証解析の拡がり距離を図 1 に，温度コンターを図 2 に示す。当該解析で試験の拡がり距離が再現されることが確認され，解析では床材から発生した水蒸気が溶融燃料中を上昇し，溶融燃料表面を貫通する挙動が確認された。

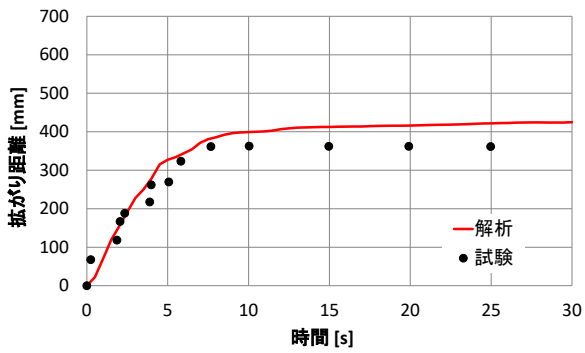


図 1　VE-U7(コンクリートチャネル)拡がり検証解析

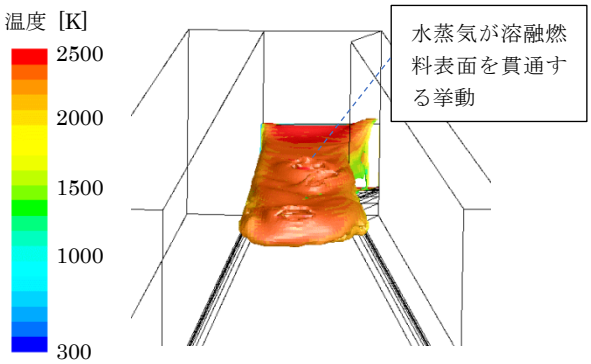


図 2 溶融燃料拡がり途中の温度コンター

3.結論

溶融燃料拡がり現象を対象に拡がりモデルを構築した。過去に実施されている VULCANO-VE-U7 拡がり試験の検証解析で，拡がり距離を再現出来ることを確認した。

参考文献

[1] C. Journeau et al., Nuclear Engineering and Design 223,75-102, (2003).

[2] 原伸英 他、「シビアアクシデント時の溶融炉心の拡がりモデルの開発」、日本原子力学会、2019 年春の大会

*Nobuhide Hara[1], Takuo Oda[1], Keisuke Yoshida[1], Hironori Noguchi[1], Koichi Tanimoto[1], Hiroshi Goda[1] and Junichi Takeuchi[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

[1L01-05] Refractory Structural Materials

Chair:Ryuta Kasada(Tohoku Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:55 AM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L01] Effect of titanium concentration on tensile properties of low-activation vanadium alloys absorbing impurity nitrogen

*Kazuki Saito[1], Makoto Kobayashi[1,2], Jingjie Shen[2], Gaku Yamazaki[1], Takuya Nagasaka[1,2], Valentyn Tsisar[3], Takeo Muroga[1,2] （1. SOKENDAI, 2. NIFS, 3. SCK・CEN）

10:30 AM - 10:45 AM

[1L02] Effect of temperature history on the microstructural evolution of neutron-irradiated vanadium alloy

*Shuichiro Miura[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Koji Fuzita[1], Manabu Sato[2], Takuto Saito[3], Yoshihiro Sekio[3] （1. Univ. of Fukui, 2. Hachinohe institute of Technology, 3. JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

[1L03] Oxidation behavior of Tungsten-Chromium Alloys for Fusion Reactor

*Koki Otsuka[1], Shuhei Nogami[1], Yuta Kikuchi[1], Akira Hasegawa[1] （1. Tohoku.University）

11:00 AM - 11:15 AM

[1L04] Recrystallization Behavior, Mechanical Properties, and Irradiation Tolerance of Tungsten-Tantalum Alloys for Fusion Reactor

*Itsuki Ozawa[1], Shuhei Nogami[1], Takeshi Miyazawa[1], Daisuke Asami[1], Misako Miwa[1], Kiyohiro Yabuuchi[2], Akira Hasegawa[1] （1. Tohoku.University, 2. Kyoto.University）

11:15 AM - 11:30 AM

[1L05] Nondestructive detection of flaws beneath friction stir processed high strength tungsten coating using high-frequency ultrasonic microscopy

*Noritaka Yusa[1], Hiroyasu Tanigawa[2], Satoshi Kishimoto[4], Makoto Watanabe[4], Hidetoshi Fujii[3], Yoshiaki Morisada[3] （1. Tohoku Univ., 2. QST, 3. Osaka Univ., 4. MINS）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

不純物窒素を吸収した低放射化バナジウム合金の引張特性に及ぼすチタン濃度の効果

Effect of titanium concentration on tensile properties of low-activation vanadium alloys absorbing impurity nitrogen

*齋藤千貴[1]，小林真[1,2]，申晶潔[2]，山崎樂[1]，長坂琢也[1,2]，チザールバレンチン[3]，室賀健夫[1,2]
[1]総研大，[2]核融合研，[3]ベルギー原子力エネ研

低放射化バナジウム合金は液体リチウム増殖ブランケット構造材料の候補である。合金元素チタンは窒素などの不純物と反応して合金母相から析出し（スカベンジング）、固溶硬化とそれに伴う脆化を抑制する。しかしながら、放射化の観点からはチタン添加量を最小限にする必要がある。そこで本研究では、チタンによる不純物窒素のスカベンジング効果を定量的に評価し、添加量を最小限化するため、窒素の拡散及びチタンとの析出挙動と引張特性の相関について明らかにした。

キーワード：核融合炉構造材料、バナジウム合金、スカベンジング効果、機械特性

低放射化バナジウム合金は核融合炉における液体リチウム増殖ブランケット構造材料の候補である。合金元素チタンは液体リチウムから侵入してくる不純物窒素と反応し析出することで母相格子から窒素を取り除き、不純物による固溶硬化及び脆化を抑制する。一方で、チタンは核融合炉環境下で長半減期の放射性核種を生成するため、添加量を最小限にする必要がある。本研究では、チタン添加量を最小限化するため、不純物窒素の拡散を窒素ガス曝露実験で模擬し、窒素の拡散及びチタンとの析出挙動について、機械特性のひとつの指標である引張特性との相関を明らかにすることを目的とする。

クロム濃度 4mass%、チタン濃度 0～4 mass%の低放射化バナジウム合金と純バナジウムとを試料とした。試験片の厚さは 250 μm、硬さ試験片のみ 1mm であった。表面の電解研磨を行った後に、窒素ガス曝露実験を 650℃、25 時間、0.066 atm で行った。その後、引張試験及びナノインデンテーション試験にて機械特性の評価を行った。また、透過型電子顕微鏡観察等による微細構造分析を行った。

図 1 に窒素ガス曝露前後の引張試験の結果を示す。窒素ガス曝露実験により延性が大きく低下したが、チタン濃度 3 mass%以上の合金では降伏挙動及び塑性伸びが見られた。また、チタン濃度 1mass%以下の合金では降伏強度が窒素ガス曝露により大きく増加し弾性域で破断した。全ての試料で延性・脆性混成破面が観察され、チタン濃度の増加に伴い脆性破面の割合が減少していた。一方、試料断面ナノインデンテーション試験の結果から、チタン濃度の増加に伴い窒素侵入固溶による硬化領域が小さくなっており、チタン濃度 1mass%以下の合金では表面から 100 μm、3mass%合金では 60 μm、4mass%合金では 40 μm であった。以上の結果から、低チタン濃度合金では窒素ガス侵入により試料表面が硬化して脆性領域が増加することで延性が低下したと理解できる。しかし、3mass%以上のチタン添加により表面の硬化及びそれに伴う脆化を抑制でき、比較的大きな延性を保つことができた。講演では微細組織との相関についても報告する。

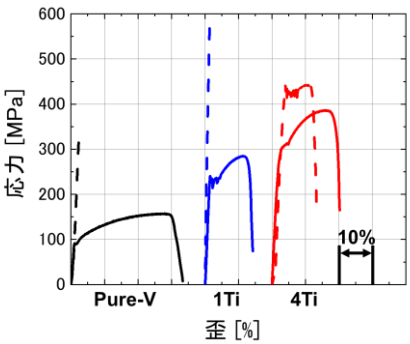


図 1　応力－歪曲線（実線；窒素ガス曝露前、破線；窒素ガス曝露後）

*Kazuki Saito[1], Makoto Kobayashi[1,2], Jingjie Shen[2], Gaku Yamazaki[1], Takuya Nagasaka[1,2], Valentyn Tsisar[3], Takeo Muroga[1,2]
[1]SOKENDAI, [2]NIFS, [3] SCK•CEN

中性子照射したバナジウム合金の損傷組織発達に及ぼす運転履歴効果

Effect of temperature history on the microstructural evolution of neutron-irradiated vanadium alloy

*三浦 柊一郎[1]，福元 謙一[1]，藤田 江示[1]，佐藤 学[2]，齋藤 拓人[3]，関尾 佳弘[3]
[1]福井大，[2]八戸工業大学，[3]JAEA

常陽炉のMARICO-2キャプセルで照射されたバナジウム合金について温度履歴効果がある従来型照射試料と温度制御型照射試料の TEM 観察及び硬度試験から，損傷組織発達に及ぼす温度履歴効果について検証した．

キーワード：核融合，バナジウム合金，温度変動，温度履歴

1. 緒言

温度変動照射下の材料中の損傷組織発達過程は単に温度履歴の各温度で生じる損傷過程の重畳では理解を得ることのできない複雑な現象でスエリングや材料強度への影響が知られている[1]．本研究では中高温度域でのバナジウム合金における温度履歴効果を調べた．

2. 実験

試料には純バナジウム，二元系バナジウム合金（Fe, Cr, Si, Ti, Nb, Mo）三，四元系合金（NIFS-HEAT2:V-4Cr-4Ti, V-5Cr-5Ti-SiAlY）を用いた．常陽炉の MARICO-II 照射では，ヒータ制御一定温度照射（照射温度 477℃，中性子線量 1.1×10^{26}n/m^2（E>0.1MeV））およびオンライン温度非制御（従来型）照射（照射温度 482℃，中性子線量 3.0×10^{26}n/m^2（E>0.1MeV）および照射温度 410℃，中性子線量 1.1×10^{26}n/m^2（E>0.1MeV））で液体ナトリウム環境下で中性子照射を行った．照射後東北大金研大洗センターで硬さ試験を行い，一部試料は東北大金研仙台地区 α 放射体実験室に搬送され，電解研磨後加速電圧 200kV で室温 TEM 観察を行った．

3. 結果

3-1. 微細組織観察結果

V-xFe(x=0～5）の 2 元系合金ではボイド形成によるスエリングが観察され，従来型に比べ温度制御型キャプセルではボイド形成は低密度で粗大化の傾向が見られた．これは低温側でのボイド核形成の促進に依るボイド分布の初期状態の相違が損傷発達に影響を与えたものといえる．またスエリング速度では温度制御型キャプセルにおいて大きく現れた．原子寸法因子による二元系バナジウム V-M 合金ではアンダーサイズ溶質原子合金では V- x Fe と同様の傾向が見られたが，オーバーサイズ側ではボイド形成は観られず，寸法因子効果は温度履歴に影響されないことが示された．SiAlY 添加 V-Cr-Ti 合金では析出物形成に SiAlY 等の酸化物形成挙動の影響が確認された．

3-2. 硬さ試験結果

V-xFe および V-M 二元系合金においては大小の差はあるものの総じて温度制御照射キャプセルの材料で従来型キャプセルよりも大きな照射硬化が観られ，微細組織観察結果と一致する傾向にあることが観られた．一方で温度制御型と同じ照射量にて低温側（410℃）で照射したキャプセルのものとの比較では，482℃照射材において 410℃照射材よりも大きな照射硬化が生じることが，各種 V-5Cr-5Ti-SiAlY 合金で観られた．この従来にない照射硬化挙動の解析を含めて当日詳細について報告する．

参考文献

[1] H.kataoka, T Yasu, H Takatsudo, S Miyakawa . JNM258-263 (1998) 677-681

*Shuichiro Miura[1], Ken-ichi Fukumoto[1],Koji Fuzita[1],Manabu Sato[2],Takuto Saito[3] and Yoshihiro Sekio[3]
[1]Univ. of Fukui, [2]Hachinohe institute of Technology, [3]JAEA

核融合炉用タングステンークロム合金の酸化挙動

Oxidation behavior of Tungsten-Chromium Alloys for Fusion Reactor

*大塚 宏紀，野上 修平，菊池 裕太，長谷川 晃
東北大学

タングステン（W）に機械特性の向上のためのカリウム（K）ドープと、耐酸化性の向上のためのクロム（Cr）添加による合金化を施したタングステンークロム（W-Cr）合金の耐酸化性について報告する。

キーワード：核融合炉，タングステン合金，酸化，クロム添加，カリウムドープ

1. 緒言

核融合炉において冷却材喪失事故が生じた場合、第一壁やダイバータに適用される W は長時間高温状態になることが予想される。その状態において冷却水が炉内に侵入した場合、核融合中性子の照射によって放射化された高温状態の W と冷却水が反応することにより、放射化した酸化タングステンが形成され、それが昇華することによって、炉内外に放射性物質の汚染が広がる可能性があることが課題として指摘されている。このような事故の際の W の酸化を抑制するために、W に Cr を添加し合金化することで耐酸化性を向上させた W-Cr 合金の開発が進められている。この材料の耐酸化性を向上させる基本原理は、酸素との親和力が W より大きい Cr が優先的に酸化され、保護性の酸化皮膜を形成することで酸化タングステンの形成を抑制しようというものである。また Cr の他に、イットリウム（Y）を添加しても酸化皮膜が安定し、より耐酸化性を向上させることがこれまでに明らかになっている。

この W-Cr 合金の構造材料への適用のため機械特性の向上を目指し、我々は高温強度が増す K ドープ法を併用した K ドープ W-Cr 合金を作製した。添加した K は W の焼結工程で揮発し、そのバブルが W の粒界上に分散することで結晶粒の成長を抑え、機械特性を向上させる手法である。本研究では、K ドープ W-Cr 合金の酸化挙動に及ぼす Cr と Y 添加の影響について報告する。

2. 実験方法

供試材は、各金属元素粉末から熱間等方圧成形（HIP）で作製した K ドープ W、K ドープ W-5%Cr、K ドープ W-10%Cr、K ドープ W-10%Cr-0.5%Y の HIP 焼結体である。これら 4 材料について酸化挙動を評価するために、20vol.% O_2 と 80vol.% N_2 の乾燥混合気体中で 1000ºC において最大 10 時間までの酸化試験を行った。酸化試験中の各試料の重量変化と酸化後の表面および断面の SEM 観察、EDS 元素分析を行った。

3. 結果

図は、評価した 4 材料の昇温開始から 1000ºC で 1 時間保持の酸化試験による表面積当たりの重量変化である。K ドープ W は加熱開始 30～40 分後から重量が急増し始めた。また、試料は表面が黄色く変色し酸化タングステンが形成されたと考えられる。K ドープ W-5%Cr は K ドープ W より大幅に重量増加が抑制されたことに加え、試料表面の黄色い変色は見られなかったことから、Cr 添加による耐酸化性の向上と酸化タングステン形成の抑制が認められた。K ドープ W-10%Cr は K ドープ W-5%Cr と比較して昇温中の重量増加速度が大きかったが、1000ºC1 時間保持後の増加量は小さかったことから、より長時間試験での耐酸化性の向上が示唆された。K ドープ W-10%Cr-0.5%Y は K ドープ W-10%Cr より重量増加が抑制され、試料形状の変化も小さかったことから、Y 添加による耐酸化性の向上が認められた。発表では、SEM 観察、EDS 元素分析の結果も含めて議論する。

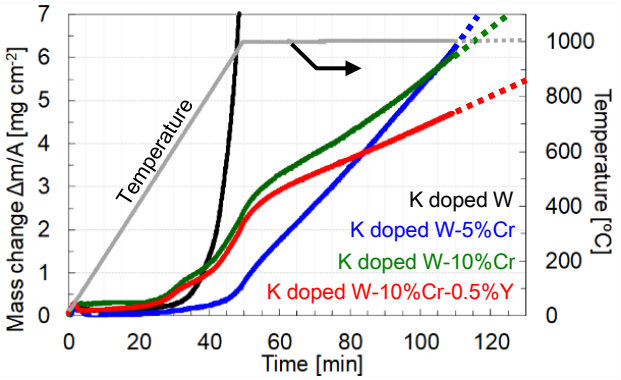


図 1 時間保持酸化試験による表面積当たりの重量変化

*Koki Otsuka, Shuhei Nogami, Yuta Kikuchi, Akira Hasegawa
Tohoku Univ.

核融合炉用タングステン―タンタル合金の再結晶挙動、機械特性および耐照射性

Recrystallization Behavior, Mechanical Properties, and Irradiation Tolerance of Tungsten-Tantalum Alloys for Fusion Reactor

*大澤 一輝[1]，野上 修平[1]，宮澤 健[1]，浅見 大輔[1]，三輪 美沙子[1]，藪内 聖皓[2]，長谷川 晃[1]
[1]東北大学，[2]京都大学

核融合炉ダイバータへの適用が期待されるタングステン（W）は、低温脆性、再結晶脆化、中性子照射脆化が課題である。本研究では、それらの克服を目的として開発されたタングステン-タンタル（W-Ta）合金について、その再結晶挙動、機械特性および耐照射性について評価した結果を報告する。

キーワード：核融合炉，タングステン合金，再結晶挙動，機械特性，耐照射性

1. 緒言

核融合炉ダイバータへの適用が期待されるタングステン（W）は、低温脆性、再結晶脆化、中性子照射脆化などが課題である。これらを改善する手法の一つとして、レニウム（Re）による合金化があるが、照射量の増加にともない生ずる照射誘起析出による脆化が懸念されている。これは、Re は固溶限以下の濃度であっても W 中で照射誘起の偏析や析出現象により金属間化合物の析出物が形成するためである。本研究では、W 中で全率固溶し、析出物の形成が報告されていない元素のうち、タンタル（Ta）に着目し粉末焼結により製作した W-Ta 合金について、その再結晶挙動、機械特性および耐照射性に及ぼす Ta の影響を明らかにすることを目的とする。

2. 実験方法

供試材は、粉末焼結と熱間圧延によって製造された純 W、W-1%Ta、W-3%Ta 及び W-5%Ta 合金である。これらは、全て 900 ºC において 20 分間の応力除去熱処理が施されている。これらの材料について、1200 ºC から 2300 ºC までの温度において 1 時間の等時熱処理を施し、ビッカース硬さにより再結晶挙動を評価した。機械特性の評価として、室温から 1300 ºC までの温度において引張試験を実施した。引張試験片の平行部は 5 mm × 1.2 mm × 0.5~0.75 mm、試験片長手方向と圧延方向を一致させた。耐照射性の評価のため、東北大学の 3 MV ダイナミトロン加速器を用いて、3 MeV のプロトンを、800 ºC において 0.5dpa まで照射した。照射後試験として、ビッカース硬さの測定と、透過電子顕微鏡（TEM）による微細組織観察を実施した。

3. 結果

右図は、純 W 及び W-1~5%Ta 合金のビッカース硬さの熱処理温度依存性である。純 W は 1250 ºC で硬さが急峻に低下しているのに対し、W-1~5%Ta 合金は 1500 ºC までではわずかな硬さの低下しか見られなかった。これは、Ta の添加により、再結晶温度が上昇したためであると考えられる。引張試験の結果、室温から 1300 ºC までの全温度域において、W-1~5%Ta 合金の最大引張強さは純 W よりも高く、伸びは小さかった。講演では、1500 ºC 以上における再結晶挙動、機械特性及び耐照射性に及ぼす Ta 添加の影響について詳細に議論する。

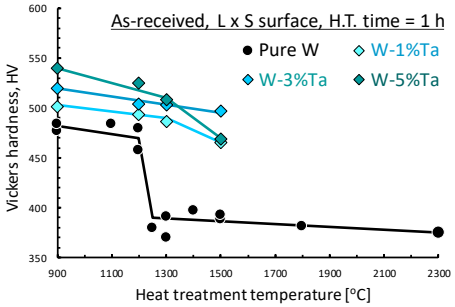


図. 硬さの熱処理温度依存性

*Itsuki Ozawa[1], Shuhei Nogami[1], Takeshi Miyazawa [1], Daisuke Asami[1], Misako Miwa[1], Kiyohiro Yabuuchi[2], Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ.

高周波超音波による
摩擦攪拌処理を施した高強度タングステン被膜下欠陥検出の試み

Nondestructive detection of flaws beneath friction stir processed high strength tungsten coating using high-frequency ultrasonic microscopy

*遊佐 訓孝[1]，谷川 博康[2]，岸本 哲[3]，渡邊 誠[3]，藤井 英俊[4]，森貞 好昭[4]
[1]東北大，[2]量研機構，[3]物材機構，[4]阪大

核融合炉プラズマ対向材として提案されている摩擦攪拌処理を施した高強度タングステン被膜の健全性評価技術としての高周波超音波探傷法の適用性を評価した。人為的に欠陥を導入した試験体に対する試験結果は当該欠陥を明瞭に確認出来、またサーモグラフィーによる試験結果とも整合性のあるものであった。

キーワード：核融合炉，非破壊検査，プラズマ対向壁，水浸超音波探傷試験

1. 緒言

事故耐性の高い核融合炉プラズマ対向材への適用を想定し、自己不動態化が期待できるタングステン合金被膜に対して摩擦攪拌処理を施すことで強度及び耐熱性を高める、新しい被膜形成技術が提案されている[1]。一方で当該被膜においては摩擦攪拌処理時等に熱輸送機能を阻害する欠陥が導入されてしまう可能性を完全には否定できず、健全性を担保するための適切な非破壊検査技術は、当該被膜の実用化に向けての重要な開発要素の一つとなる。そこで本研究においては、当該被膜健全性評価技術としての高周波超音波探傷法の適用性の評価を行った。

2. 試験方法及び結果

試験に用いた試験体の外観を図 1 に示す。厚さ約 15 mm、大きさ 90 mm×90 mm のタングステン平板の表面に 3D プリンティング技術・粉末床溶融結合法により厚さ 100～150 μ m 直径 5 および 2 mm のタングステンパターンを積層形成した後、真空溶射法により厚さ約 0.5mm のタングステン被膜を表面に形成し、さらに被膜に対して摩擦攪拌処理を施したものである。摩擦攪拌処理部の表面平滑化は行っておらず、また摩擦攪拌処理線下の突起を肉眼で確認することはできない。

図 1　試験体外観

高周波超音波測定はインサイト社 IS-350 を用いた水浸法にて行った。試験周波数 50 MHz を用いて得られた超音波画像を図 2 に示す。摩擦攪拌処理部においてほぼ等間隔に円形のエコー源があることを確認することができる。当該エコー源の位置は加工した窪みの位置とほぼ一致しており、また別途行われたフラッシュサーモグラフィーによる試験で確認された温度上昇部とも合致するものであった。

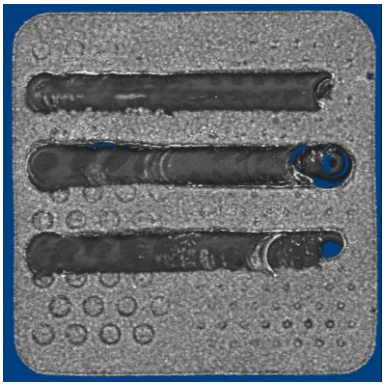


図 2　試験結果一例

参考文献

[1] H.Tanigawa et al., Fusion Eng. Des. 98-99 (2015) 2080-2084

*Noritaka Yusa[1], Hiroyasu Tanigawa[2], Satoshi Kishimoto[3], Makoto Watanabe[3], Hidetoshi Fujii[4], Yoshiaki Morisada[4]
[1]Tohoku Univ., [2]QST, [3]NIMS, [4]Osaka Univ.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)/601-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion

[1L06-09] Plasma Engineering/Irradiation Behavior

Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L06] Influence of the cathode material on the neutron production rate of Inertial Electrostatic Confinement Fusion device

*Mahmoud Bakr[1], Jan-Philipp Wulfkühler[3], Kai Masuda [2], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi [1], Martin Tajmar[3] （1. Kyoto University, Institute of Advanced Energy , 2. QST, Rokkasho Fusion Institute, 3. Institute of Aerospace Engineering TU Dresden, Germany ）

2:45 PM - 3:00 PM

[1L07] Radiation induced amorphization of $M_{23}C_6$

*Sho Kano[1], Huilomg Yang[1], John Patric McGrady[1], Dai Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Takashi Nozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hiroaki Abe[1] （1. Univ. of Tokyo, 2. QST）

3:00 PM - 3:15 PM

[1L08] Influence of neutron irradiation on deuterium release from tungsten

*Yuji Hatano[1], Vladimir Kh. Alimov[2], Tatsuya Kuwabara[3], Takeshi Toyama[4], Alexander V. Spitsyn [2], Youji Someya[5] （1. HRC, U. Toyama, 2. NRC “Kurchatov Institute", 3. Aichi Inst. Technol., 4. IMR, Tohoku U., 5. QST）

3:15 PM - 3:30 PM

[1L09] Reflection of eV-energy hydrogen atom on hydrogen-covered surface

*Yuki Nakagawa[1], Shitaro Nakano[1], Ikuji Takagi[1] （1. Kyoto University）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Influence of the cathode material on the neutron production rate of Inertial Electrostatic Confinement Fusion device

*Mahmoud Bakr[1], Jan-Philipp Wulfkühler[2], Kai Masuda[3], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1], and Martin Tajmar[2]

[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Japan, [2] Institute of Aerospace Engineering TU Dresden, Germany, [3] Rokkasho Fusion Institute, QST, Japan

The present work focuses on studying the influence of the electrode material on the neutron yield from the inertial electrostatic confinement fusion (IECF) device. Two cathodes, with 4 cm diameters fabricated from stainless steel and titanium in the buckyball shape, were used to perform the study. Experimental setup, conditions, and overview of the results will be presented and discussed in the meeting.

Keywords: IEC, Cathode materials, DD Fusion, Titanium.

1. Introduction

Inertial electrostatic confinement fusion (IECF) is a method for trapping light atoms, such as D, T, H, He, to start fusion by use of electric filed. IEC, in its straightforward configuration, is consisting of a concentric spherical transparent cathode at a negative bias in the center of a vacuum chamber, which serves as an anode at ground potential (Fig. 1). Fusion in IECF device is taking place via various kinds of collisions: (i) ions vs. ions, is preferable but it is negligibly small, (ii) ions vs. gas target, predominant in a wide range of operational conditions, (iii) ions vs. cathode grid, and (iv) charge exchange with electrodes. This study focuses on fusion generated from ions vs. cathode. Two cathodes, 4 cm diameters made from stainless steel (SS) and titanium (Ti), were used to perform the study. The anode was made from SS, and D gas has been used as a fule for the operation. The DD neutron production rate (NPR) from the cathodes was scanned as a function of applied voltage and current (Fig. 2).

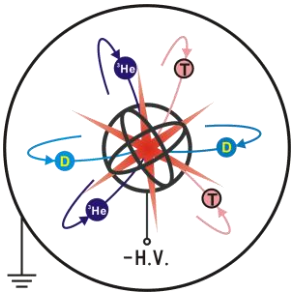


Fig.1 IEC configuration and the fusion paths.

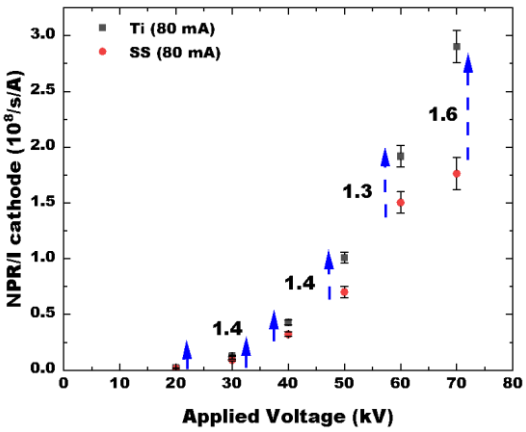


Fig. 2. NPR/I-cathode from the Ti and SS cathodes as a function of the applied voltage.

2. Results

The measured NPR/I-cathode from Ti and SS cathodes as a function of the applied voltage revealed that, under the same conditions, the NPR from Ti cathode is ~1.5 higher than SS one. The effect of the cathode material can explain this behavior. It is reported that adsorbed/embedded hydrogen ions on the Ti surface are ~ three times higher than the SS one [1,2]. Therefore, a fusion takes place between the energetic ions, and the adsorbed /embedded ions on the Ti cathode surface are much higher than the SS one.

3. Conclusion

The NPR/I-cathode from Ti cathode is ~1.5 times higher than the SS one, which can be referred to as the affinity of Ti material to adsorb hydrogen ions if much high compared to the SS one.

[1] K. Christmann, O. Schober, G. Ertl, and M. Neumann, J. Chem. Phys. 60(11), 4528–4540 (1974).

[2] P. W. Tamm and L. D. Schmidt, J. Chem. Phys. 55(9), 4253–4259 (1971).

$M_{23}C_6$の照射誘起非晶質化

Radiation induced amorphization of $M_{23}C_6$

*叶野　翔[1]，楊　会龍[1]，John McGrady[1]，濱口　大[2]，安堂　正己[2]，野澤貴史[2]，
谷川　博康[2]，阿部　弘亨[1]
[1]東京大学，[2]量子科学技術研究開発機構

抄録

低放射化フェライト鋼（F82H 鋼）に対し、高温下において 10.5 MeV の Fe イオンを照射し、$M_{23}C_6$の照射誘起非晶質化を評価した。前報までに、RIA の形態学的変化として、結晶性の析出物周辺に非晶質部が形成されることを明らかとした。そこで、本報では、析出物の組成分析、高分解能 TEM 観察結果について報告し、その発現機構について考察する。

キーワード：低放射化フェライト鋼 ，照射損傷，イオン照射，非晶質化，$M_{23}C_6$

これまでに、本研究 Gr では、F82H 鋼中の照射下における MX や $M_{23}C_6$ の相安定性評価として、HVEM ならびにイオン加速器を用いた評価からサイズ変化が観察されないような比較的に低温、低照射量条件下においても、析出物組成等が変化することを確認してきている。また、前報では、$M_{23}C_6$ の照射誘起非晶質化（Radiation induced amorphization ： RIA）に着目し、RIA の臨界温度が 623 K 近傍に存在すること、さらには、析出物の形態変化として、結晶性の $M_{23}C_6$ の周辺に非晶質相が存在し、所謂、コア-シェル構造の析出物が形成されることを明らかとした。これらより、本報では、RIA の発現機構解明に向けて、種々の電子顕微鏡観察法を駆使した、析出物の更なるキャラクタリゼーションを試みた。

供試材として F82H 鋼（F82H-BA12 鋼）ならびに、このモデル鋼（Fe-8Cr-0.1C）を使用した。イオン照射は QST 高崎研の TIARA 施設にて実施し、照射温度 573-673 K にて、10.5MeV の Fe^{3+}を最大 20 dpa まで照射した。照射後試料は FIB による TEM 試験片のピックアップ、ならびに、低エネルギーAr ビームスパッタリングによる薄膜化/加工ダメージレイヤーの除去後、複数の透過型電子顕微鏡を用いた、析出物の詳細観察を行った。

照射材の汎用 TEM 観察より、前報にて報告したコア-シェル構造の $M_{23}C_6$ 以外に、フラクタル状の析出物界面を有するものの存在も確認された。また、これらの高倍率 STEM-EDS 分析からは、析出物の主要な構成元素である Cr が母相中への溶出ないし拡散している挙動が確認された。これらは、析出物構成元素の母相中への拡散が $M_{23}C_6$ の RIA の発生機構に関与することを示唆する結果と考えており、当該反応は、A.T. Motta らが提案している析出物（彼らは $Zr(Cr,Fe)_2$ を対象としている [1]）の RIA 機構と類似する。当日は、照射材の HRTEM 観察結果やモデル鋼中における析出物の挙動についても紹介し、イオン照射下における RIA 発現機構の解明に向けた考察を行う。

参考文献

[1] A.T. Motta, C. Lemaignan, J. Nucl. Mater., 195 (1992) 277-285.

---

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], John McGrady[1], Dai Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Takashi Nozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2] and Hiroaki Abe[1]
[1]The University of Tokyo, [2]QST.

タングステンからの重水素放出に及ぼす中性子照射の影響

Influence of neutron irradiation on deuterium release from tungsten

*波多野 雄治[1]，Alimov Vladimir Kh.[2]，桑原竜弥[3]，外山 健[2]，Spitsyn Alexander V.[4]，染谷洋二[5]
[1]富山大水素研，[2]東北大金研，[3]愛工大工，クルチャトフ研究[4]，量研[5]

BR2 炉で 0.03 dpa まで中性子照射したタングステン（W）試料を 300～500℃で重水素プラズマに曝露したのち、大気にさらすことなく真空中で 300℃に加熱した際の重水素放出特性を調べた。中性子照射により重水素放出速度は著しく減少したものの、30 時間加熱すると吸蔵された重水素の 1～3 割程度が放出された。

キーワード：タングステン，トリチウム，除染，中性子照射

1. 緒言

核融合炉で使用されたプラズマ対向機器はトリチウム（T）を含有すると共に、中性子照射により放射化している。崩壊熱を利用することで、運転終了後に機器を真空容器内に設置したまま T を加熱脱ガスできる可能性があるが、プラズマ対向材料である W 中では照射欠陥が水素同位体の強い捕獲サイトとして働くため、その影響を明らかにしておく必要がある。そこで本研究では、中性子照射 W 試料を重水素（D）プラズマに曝露したのち真空中で加熱した際の D 放出特性を調べた。水冷却を想定し、加熱温度は 300℃とした。

2.実験

W ディスク試料（ϕ6×0.5 mm）をベルギーの BR2 炉にて 290 ℃で 0.03 dpa まで中性子照射した。東北大学金属材料研究所大洗センターに設置された直線型プラズマ装置 CDPS を用いて、照射試料および非照射試料を 300、400、500 ℃で D プラズマに 1.1×10^{25} D/m^2 まで曝露した。一部の試料については、プラズマ曝露後ただちに D 吸蔵量を昇温脱離法で測定した。他の一部については、真空中で 300℃に 30 時間加熱したのち、同様に D 吸蔵量を調べた。両者での D 吸蔵量の差より 300℃に加熱した際の D 放出量を評価した。

3. 結果及び考察

非照射試料の場合には、300 ℃で 30 時間加熱すると、ほぼ全量の D が放出された。中性子照射試料からの昇温脱離スペクトルの例として、400℃でプラズマに曝露したのちのものを図に示す。300 ℃で 30 時間加熱した場合には、900 K（627 ℃）以下での脱離量が明確に減少しているが、高温領域では大きな変化は見られない。また、300 ℃での加熱時に放出された D の量は、全吸蔵量の 2 割弱であった。他の曝露温度においても、300 ℃・30 時間の加熱で放出された D は全吸蔵量の 1～3 割程度であった。これらの結果は、照射欠陥の捕獲効果により放出速度が著しく低下していることを示している。原型炉では運転停止後、1 ヶ月程度崩壊熱を減衰させてからメンテナンスを開始することが想定されている。すなわち、より長時間加熱脱ガス処理を行うことができる。今後、拡散計算コードを用いてより長期間加熱した場合の放出量を評価する。

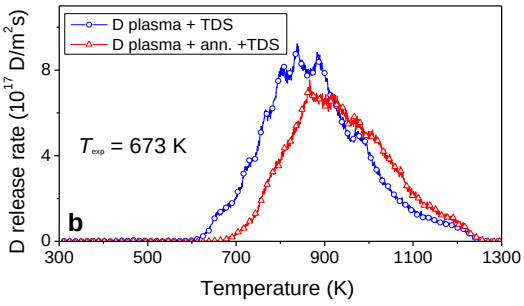


図 中性子照射 W からの D の昇温脱離スペクトル。プラズマ曝露温度は 400 ℃。黒はプラズマ曝露直後、赤は 300 ℃で 30 時間加熱後に測定したもの。

---

* Yuji Hatano[1], Vladimir Kh. Alomov, Tatsuya Kuwabara3, Takeshi Toyama[2], Alexander V. Spitsyn[4] and Youji Someya[5]
[1]Univ. Toyama, [2]Tohoku Univ., [3]Aichi Inst. Technol., [4]NRC “Kurchatov” Inst., [5]QST

水素に覆われたガラス表面における水素原子反射挙動に関する研究

Reflection of eV-energy hydrogen atom on hydrogen-covered surface

*中川 雄貴，中野 晋太郎，高木 郁二
京都大学

ガラス表面における低エネルギー水素原子の反射率は 1 に近く、鏡面反射する原子が多いことが以前の実験で示された。この傾向を分子動力学(MD)計算によって確かめた。

キーワード：反射、水素リサイクリング、水素原子、分子動力学計算、ガラス

1. 緒言

本研究では、固体表面に入射した水素原子が原子のまま入射方向に戻る過程を反射と呼ぶ。この反射は、核融合炉内における水素リサイクリングにとって重要な過程であるが、化学的な相互作用が大きく影響する eV 程度の領域については未だ明らかになっていない。

2. 実験結果

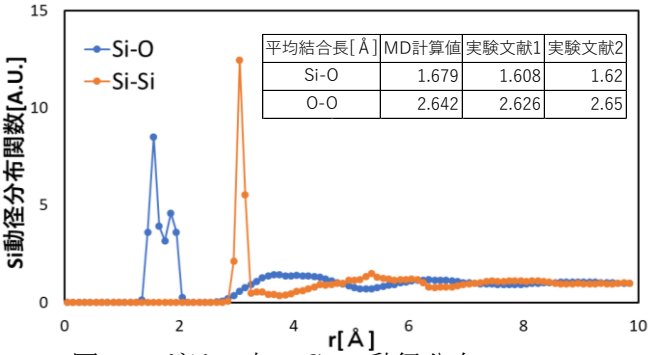
以前の研究[1]では、ホウケイ酸ガラス表面における 1eV 程度の水素原子の反射率は 0.93 であり、鏡面反射する原子が多いことが示された。今回は、重水素原子に曝しているガラス表面における重水素の密度を核反応法によって測定した結果、表面は重水素で覆われていることが分かった。

3. 分子動力学計算

MD 計算に用いるガラスは MeltQuench 法と VacuumGap 法によって作成し、動径分布関数によって適切に生成していることを確認した(図 1)。MD 計算ではポテンシャルとして ReaxFF を用いた。その結果、1eV の水素原子が入射した場合、表面の水素密度が高いほど反射率も高くなり(図 2)、水素密度が高い条件下では鏡面反射する水素が多かった。これらの結果は 2 で示した実験結果をよく整合した。

4. 考察

表面が水素に覆われると、どの固体でも反射率が高くなると考えられる。反射率が高いと水素原子はプラズマに直接面していない領域にまで輸送され、このことが水素リサイクリングに影響を及ぼしている可能性がある。



平均結合長[Å]	MD計算値	実験文献1	実験文献2
Si-O	1.679	1.608	1.62
O-O	2.642	2.626	2.65

図 1. ガラス中の Si の動径分布

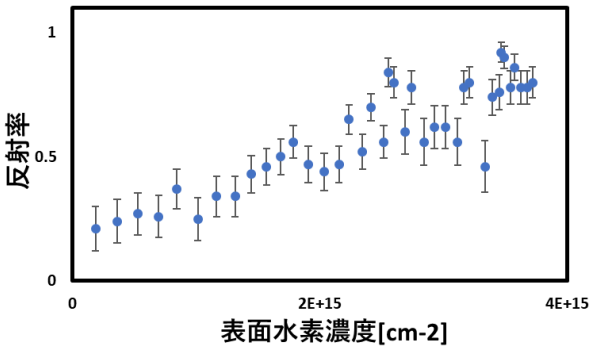


図 2. 反射率の表面水素密度依存性

参考文献

[1]中野晋太郎ら，日本原子力学会春の年会, 2O14 , 茨城大学(2019)

*Yuki Nakagawa, Shintaro Nakano and Ikuji Takagi
Kyoto Univ.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)/601-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion

[1L10-13] Liquid Metal/Solid Breeder

Chair:Yuji Hatano(Univ. of Toyama)

Mon. Mar 16, 2020 3:50 PM - 4:55 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L10] Material compatibility of concrete materials with liquid metals

*Yuki Kano[1], Masatoshi Kondo[1], Nobuhiro chijiwa[1], Minho O[1], Yoshie Tamai[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

3:50 PM - 4:05 PM

[1L11] Chemical compatibility of liquid tin (Sn)

*Masatoshi Kondo[1], Masafumi Akiyoshi[2], Naoko Oono[3], Teruya Tanaka[4] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. OSAKA PREFECTURE UNIVERSIT, 3. Hokkaido University, 4. National Institute for Fusion Science）

4:05 PM - 4:20 PM

[1L12] Compatibility between blanket structural material F82H and super advanced tritium breeder LTZO

*Keiji Oishi[1], Takayuki Terai[1] （1. Univ. of Tokyo）

4:20 PM - 4:35 PM

[1L13] Thermodynamic evaluation of vapor reactions over hyper-stoichiometric lithium metatitanate

*Keisuke Mukai[1,3], Masaru Yasumoto[2,3], Takayuki Terai[3] （1. Kyoto University, 2. LERMF, 3. The University of Tokyo）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

液体金属とコンクリート材料の共存性に関する研究

Material compatibility of concrete materials with liquid metals

*嘉納 悠生[1], 近藤 正聡[2], 千々和 伸浩[2], オ ミンホ[2], 玉井 芳恵[2]
[1]東京工業大学 工学院機械系 [2]東京工業大学

本研究の目的は高温の液体金属とコンクリートの反応性を調べることである。核融合炉や高速炉などで使用が検討されている数種類の液体金属(Pb-17Li, Pb, Sn, Pb-Bi)にコンクリート試験片を浸漬し、500℃のアルゴン雰囲気中で250時間の共存性試験を実施した。試験後に、試験片表層断面をEDXやEPMAで分析した。Pb-17Liに浸漬したコンクリート試験片のみが粉末状になった。また、Snに浸漬したコンクリート試験片では水分量の多いコンクリートの方がより深くまで酸素が脱離していることがわかった。

キーワード: 液体増殖ブランケット, 液体金属冷却材, 化学的共存性, コンクリート

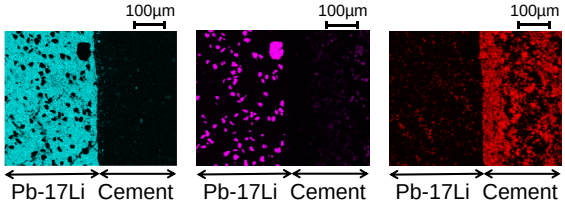
1. 緒言 液体ブランケットや液体ダイバータから高温の冷媒が建屋のコンクリート上に漏洩する事故を想定した場合、建屋コンクリートと液体金属の化学的共存性に注意する必要がある。本研究の目的は液体増殖材や冷却材と建屋コンクリートの共存性を明らかにすることである。

2. 実験方法 普通ポルトランドセメントを硬化させたセメントペースト試験片(10×15×4mm)をSUS316L製の坩堝に入れ、3ccの溶融した金属(Pb, Pb-17Li, Sn, Pb-Bi)に浸漬して試料を作成した。浸漬したセメントペーストの水セメント比(W/C)は Pb, Pb-17Li, Pb-Bi の場合35%、Snの場合35%と55%で行った。この坩堝をAr雰囲気で500℃のまま250時間加熱し、セメント組織と金属の界面をEDXやEPMAで分析した。

3. 実験結果・考察 Pb に浸漬したセメントペースト試験片は形状を維持していたが、Pb-17Li に浸漬した試験片はセメント組織が粉末状に崩れやすくなっていた。Pb-17Li に浸漬したセメントペースト試験片の界面のEDXマッピングを図1に示す。Pbの拡散深さは10μm以下であった。このことから、Pbとセメントペーストの成分の反応性はほとんどないと考えられる。

Pb-17Li 組織内に Si を多く含んだ粒状の組織があった。この組織には Pb や Ca はほとんど含まれていなかったため、Li_4SiO_4 のようなケイ酸塩である可能性がある。また、Pb-17Li に浸漬したセメントペースト試験片から採取した粉末をXRDで分析し、浸漬前のセメントペーストの成分と比較した結果を図2に示す。Pb-17Li に浸漬した試料から採取した粉末にはセメントペーストの成分のほかに Li_4SiO_4 や $LiAlO_2$ 等が含まれていた。これらの化合物は熱力学的に安定で、セメントペーストの成分とLiが反応することにより生成した可能性を示している。

Snに浸漬した試験片のEPMA分析の結果、W/C=55%のセメントペーストの試験片では組織から40μmの深さまでCa, Si, Oなどの欠損を起こしていたのに対し、W/C=35%のセメントペーストの試験片における欠損があったのは 20μm ほどであった。また、W/C=55%のセメントペーストの試験片では、Sn内に50μm以上酸素が離脱している様子が確認できた。このため、Snはセメント組織内の水分量の上昇に伴い、セメントペーストの成分の欠損をより大きくしてしまう可能性が示された。



(a) Pb (b) Si (c) Ca

Fig.1 The results of EDX analysis (a) Pb (b) Si (c) Ca of the cross section between Pb-17Li (left hand) and cement (right hand)

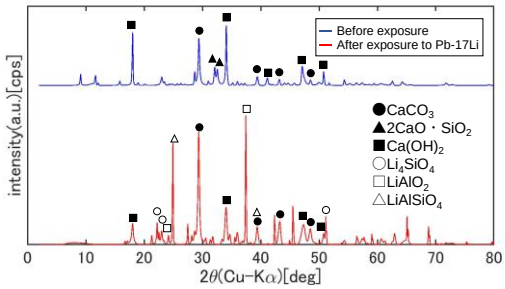


Fig.2 The composition of the powder made after exposure to Pb-17Li analyzed by XRD

4. 結論 Pb, Pb-17Li, Sn, Pb-Bi にセメントペースト試験片を浸漬し、500℃のアルゴン雰囲気中で250時間の共存性試験を実施した。Pbとセメントペーストはほとんど反応しなかった。Pb-17Liではセメントペースト試験片が反応してLiが粉末状になり、Li_4SiO_4 や $LiAlO_2$ 等を生成した。Snはセメントペースト内水分量の上昇に伴い、Ca, Si, Oなどのセメントペーストの成分をより深く欠損させていた。

*Yuki Kano[1], Masatoshi Kondo[2], Nobuhiro Chijiwa[2], Minho O[2], Yoshie Tamai[2]
[1]Tokyo Institute of Technology School of Engineering Department of Mechanical Engineering, [2] Tokyo Institute of Technology

液体金属錫(Sn)の材料共存性に関する研究
(1) 鉄系材料の場合

Chemical compatibility of liquid tin (Sn)
(1) Corrosion characteristics of steels

*近藤 正聡[1], 秋吉 優史[2], 大野 直子[3], 田中 照也[4]
[1]東京工業大学, [2]大阪府立大学, [3]北海道大学, [4]核融合科学研究所

核融合炉の液体ダイバータの冷却材として、液体金属錫(Sn)を使用する事が検討されている。本発表では、液体金属 Sn の材料共存性に関わる研究の全体計画を紹介した後、低放射化フェライト鋼やオーステナイト鋼、FeCrAl-ODS 鋼などの鉄系材料に対して様々な条件で実施した腐食試験の結果について報告する。

キーワード：液体ダイバータ，材料共存性，アルミニウム含有鋼、電子線照射

1. 緒言 核融合炉の液体ダイバータの冷却材として、高温時に低い蒸気圧を示す液体金属錫(Sn)が検討されている。しかし、材料共存性が課題である。候補構造材料として、低放射化フェライト鋼(RAFM)や、優れた耐食性を示す FeCrAl 鋼、一般構造材料の 316L オーステナイト鋼などが挙げられる。本稿では、これらの材料に対して、静止場条件で実施した共存性試験の結果について報告する。また、こうした材料が形成しうる酸化被膜の保護膜としての機能を調べるために、予備酸化処理を施した鋼材に加え Fe_2O_3, Cr_2O_3, Al_2O_3 のバルク試験片を用いて実施した腐食試験の結果についても報告する。京大複合研 LINAC を用いて、電子線照射下における腐食試験を実施した。その結果についても報告する。

2. 実験条件 表 1 に試験に供した鋼材の化学組成を示す。316L 製坩堝内に短冊状試験片を設置し、Sn(約 3.5cc)を充填した。それを 500℃の Ar 雰囲気下で 262 時間加熱保持し、腐食試験を実施した。試験後、試験片を取り出し、表面や表層断面の金相観察を実施した。京大複合研 LINAC では、試験キャプセルに 8MeV(100Hz)の電子線を照射しながら 68 時間の腐食試験を実施した。温度は約 480℃であった。

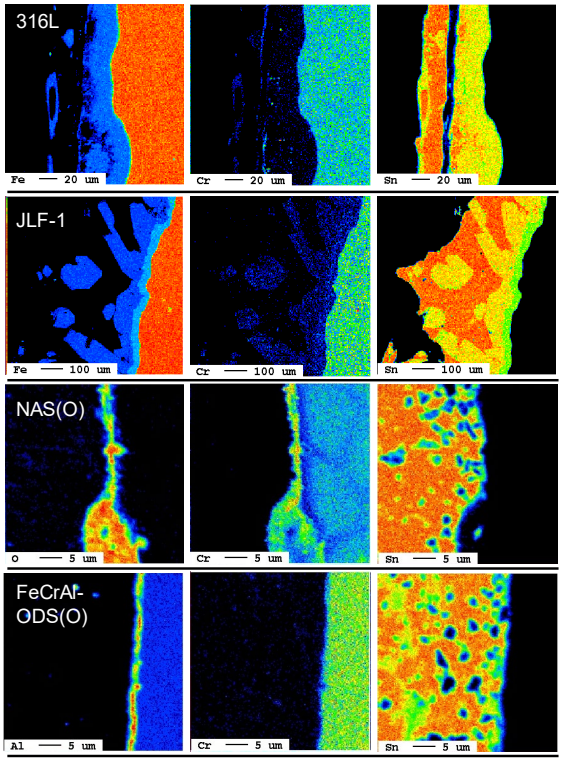


図 1 EPMA 分析結果((O)は予備酸化処理した試験片の腐食試験の結果を示す)

3. 実験結果・考察 図 1 に、試験後の鋼材表層断面の EPMA 分析の結果を示す。316L や JLF-1 では、Sn との界面において Fe-Sn の金属間化合物の形成し腐食が生じている事が分かった。また、予備酸化処理により Fe-Cr-O 被膜を表面に形成させた JLF-1 を浸漬した場合に関しても、腐食層の厚さは薄くはなったものの、同様の金属間化合物の形成が観察された。一方で、予備酸化処理により Cr リッチな酸化被膜を形成させた NAS631 と Al リッチな被膜を形成させた NTK04L 及び FeCrAl-ODS 鋼に関しては、接液界面において金属間化合物の形成が抑制されている事がわかった。鉄系酸化物は Sn と反応する事により不安定な複合系酸化物を形成し保護性を失うが、Cr リッチ酸化被膜や Al リッチ酸化被膜は Sn と反応しにくく保護性を保持する可能性がある事が示唆された。電子線を照射した条件では、316L 鋼の腐食が促進されたものの、Al リッチ酸化被膜により保護された NTK04L 鋼の腐食は促進されなかった。

4. 結論 液体錫中において、鋼材が形成する Cr リッチ酸化被膜や Al リッチ酸化被膜が腐食抑制に有効である事がわかった。

表 1 共存性試験に使用した鋼材の化学組成(mass%)

	Cr	Al	W	Ti	Ni	Si	C	Mn	Others	Fe
316L	17.3	-	-	-	12.3	0.54	0.018	1.6	2.2Mo, 0.028P	Bal.
RAFM JLF-1	9	-	1.94		-	-	0.09	0.49		Bal.
NAS631(SUS631)	16.33	1.04	-	-	7.16	0.25	0.08	-	0.029P	Bal.
NTK04L	17.84	3.34	-	0.3	-	0.41	-	0.14	0.41Si	Bal.
FeCrAl-ODS(SP10)	14.76	6.40	-	0.5	-	-	-	-	0.47Y_2O_3, 0.37Zr, 0.22Ex.O	Bal.

*Masatoshi Kondo[1], Masafumi Akiyoshi[2] Naoko Oono[3], and Teruya Tanaka[4]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Osaka Prefecture University, [3]Hokkaido University, and [4]National Institute for Fusion Science.

核融合炉ブランケット構造材 F82H と スーパー先進トリチウム増殖材 LTZO の共存性

Compatibility between blanket structural material F82H and super advanced tritium breeder LTZO

*大石　啓嗣[1]，寺井 隆幸[1]
[1]東大

本研究では He+0.1%H_2 スイープガス環境下で構造材 F82H と固体増殖材 LTZO の共存性実験を行った。LTZO は大気中で焼成可能な最新の固体増殖材料である。試験温度は 600℃、500℃とし、最大 2000 時間実施した。共存性のメカニズムを明らかにするために F82H 単体加熱の実験、熱力学データベース MALT2 の計算についても実施したところ、スイープガス環境下では純鉄が F82H の表面に生成されるということが分かった。

キーワード：固体増殖ブランケット、F82H、先進増殖材、腐食、拡散係数

1. 背景

耐食の考え方として、核融合炉ブランケットの設計は一般のプラントと大きく異なる点がある。それは一般のプラントでは、予め配管の肉厚を増やすことで腐食の問題を解決できることが多いが、ブランケットでは肉厚の増加がトリチウム増殖比(TBR)の低下につながるため、安易に肉厚を増やすことができないということである。実際、近年、TBR を上げるために日本のブランケットのデザインは、肉厚の薄い円筒型に変更がなされた。したがって、ブランケット設計において、腐食量を精度よく評価することが求められている。

2. 実験方法及び結果

本研究では 500℃、600℃において He+0.1%H_2 スイープガス中で F82H 試験片と LTZO ペレット(Li/Ti/Zr=2.43/1/0.18)を接触させる共存性試験と F82H 試験片を単体で加熱保持する試験を行った。500℃では 500h~2000h、600℃では 100h~500h 試験を実施した。実験後、XRD、SEM/EDX により F82H 表面近傍の分析を行うとともに MALT2 による熱力学的考察を行った。その結果、LTZO と接触していた F82H では $LiFeO_2$ が、加熱保持した F82H では母材に近い側から Fe、Fe_3O_4 の順に新たな層が生成されることが確認された。

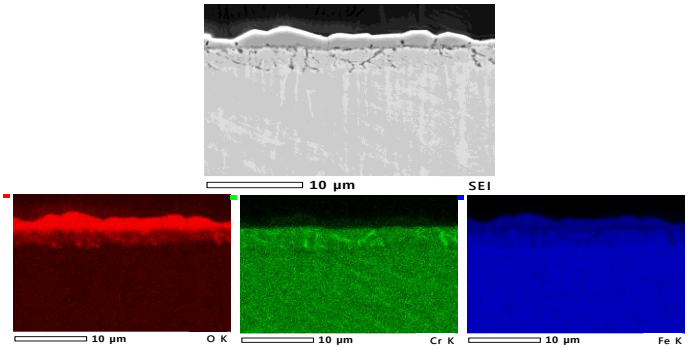


図１　LTZO ペレットと 500℃で 2000h 接触した F82H の断面の SEM 像及び元素マッピング

3. 結論

高温、スイープガス環境下で F82H を加熱保持すると、元の F82H 表面より外側に Fe、Fe_3O_4 が生成されることが確認された。これらが増殖材と接触し、反応することで新たな $LiFeO_2$ 層が生成されたと考えられる。

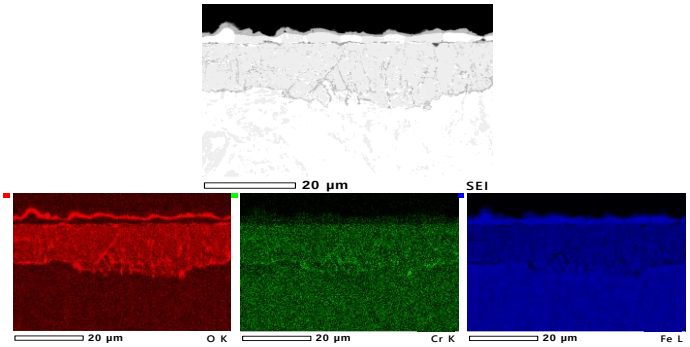


図１　LTZO ペレットと 500℃で 2000h 接触した F82H の断面の SEM 像及び元素マッピング

*Keiji Oishi[1], Takayuki Terai[1]
[1]Univ. of Tokyo

過定比メタチタン酸リチウムの蒸発反応の熱力学的評価

Thermodynamic evaluation of vapor reactions over hyper-stoichiometric lithium metatitanate

*向井　啓祐[1,3]，安本　勝[2]，寺井　隆幸[3]

[1]京都大学，[2]富士山環境研究センター，[3]東京大学

先進固体増殖材として、過定比メタチタン酸リチウム $Li_{2+x}TiO_{3+y}$ 微小球の開発が進められている。過程比組成（Li/Ti >2）では Li 密度が増加する一方、高温での Li 種の蒸発反応など、化学挙動が大きく変化する。蒸発による Li 損失は増殖材の燃料生産性能や構造材の腐食に影響を及ぼすと考えられる。本研究では、雰囲気制御可能なクヌーセンセル高温質量分析計によって平衡蒸気圧の測定を実施した。得られた蒸発反応の平衡定数から蒸発反応のエンタルピー変化や活量を評価し、温度分布を持ったブランケット中の Li 含有蒸気種の分圧を評価した。

キーワード：核融合、ブランケット、固体増殖材、蒸気圧、熱力学

1. 緒言

固体増殖材微小球は核融合ブランケット内、つまり高温還元雰囲気環境下で、数年間使用される。炉の燃料自給性の観点から、ブランケット内部での Li 損失量の予測が不可欠であるが、必要となる熱力学諸量はこれまで明らかにされていない。本研究では、クヌーセンセル質量分析法により、過程比メタチタン酸リチウムの熱力学諸量を測定した。

2. 研究手法

雰囲気制御可能なクヌーセンセル質量分析計を用い、試料から生じる蒸気圧の測定を行った。ゾルゲル法とエマルジョン法で製造された Li_2TiO_3 と $Li_{2.12(2)}TiO_{3+y}$ の微小球を用いた。実験前には融点と蒸気圧が既知の銀標準試料を用いて試料温度を校正し、装置定数を得た。

3. 結果と考察

重水素雰囲気下での $Li_{2.12}TiO_{3+y}$ の蒸気圧測定結果を示す（図 1a）。得られた平衡蒸気圧から、蒸発反応におけるエンタルピー変化、平衡定数及び活量の温度依存性が得られた。Li を含む蒸気種が $Li_{(g)}$ と $LiOD_{(g)}$ であったことから $p_{Li}^{total} = p_{Li} + p_{LiOD}$ と定義し、p_{Li}^{total} の温度依存性及び水蒸気分圧依存生を分析した（図 1b）。また、不均一温度分布を持つ円筒型体系での解析を実施し、Li 損失を低減する水蒸気分圧を明らかにした。

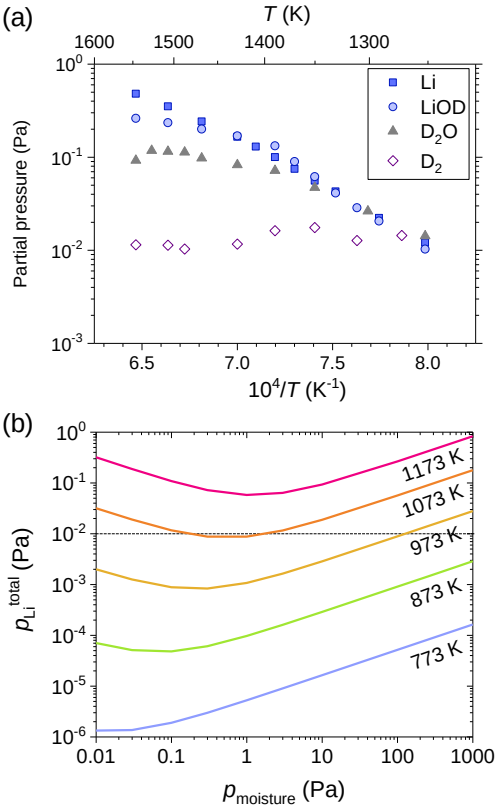


図 1　重水素環境における $Li_{2.12(2)}TiO_{3+y}$ の蒸気圧測定結果(a)、Li 蒸気種の分圧の温度と水蒸気分圧依存性(b)

*Keisuke Mukai[1,3], Masaru Yasumoto[2], Takayuki Terai[3]

[1]Kyoto Univ., [2]NPO Mount Fuji Research Station, [3]The Univ. Tokyo

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

[1M01-05] Ceramics

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:55 AM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[1M01] Effect of Tungsten Matrix on Mechanical Properties of SiC Fiber Reinforced W Composites

*YINA DU[1], Bo Huang[1], Tatsuya Hinoki[1], Fujio Shinoda[1], Kanjiro Kawasaki[1] (1. Institute of Advanced Energy,Kyoto Universitiy)

10:30 AM - 10:45 AM

[1M02] Microstructural Response of C/BN Particle Dispersed SiC Materials to Ion Irradiation

*Bo Huang[1], Yina Du[1], Junyeab Lee[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Tatsuya Hinoki[1] (1. Kyoto Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1M03] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Ryosuke S. S. Maki[1], Fajar Muhammad[1], Jelena Maletaskic[1], Anna Gubarevich[1], Tatsuya Katabuchi[1], Toyohiko Yano[1], Katsumi Yoshida[1], Tohru S. Suzuki[2], Tetsuo Uchikoshi[2] (1. Tokyo Tech, 2. NIMS)

11:00 AM - 11:15 AM

[1M04] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Shota Azuma[1], Testuo Uchikoshi[1], Katsumi Yoshida[2], Tohru S Suzuki[1] (1. NIMS, 2. Tokyo Tech)

11:15 AM - 11:30 AM

[1M05] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Yuta Shizukawa[1], Yoshihiro Sekio[1], Toshihiko Inoue[1], Koji Maeda[1], Katsumi Yoshida[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Effect of Tungsten Matrix on Mechanical Properties of SiC Fiber Reinforced W Composites

*Yina Du, Bo Huang, Kanjiro Kawasaki, Fujio Shinoda and Tatsuya Hinoki
Kyoto University

Abstract

SiC fiber was used to strengthen tungsten due to its coefficient of thermal expansion close to W, high high-temperature strength and stability to neutron irradiation. Composites were prepared by hot press using W powders and W foils at different temperature (1500 °C, 1700 °C and 1900 °C). The results showed that composites sintered at 1500 °C and 1700 °C had obvious pseudo-ductile behavior.

Keywords: tungsten, SiC fiber reinforcement, composites, tensile test

1. Introduction

Tungsten is a candidate material for plasma facing material (PFM) in fusion application due to its unique thermo-physical properties, such as its high melting point (3440 °C), high thermal conductivity and high plasma sputtering and corrosion resistance. However, brittleness is the biggest drawback for tungsten. Thus, the objective of this research is to make tungsten ductile and hold higher toughness under service environment. Fiber reinforcement can be applied for tungsten to enhance its toughness and ductility. SiC fiber displays excellent properties (i.e., high high-temperature strength and stability to neutron irradiation), and its coefficient of thermal expansion (CTE) is close to W. Therefore, SiC fiber will be selected as the reinforcement to improve the performance of W in this work.

2. Experiment

Two methods were used to fabricate the composites. Tungsten powders with about 0.6 μm in size were used in this work. For method A (MA), W powder sheet was prepared first. Then woven fibers and the powder sheets were cold-pressed to sandwich-like under 5 MPa. For method B (MB), fibers were infiltrated in W slurry directly, then dried at room temperature. Subsequently, composites with or without W foil were hot-pressed in a graphite die at different temperature (1500 °C, 1700 °C and 1900 °C) for 1 h under a pressure of 20 MPa in argon atmosphere. Tensile test was used to evaluate mechanical performance of sintered samples. The size of testing bar is 1.5×3×40 mm^3. And all surfaces were polished before tensile test. Microstructure was examined by scanning electron microscopy (SEM).

3. Conclusion

SiC fiber reinforced W composites with or without W foil were manufactured successfully by both methods. Samples prepared by MA was easy to delaminate, and pseudo-ductile behavior was not evident. While for MB composites, stress-strain curve showed obvious pseudo-ductile behavior for specimen sintered at 1500 °C and 1700 °C. However, there is no pseudo-ductile behavior when sintering temperature was increased to 1900 °C, and fibers were completely damaged owing to the interfacial reaction between W powder and SiC fiber.

Microstructural Response of C/BN Particle Dispersed SiC Materials to Ion Irradiation

*B. Huang, Y. Du, J. Lee, K. Kawasaki, F. Shinoda, and T. Hinoki
Kyoto University

Abstract

The precise control and weakness against environmental corrosion of the fiber/matrix interphase are bothering the SiC composite industry. To overcome these problems, the C/BN particle dispersed SiC composites without interphase have been developed and displayed promising prospect in nuclear applications. Here in this study the ion irradiation response in microstructure of C/BN particle dispersed SiC materials will be explored by AFM and Raman spectroscopy.

Keywords: silicon carbide, irradiation, C/BN particle, swelling, microstructure, raman spectroscopy.

1. Introduction

Basically weak fiber/matrix interphase materials such as carbon (C) or boron nitride (BN) is required for SiCf/SiC composites. Precise control of the interphase material, however, is a critical issue in terms of large scale production and material cost. In addition, the interphase material is the weakest point for the environmental effects. To overcome these problems, the C/BN particle dispersed SiC composites without interphase materials have been developed and have displayed promising mechanical properties and oxidation resistance [1]. The objective of this study is to investigate the irradiation response in swelling of C/BN particle dispersed SiC matrices, which is critical for the C/BN particle dispersed SiC composites to be used in nuclear applications.

2. Experiments

SiC-20vol% BN and SiC-20vol% C materials were fabricated by liquid-phase sintering (LPS) using hot press for consolidation. CVD-SiC and LPS-SiC with same amount of sintering additives as SiC-20vol% BN and SiC-20vol% C were used for comparison. These samples were polished to be mirror-like and then irradiated to 0.1/1/3/100 dpa by 5.1 MeV Si^{2+} ions at 300 ℃ in the DuET facility, Kyoto University. The surface morphology was observed by AFM and the swelling induced by irradiation was calculated from the AFM data. The specimens were excited by the 532 nm line of an argon ion laser focused to an area about 140×15 μm^2 in size on the specimen, using a 50× microscope objective lens.

3. Results

The swelling of CVD SiC saturated at 1 dpa, to a value of 2.1%, while the swelling of the LPS-SiC specimens didn't saturate at 300 ℃ at least up to 3 dpa, with a value of 3.1%, and reached to a value of 9.67% at damage of 100 dpa. Addition of C/BN particle didn't influence the swelling of the SiC materials, because the swelling behavior of SiC-20vol% BN and SiC-20vol% C is quite similar to LPS-SiC at every damage level. According to the correlation between the swelling and the wavenumber of the Raman peaks, it's inferred that SiC saturated between 0.1 dpa and 1 dpa, BN saturated at below 0.1 dpa, and C didn't get stable at least up to 3 dpa. Raman spectroscopy also showed that a small fraction of cubic BN formed from the main hexagonal BN phase.

4. Conclusion

These data indicate that the C/BN particle dispersed SiC composites fabricated by LPS can be applied at irradiation damage up to 3 dpa but not 100 dpa, at 300 ℃. The temperature-dependence of the swelling of sintering additives needs to be further confirmed to verify the feasibility of using these LPS-SiC composites in other temperatures.

References

[1] Tatsuya Hinoki, Kanjiro Kawasaki, Fujio Shinoda, and Kazuya Shimoda, "High temperature mechanical properties of BN particle dispersion SiC composites" in "Composites at Lake Louise 2017", ECI Symposium Series, (2017).

高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発
（1）B_4C 基セラミック制御材の中性子及びヘリウム照射実験

Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

(1) Neutron and Helium Implantation Test for B_4C-based Ceramics

*牧　涼介[1]，Muhammad Fajar[2]，Maletaskic Jelena[1], Gubarevich Anna[1],
片渕　竜也[1]，矢野　豊彦[1]，吉田　克己[1]，鈴木　達[2]，打越　哲郎[2]
[1]東京工業大学，[2]物質・材料研究機構

これまでに我々は微構造（粒子，添加物，気孔等）を同時に制御（高次構造制御）することで熱的特性に優れ、ヘリウム放出機能を有する高速炉用 B_4C 基セラミック制御材の作製に取り組んできた。本発表では、得られた高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材の中性子照射効果及びヘリウム放出挙動について報告する。

キーワード：炭化ホウ素(B_4C)，カーボンナノチューブ(CNT)，熱的・機械的特性評価，中性子照射，高速ヘリウムイオンビーム照射，ヘリウム放出挙動評価

1. 緒言

高速炉で用いられている炭化ホウ素（B_4C）セラミック制御材は、中性子吸収反応に伴うヘリウムの生成や、不均一な温度分布による熱応力割れなどが問題となっている。これまでに我々はカーボンナノチューブ（CNT）を添加することで熱的特性に優れた B_4C 基セラミック制御材を作製してきた。そこで本研究では、得られた B_4C 基セラミック制御材に中性子を照射することで中性子照射効果およびその回復挙動を評価した。さらに、ヘリウム放出機能を付与するために貫通型気孔を導入した高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材にヘリウムイオンを照射することで中性子吸収反応に伴う B_4C 中のヘリウム生成を模擬し、加熱によるヘリウムガス放出挙動評価を実施した。

2. 実験方法

所定の組成となるように B_4C, CNT 及び Al_2O_3 焼結助剤を秤量・混合し、ホットプレス法により焼結することで B_4C 基セラミック制御材を作製した。中性子照射は軽水炉条件(BAMI)で室温, 2×10^{24} n/m^2 (≥1 MeV) 及び加圧水型条件(CALLISTO)で 290°C, 1×10^{24} n/m^2 (≥1 MeV)でそれぞれ行った。照射試料のスウェリング評価、電子顕微鏡による微構造観察及び熱的特性評価を行い、中性子照射効果および加熱に伴う回復挙動を検討した。また、貫通型気孔を導入した高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材に高速イオンビーム照射装置により 30MeV でヘリウムイオンを照射し、質量分析計付属示差熱分析装置(TG-MS)を用いて加熱することでヘリウムガスの放出挙動を評価した。

3. 結果及び考察

Figure 1 にヘリウムイオンを照射した(a)貫通型気孔を有する高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材及び(b)緻密な制御材の加熱に伴うヘリウム放出挙動を示す。試料(a)において 300-400°C でヘリウム放出挙動が見られ、貫通型気孔の導入が B_4C 制御材中のヘリウム放出に有効であることが明らかとなった。研究結果の詳細については、当日発表する。

【謝辞】本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施している「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材」の成果である。

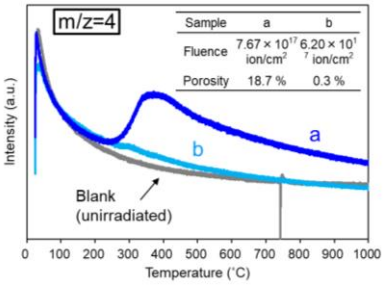


Fig. 1 Helium release behavior of He-implanted highly microstructure-controlled B_4C-based ceramics

*Ryosuke S. S. Maki[1], Fajar Muhammad[1], Jelena Maletaskic[1], Anna Gubarevich[1], Tatsuya Katabuchi[1], Toyohiko Yano[1], Katsumi Yoshida[1], Tohru. S. Suzuki[2] and Tetsuo Uchikoshi[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Natuional Institute for Materials Science

高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発
(2) 細孔方位と結晶方位を同時制御した B_4C 制御材の微構造評価と特性

Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

(2) Fabrication and Evaluation of Highly Controlled Microstructure in B_4C Neutron Absorber by Magnetic Field-Assisted Colloidal Processing

*東 翔太[1]，打越 哲郎[1]，吉田 克己[2]，鈴木 達[1]
[1]物質・材料研究機構，[2]東京工業大学

抄録：B_4C，ナイロン 66(N66, φ10×300 μm)からなる混合スラリーを 12T の回転磁場中においてスリップキャストすることで配向成形体を作製し，続いて放電プラズマ焼結法により焼結体とした。回転磁場中で得た成形体中において N66 が鉛直方向に配向しており、その N66 を加熱除去して形成された柱状気孔は放電プラズマ焼結(SPS)後においても保持されており、配向気孔を有する B_4C 焼結体が得られたことが X 線 CT 法および電子顕微鏡観察像から示された。

キーワード：高次構造制御，c 軸配向 B_4C，方位配向細孔，強磁場配向

1. 緒言

高速炉用 B_4C 制御材の更なる信頼性向上には、中性子照射時の制御材内部に生じる不均一な熱応力の緩和と B_4C 結晶内部に発生・蓄積していく He ガスの排気による制御材膨張・破損の抑制が重要である。強磁場配向プロセスにより B_4C 母材と繊維系造孔材を同時に配向制御することで材料の熱的・機械的特性向上だけでなく、中性子吸収能や機械特性等を損ないよう最小限の気孔率でより効率的な He ガス排気が可能となる。本発表では、この He ガス排気孔を有した配向 B_4C セラミックス作製のため、母材粒子および造孔材の分散スラリーの強磁場印加鋳込み成形から得られる配向成形体を基に高次構造制御焼結体を作製した。得られた配向焼結体の B_4C 母材の結晶軸配向度、内部気孔配向度についてそれぞれ電子線後方回折法、X 線 CT 法を用いて得られた微構造評価の結果を報告する。

2. 実験

ポリエチレンイミン(M_w: 10,000)を添加した純水に B_4C, ナイロン 66(N66, φ10×300 μm)，を加えて、自転公転撹拌と超音波照射処理により分散スラリーとした。得られたスラリーは 12T の回転磁場中でスリップキャストすることにより成形体とし、続けて冷間静水等方圧処理(392 MPa, 10 min)，400ºC 2 時間の加熱処理，エタノール浸漬洗浄(60℃, 3h)、SPS 法(1800 ºC, 75 MPa，3 min，Ar 雰囲気)を経て焼結体とした。

3. 結果

図 1 に X 線 CT によって得られた焼結体内部の柱状気孔の三次元分布図および柱状気孔の配向角分布図を示す。磁場印加により 50%の柱状気孔は長軸方向が鉛直方向に対し 21.2°以下の傾きで配向分布していることが X 線 CT 像の画像解析によって明らかとなった。一方で EBSD により母材 B_4C 粒子の c 軸配向度を評価した結果、磁場印加により 10°以内に 47%、20°以内に 72%の B_4C 結晶粒が存在しており、B_4C 母材とガス排気のための内部柱状気孔が同時配向した B_4C 緻密焼結体の作製に成功した。

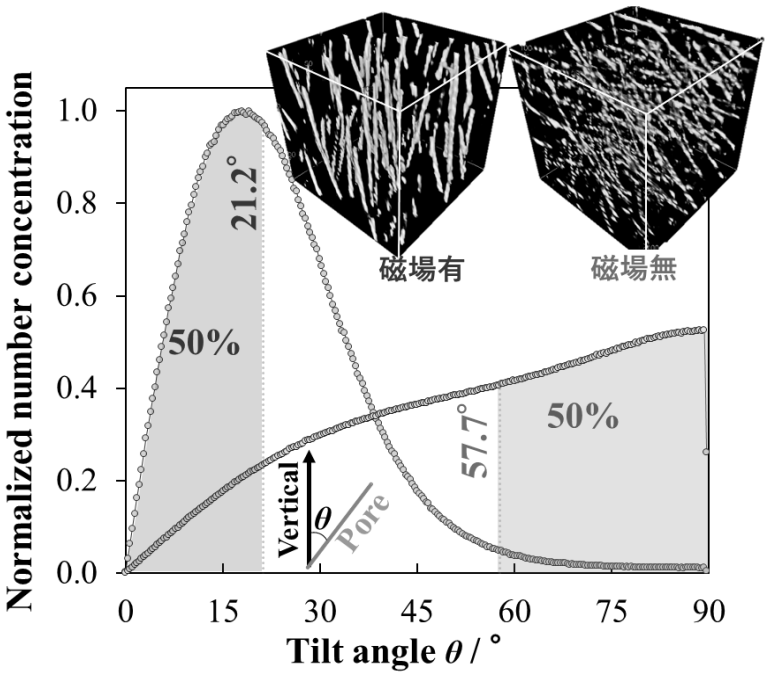


図 1　X 線 CT 像から得られた焼結体内部の柱状気孔の三次元分布像と気孔長軸方向の鉛直方向に対する配向角分布

参考文献
[1] S. Grasso et al., *Scripta Materiallia*, **64**, 256-259 (2011).
[2] S, Azuma et al., *J.ceram. soci. Jpn*, **126**, 832-838 (2018).

*Shota Azuma[1], Tetsuo Uchikoshi[1], Katsumi Yoshida[2] and Tohru S. Suzuki[1].
[1]National Institute for Materials Science, [2] Tokyo Institute of Technology.

高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発
（3）「常陽」照射 B_4C 制御材の照射後微細評価

Development of Highly Microstructure-Controlled
Neutron Control Ceramics for Improving Safety of Fast Reactors
(3) Post-Irradiation Microstructure Evaluation of "Joyo" Irradiated B_4C Control Materials

*静川裕太[1]，関尾佳弘[1]，井上利彦[1]，　前田宏治[1]，吉田克己[2]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学

高次構造制御 B_4C 制御材（配向気孔導入材）における核変換 He の放出挙動の推定に資するため、「常陽」で照射した B_4C に対する透過型電子顕微鏡(TEM)による微細組織観察を実施した。気孔部近傍において He バブルの無形成帯が観察され、気孔部が He の放出パスになる可能性が示唆された。

キーワード：B_4C 制御材、TEM 観察、He 生成

1. 緒言

高速炉で使用されている B_4C 制御材は、中性子吸収による ^{10}B の（n,α）反応で生成した He の蓄積によってスエリング、クラック、リロケーションが生じると、吸収材－被覆管機械的相互作用（ACMI）による被覆管破損の要因となる。このため、B_4C 制御材の健全性改善による高速炉の安全性向上を目的として、B_4C のスエリングを抑制する高次構造制御材の開発のための研究を進めている。本研究では、高速実験炉「常陽」で照射した B_4C ペレットの微細組織を観察して、B_4C の照射組織における He バブルの存在状態を調査した。

2. 試験方法

微細組織観察には ^{10}B 濃縮度が 90wt%で且つ理論密度が 90%T.D.又は 95% T.D.の B_4C 制御材を用いた。それぞれの照射条件を表 1 に示す。照射後の各 B_4C 制御材について、集束イオンビーム加工観察装置による試料採取後、TEM による粒内及び粒界近傍の微細組織観察を実施し、He バブルの形状、サイズ及び分布を調査し、微細組織とそれらの相関を評価した。

表 1. 照射条件

ペレット温度 [℃] 表面		中心部	燃焼度 [cap/cm^3]	理論密度比 [%]
428	～	517	37×10^{20}	90
473	～	676	97×10^{20}	90
1010	～	1146	31.4×10^{20}	95
753	～	1176	33.7×10^{20}	95
770	～	1225	30.1×10^{20}	95

3. 結果

図 1 に、753～1176℃、33.7×10^{20}cap/cm^3 まで中性子照射した B_4C 制御材の明視野像を示す。結晶粒内では 10～30nm 程度の He バブルが均一に形成され、部分的に凝集・粗大化していることが確認されたが、気孔部近傍においては、He バブルの無形成帯が確認された。これは、気孔部が He バブルのシンクとして働いたためであると考える。このように B_4C 組織内の気孔は照射により生成した He バブルのシンクになるため、本研究の高次構造制御による B_4C 組織内に導入する貫通型気孔は、He の放出パスとなりスエリングの抑制、すなわち、He 蓄積による ACMI の抑制に効果があると考えられる。

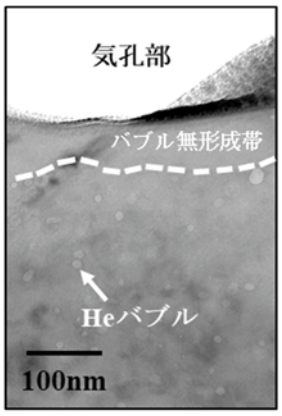


図 1 「常陽」照射 B_4C 試料の明視野像
753～1176℃, 33.7×10^{20}cap/cm^3, 95%T.D.

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施している「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材」の成果である。

*Yuta Shizukawa[1], Yoshihiro Sekio[1], Toshihiko Inoue[1], Koji Maeda[1], and Katsumi Yoshida[2]
[1]JAEA, [2]Tokyo Institute of Technology

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

[1M06-09] Irradiation Effect 1

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[1M06] Effects of Ni-Si clusters on loop growth and stability investigated by additional in-situ irradiation

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[2], Liang Chen[1], Hiroaki Abe[1], Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Nagaoka Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M07] Statistical Arguments on Athermal Defect Production in a-Fe due to Displacement Cascades: Molecular Dynamics Simulation Study

*Yuting Chen[1], Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] (1. KYOTO UNIVERSITY, 2. QST)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M08] Evaluation of mechanical properties of steels by using micro-sized tensile specimen

*Shotaro Watanabe[1], Shuhei Nogami[1], Masami Ando[2], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku Univ., 2. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M09] Evaluation of mechanical properties of stainless steel weld by micro-tensile testing

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Effects of Ni-Si clusters on loop growth and stability investigated by additional in-situ irradiation

*Dongyue CHEN[1], Kenta MURAKAMI[2], Liang CHEN[1], Hiroaki ABE[1], Naoto SEKIMURA[1]
[1] The University of Tokyo, [2] Nagaoka University of Technology

In irradiated stainless steels, dislocation loops and Ni-Si clusters will be formed and will interact with each other. In this work, irradiated stainless steels with and without pre-existing Ni-Si clusters were additionally irradiated at 400˚C to enhance loop growth. The possible effects of Ni-Si clusters on the growth and stability of loops will be discussed.
Keywords: stainless steel, combined irradiation, in-situ, loops

1. Introduction

Stainless steel is widely applied in light water reactors as structural materials. During its service, dislocation loops and Ni-Si clusters will be formed as a result of irradiation. These two types of radiation defects are expected to interact with each other. For example, Ni-Si clusters may decorate dislocation loops [1], which may increase the stability of loops under irradiation [2]. Besides, Ni-Si clusters and dislocation loops may compete in absorbing interstitials and vacancies. In order to analyze the effects of Ni-Si clusters on loop growth and stability, stainless steel specimens with and without pre-existing Ni-Si clusters were further irradiated with in-situ TEM observation.

2. Experimental

Two model alloys of 316L stainless steel were used in this work. One alloy has no Si contents, which is marked as LS; the other one has 0.95wt.% Si, which is marked as HS. First, both alloys were irradiated to 0.8dpa at 290˚C as bulk. By our previous results, tiny Ni-Si clusters were created in the HS specimen but not in the LS specimen [3]. Then, foil specimens were picked up from the two irradiated bulks by focused ion beam (FIB), and were additionally irradiated by 1MeV Fe^{2+} at 400˚C to ~0.05dpa with in-situ TEM observation.

3. Results and discussions

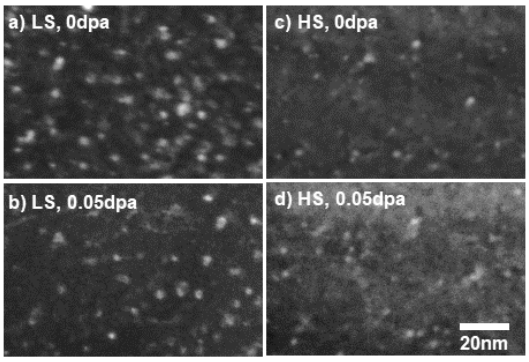


Fig.1 Dark field images (***g***=111) of LS and HS specimens in the additional in-situ irradiation.

Fig.1 shows the typical dark field images at the beginning (0dpa) and the end (0.05dpa) of the additional in-situ irradiation. Tiny black dots and loops with diameter less than 5nm were observed. Loop growth was slow during the in-situ irradiation; however, the change in number density was distinct. Larger fraction of loops disappeared in the LS specimen compared to the HS specimen. The effects of Si and Ni-Si clusters will be discussed.

References

[1] Y.M. Chen, P.H. Chou, E.A. Marquis, J Nucl Mater 451(1-3), 2014, 130-136.
[2] N. Sekimura, F.A. Garner, J.W. Newkirk, J Nucl Mater 191, 1992, 1244-1247.
[3] D. Y. Chen, et al., International Conference on Maintenance Science and Technology (ICMST), 2018, Sendai.

カスケード損傷によるα-Fe 中の非平衡欠陥生成：分子動力学解析

Statistical Arguments on Athermal Defect Production in a-Fe due to Displacement Cascades: Molecular Dynamics Simulation Study

*陳 昱婷[1]，阮 小勇[1]，中筋 俊樹[1]，森下 和功[1]，渡辺 淑之[2]
[1]京大，[2]量研

核分裂反応によって発生した中性子は構造材料中の原子と衝突し、カスケード損傷を引き起こす。この原子間衝突の連鎖によって生成する非平衡欠陥は、材料のミクロ構造、ひいては、材料のマクロ機械的性質に多大な影響を及ぼす。本研究では、分子動力学によってα―Fe のカスケード損傷をシミュレートし、カスケード衝突エリアと欠陥生成数の依存性について調べた。同じ入射エネルギーによって引き起こされた多体相互作用、欠陥の再結合プロセスなどの、残留欠陥数分布への影響を検討する。

キーワード：照射損傷、統計的、非平衡欠陥生成数、多体相互作用

1. 緒言

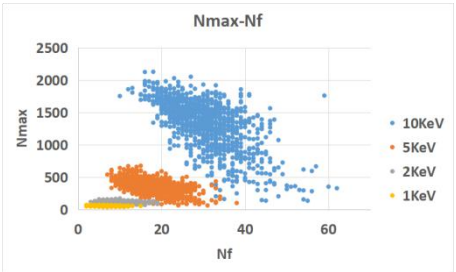
照射を受けた材料内ではカスケード損傷により多くの格子欠陥が生成し、材料内の格子欠陥数は平衡欠陥数より数桁高くなる[1]。そのため、カスケード損傷による欠陥生成率等を正しく求める必要がある。本研究では、分子動力学（MD）計算を行い、カスケード衝突の欠陥に及ぼす溶融ゾーンの影響について説明しました。

2. 方法

Mendeleev ポテンシャルに基づく分子動力学計算を行い、カスケード損傷による非平衡欠陥生成数を評価した。計算条件は、環境温度 0K、PKA エネルギー 1-10KeV 範囲で固定し、ランダムな方向に対して 1000 個のカスケードを作り、欠陥生成数を評価した。欠陥の数と分布は Wigner-Seitz 法で判断され、最大欠陥数での原子配列がカスケード衝突ピークのスナップショットとして取られました。 融解ゾーンの形態は、衝突ピークの原子温度が融点よりも高い場合、原子は溶融ゾーンになると判断された。そのうち、定範囲原子の平均温度は融点よりも高くの中心原子は液体原子と判断された。入射エネルギーにようって、融解ゾーン、ピークと残留欠陥の依存性を分析した。

3. 結果

結果によって、溶融ゾーン、ピークと残留欠陥の平均値は入射エネルギーと正の相関がありますが、液体原子数の増やすは入射エネルギー増加とともに緩める。同一入射エネルギーの場合、残留欠陥数はピーク欠陥数に反比例し、入射エネルギーの増加とともに相関が増加します。



溶融ゾーン原子温度の入射エネルギー依存性について、２KeV から原子温度平均値はエネルギーに負関係になる。同一入射エネルギーの場合，融解ゾーンの単原子温度は Nmax と負の相関があり、入射エネルギーの増加とともに相関は低下する。

参考文献

[1] Nordlund K, Zinkle S J, Sand A E, et al. Improving atomic displacement and replacement calculations with physically realistic damage models[J]. Nature communications, 2018, 9(1): 1084.

*Yuting Chen[1], Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2]
[1]Kyoto University, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

マイクロ引張試験片を用いた鉄鋼材料の機械特性評価

Evaluation of mechanical properties of steels by using micro-sized tensile specimen

*渡邊 捷太郎[1]，野上 修平[1]，安堂 正巳[2]，長谷川 晃[1]

[1]東北大，[2]QST

イオン照射した鉄鋼材料について、マイクロメートルオーダーの試験片を用いて引張試験（マイクロ引張試験）を実施した。本講演では鉄鋼材料の引張特性に及ぼすプロトン照射の影響について報告する。

キーワード：鉄鋼材料，イオン照射，微小試験片，サイズ効果，機械特性

1. 緒言

原子力材料の中性子照射による材料特性の変化を把握するための有効な手段として、イオン照射材の評価がある。しかし、照射イオンが材料中に影響を与える領域は、試料表面からの深さ数～数十 μm の領域に限定されることから、イオン照射した材料の機械特性を評価するためには、マイクロメートルオーダーの試験片を用いた機械試験が必要となる。本研究では、プロトン照射した鉄鋼材料の機械特性をマイクロ引張試験により評価し、引張特性や変形挙動に及ぼすプロトン照射の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

供試材は溶体化処理を施した SUS316L である。非照射材および、照射温度 300 ℃で 3 MeV のプロトン（H^+）を照射し、照射量を 0.1、0.5 dpa とした照射材から、平行部寸法が $\ell 4 \times w1 \times t1$ μm の引張試験片を集束イオンビーム（FIB）装置により作製した。引張特性に及ぼす粒界の影響を無くすために、試験片は単結晶となるように作製した。マイクロ梁と FIB 装置に付属のマイクロプローブを用いてマイクロ引張試験を FIB 内で室温において実施した（図 1）。マイクロプローブの移動に伴ってマイクロ梁に固定された試験片が変形するとともに，試験片に荷重が負荷される．マイクロプローブにはロードセルが取り付けられていないため、試験片に負荷されている荷重はマイクロ梁のたわみ量から算出した。試験片の伸びと試験片に負荷される荷重を 1 秒毎に取得した二次イオン像を用いて評価した。

図 1．マイクロ引張試験

3. 結果

マイクロ引張試験により得られた応力とひずみの関係を図 2 に示す。応力は平行部の初期断面積を用いて求めた。測定された強度については 0.5 dpa 照射材が最も高く、0.1 dpa 照射材、非照射材の順に強度が小さくなった。試験片の破損挙動について、せん断すべりによって平行部が変形した後、非照射材は絞りを伴い破断したが、プロトン照射材は絞りをほとんど伴わずに破断したことから、引張特性や変形挙動に及ぼすプロトン照射の影響が見られた。講演では、マイクロ引張試験結果から評価した照射硬化量と、ビッカース硬さから評価した照射硬化量との関係などについて詳細に議論する。

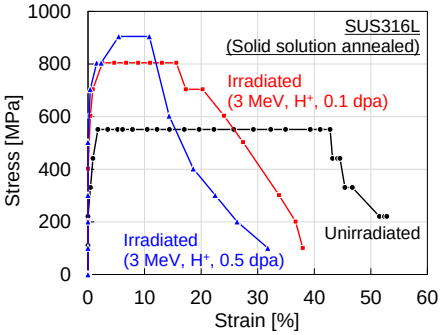


図 2．各供試材の応力とひずみの関係

---

*Shotaro Watanabe[1], Shuhei Nogami[1], Masami Ando[2], Akira Hsegawa[1]

[1]Tohoku Univ., [2]QST

超微小引張試験によるステンレス鋼溶接金属の引張特性評価
（1）サイズ効果の検討

Evaluation of tensile properties of stainless steel welds by micro-tensile testing

(1) Investigation of size effect

*三浦照光、藤井克彦、福谷耕司

原子力安全システム研究所

ステンレス鋼溶接金属の熱時効／未時効材のフェライト相とオーステナイト相の引張特性を超微小引張試験で調べ、硬さやミクロ組織との関係を調べるとともに超微小試験に特有の試験片のサイズ効果を検討した。

キーワード：ステンレス鋼溶接金属、熱時効、照射脆化、超微小引張試験、サイズ効果

1. 緒言

鋳造ステンレス鋼やステンレス鋼溶接金属は、加圧水型軽水炉の温度条件において、フェライト相のスピノーダル分解と G 相析出により硬化し、脆化する場合がある。一方、中性子照射により生じる脆化現象として照射脆化があり、原子炉圧力容器内で使用されるステンレス鋼溶接金属では数 dpa の照射量に達する。2 相ステンレス鋼の脆化研究では超微小硬さ試験が多用されるが、超微小引張試験を適用することで機械的特性を直接評価できる。しかし、試験片体積の減少により試験片に含まれる欠陥や転位源が減少し、小さい試験片ほど強度が高い Smaller is stronger の傾向が超微小試験では生じるため、得られる機械的特性の解釈に注意を要する。そこで本研究では、硬さやミクロ組織が既知の SUS316L ステンレス鋼溶接金属の熱時効／未時効材[1]を用いて、超微小引張試験で得られるフェライト相とオーステナイト相の機械的特性と硬さやミクロ組織との関係を調べるとともに試験片のサイズ効果を検討した。

2. 試験

供試材として、400°C で 10,000 時間時効した SUS316L ステンレス鋼溶接金属とその未時効材[1]を用いた。電子後方散乱回折測定により結晶方位を特定した後、フェライト相とオーステナイト相から引張方向を<001>とした引張試験片を集束イオンビーム（FIB）加工で作製した。なお、フェライト相の幅が 1 μm 以下であるため、試験片のサイズは 2.4×0.3×0.3 μm とし、オーステナイト相については同サイズの試験片と 8×1×1 μm の試験片を作製した。単結晶 Si 板に作製した両端固定梁（バネ定数が 80 または 540 N/m）に試験片を固定した後、ピエゾ駆動の引張ホルダーを用いて、FIB-SEM 装置内で室温の引張試験を実施した。荷重は梁の変位とバネ定数から計算した。試験中の SEM 像を毎秒 20 コマで記録し、試験片の伸びと荷重を評価した。

3. 結果

未時効材の応力と伸びの関係を図に示す。フェライト相の耐力と引張強さは、オーステナイト相（2.4×0.3×0.3 μm）と比較して大きい。超微小硬さ試験により測定したフェライト相とオーステナイト相の硬さは、それぞれ 3900MPa と 3000MPa であり[1]、耐力の違いと相関する。また、オーステナイト相では、2.4×0.3×0.3 μm の試験片と比較して、8×1×1 μm の試験片では耐力と引張強さが 200MPa ほど小さく、サイズ効果が認められた。当日の報告では、熱時効材との比較も行う。

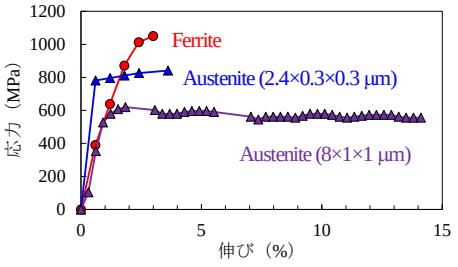


図　応力と伸びの関係

参考文献

[1] 藤井，福谷，INSS JOURNAL, Vol.25, P.75 (2018).

*Terumitsu Miura, Katsuhiko Fujii, Koji Fukuya

Instuitute of Nuclear Safety System

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

[1M10-12] Iradiation Effect 2

Chair:Takeshi Toyama(Tohoku Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 3:50 PM - 4:40 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[1M10] Effects of solute atom clusters on hardening in neutron-irradiated stainless steels

*Katsuhiko Fijii[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

3:50 PM - 4:05 PM

[1M11] Displacement damage calculation for nuclear reactor materials under ion irradiation with new defect re-combination correction model

*Yosuke Iwamoto[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1M12] Visualization and quantification of cascade damage in iron-based alloys

*Kenta Murakami[1], Dongyue Chen[2], Liang Chen[2], Hiroaki Abe[2], Naoto Sekimura[2], Masahide Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. Tech., 2. Univ. Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水炉照射されたステンレス鋼中の溶質原子クラスタの硬化への寄与

Effects of solute atom clusters on hardening in neutron-irradiated stainless steels

*藤井 克彦[1], 福谷 耕司[1]
[1]原子力安全システム研究所

中性子照射ステンレス鋼の APT 測定結果と TEM 観察結果を比較し、溶質原子クラスタと照射欠陥クラスタの関係とその硬化への寄与を検討した結果、Ni-Si クラスタはキャビティやブラックドット等への偏析、Ni-Si-Mn クラスタは TEM で観察される析出物もしくはその前駆体であると考えられた。この仮定のもとでは、Ni-Si-Mn クラスタの硬化係数はブラックドットやキャビティと同じ程度であり、高照射量ではフランクループと同程度の硬化への寄与となる。

キーワード：照射硬化、ステンレス鋼、溶質原子クラスタ、照射欠陥クラスタ、硬化係数

1. 緒言

軽水炉内構造物材料として使用されるオーステナイトステンレス鋼の中性子照射によるミクロ組織変化やミクロ組成変化は照射誘起応力腐食割れの発生や靭性の低下を引き起こす。このため、主として透過型電子顕微鏡(TEM)による評価が行われ、ミクロ組織変化に関しては転位ループやブラックドット、キャビティ、析出物の形成について多くの報告がなされている。近年、原子レベルの空間分解能を有する質量分析法である APT 分析が中性子照射材やイオン照射材に対して試みられ、溶質原子クラスタの形成が報告されつつある。しかし、溶質原子クラスタと TEM で観察される損傷組織との関係や溶質原子クラスタの硬化への影響は必ずしも明らかになっていない。そこで、本研究では、中性子照射された冷間加工 316 ステンレス鋼を APT 測定して得られた溶質原子クラスタのデータと TEM 観察による損傷組織を比較検討するとともに、溶質原子クラスタと照射欠陥クラスタの関係とその硬化への寄与を検討した。

2. 方法

供試材は国内軽水炉で照射された冷間加工 SUS316 ステンレス鋼である。材料組成(wt%)は Fe-0.04C-0.62Si-1.63Mn-0.022P-0.006S-12.6Ni-16.94Cr-2.22Mo であり、照射量は 3、11、35、53、74dpa である。APT 測定で得られた溶質原子クラスタを大きさと組成で分けて、TEM で観察されるフランクループ、ブラックドット、キャビティ、析出物と大きさと数密度を比較した。また、溶質原子クラスタと照射欠陥クラスタの平均直径(d_k)と数密度(N_k)を用いて、$\Delta\sigma_k = \alpha_k M\mu b(N_k d_k)^{1/2}$の関係から硬化量を算出して測定値と比較し、硬化係数(α_k)を検討した。なお、$M\mu b$は定数である。

3. 結論

溶質原子クラスタのうち Ni-Si クラスタはキャビティやブラックドット等への偏析、Ni-Si-Mn クラスタは TEM で観察される析出物もしくはその前駆体であると考えられた。フランクループ（硬化係数 0.4）、ブラックドット（0.2）、キャビティ（0.2）及び Ni-Si-Mn クラスタ（0.2）で硬化量を算出した結果、測定値と良い一致を得た。また、同じ方法で評価した SA304 鋼もよい一致を示した。析出物と想定される Ni-Si-Mn クラスタの硬化係数はブラックドットやキャビティと同じ程度であり、高照射量ではフランクループと同程度の硬化への寄与となる。

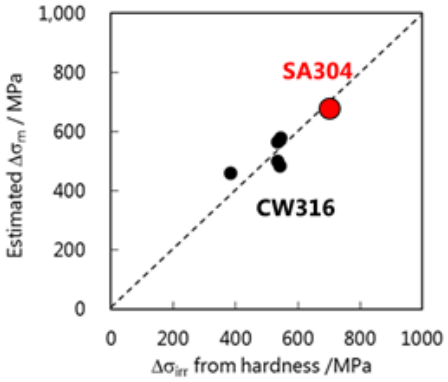


図　計算と測定硬化量の比較

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1]　[1] Institute of Nuclear Safety System

最新の欠陥再結合補正モデルを用いたイオン照射による原子炉構造材のはじき出し損傷計算

Displacement damage calculation for nuclear reactor materials under ion irradiation with new defect re-combination correction model

*岩元 洋介[1]
[1]原子力機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS 及び SRIM を用いて、イオン照射による材料中の照射損傷量の深さ分布を計算した。その結果、10 MeV の鉄を鉄に照射した場合の欠陥再結合補正モデル(arc)を考慮した場合、損傷量の計算結果は従来モデル(NRT)の 0.3-0.4 倍となり、他のイオン照射も同様の傾向であることがわかった。

キーワード：原子あたりのはじき出し数(dpa), はじき出し損傷, 欠陥再結合補正モデル(arc), PHITS, SRIM

1. 緒言　原子炉施設の構造材の照射損傷量の指標として、NRT モデル(Norgett, Robinson, Torrens model)で導出される原子あたりのはじき出し数(dpa: displacement per atom)が用いられてきた。一方、2018 年に Nordlund 等から、分子動力学計算により導出された格子間原子と空孔からなる欠陥における非熱的な再結合補正(arc: athermal recombination correction)が報告された[1]。本研究では、PHITS の照射損傷計算手法[2]を用いて、これまで十分に検討されていない原子炉材料の照射研究で使用される MeV 程度のイオン照射に着目し、材料中における各モデルに基づく dpa(arc-dpa と NRT-dpa)の深さ分布を検証した。また、arc モデルを用いて材料研究で使用される SRIM コードによる計算値と PHITS の計算値の比較を行った。

2. 計算　PHITS のはじき出し損傷計算は、主に①核反応やエネルギー損失過程によるイオンの材料中の輸送、②クーロン弾性散乱を含む入射粒子からターゲット反跳核(PKA)へのエネルギー転移、及び③カスケード損傷近似からなる。図 1 の PHITS に組み込んだ欠陥生成効率は、核的損失による材料の損傷エネルギーの関数で表される。本研究はエネルギーMeV 程度の粒子で、鉄中の arc-dpa 及び NRT-dpa の深さ分布を導出した。

3. 結果　図 2 に、PHITS 及び SRIM を用いた 10 MeV 鉄照射による鉄中の dpa 深さ分布の計算値を示す。材料表面から 2.5 μm のフルストップ領域において、損傷エネルギー範囲が 2-20 keV であり、arc-dpa は NRT-dpa の 0.3-0.4 倍であり、他のイオン照射も同様の傾向であること等がわかった。また、本ケースの PHITS と SRIM の計算値は概ね一致したが、荷電粒子の阻止能、材料中の輸送粒子のエネルギー分散や角度分散等のモデルが異なるため、両者の計算値に差異が生じるケースがあることがわかった。

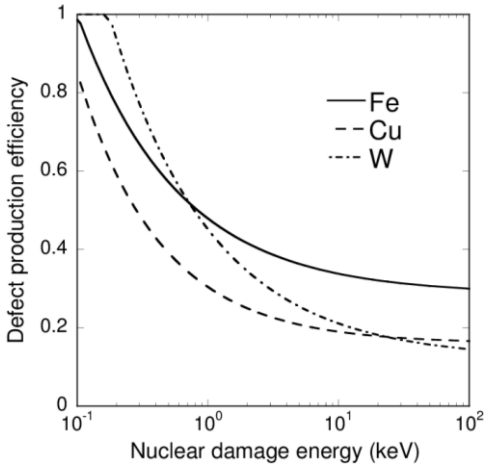


図 1　鉄、銅及びタングステンの欠陥生成効率

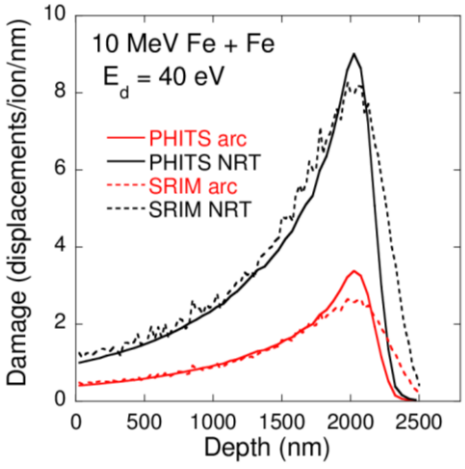


図 2 10 MeV 鉄照射による鉄中の dpa 深さ分布
E_d は、はじき出しに必要なしきいエネルギー

参考文献

[1] K. Nordlund et al., Nature Communications (2018) 9, 1084. [2] Y. Iwamoto et al.,JNST (2014) 51, 98.

*Yosuke Iwamoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency.

鉄基合金におけるカスケード損傷の可視化と定量化

Visualization and quantification of cascade damage in iron-based alloys

*村上 健太[1]，陳 東鉞[2]，陳 良[2]，阿部 弘亨[2]，関村 直人[2]，鈴木 雅秀[1]
[1]長岡技術科学大学，[2]東京大学

中性子照射による不連続なナノ構造発達を定式化するために，イオン加速器結合型透過電子顕微鏡を利用して、カスケード損傷の可視化技術に取り組んでいる。本稿では、純鉄に入射エネルギーの異なるタングステンイオンを照射することによって観察可能な欠陥集合体を形成する手法を紹介する。

キーワード：照射劣化，カスケード損傷，イオン照射

1. 研究の背景

原子炉圧力容器（RPV: reactor pressure vessel）が受ける中性子束は比較的小さいことから，RPV 材内において，異なるカスケード損傷で形成された可動型の照射欠陥（FMD: freely-migrating defect）同士が相互作用することは稀である。従って，中性子が一回材料中の原子に衝突した際に形成される「ひとまとまり」の照射欠陥の挙動が，溶質原子クラスタなどのナノ構造発達に大きな影響を与える。

中性子照射における一次はじき出し原子（PKA: primary knock-on atom）を入射イオンで模擬するイオン加速器結合型透過顕微鏡法（*in-situ* TEM）は，面心立方金属のカスケード損傷可視化に多くの実績を有する手法であったが，RPV 材のような鉄基合金への適用例はほとんどないことに加え，結果に影響を与える因子が多岐にわたっており定量化が難しいという課題があった。そこで cascade collapse（カスケード損傷後に TEM で可視化可能な空孔集合体が形成される現象）に着目し，複数の照射実験を同一試料に対して実施することで定量化する手法に挑戦している。

2. 実験

東京大学・重照射損傷研究設備の *in-situ* TEM を使用して，同一の試料に対して 0.6, 1.1, 1.5 MeV の W イオンを 10^{14} ions/m^{2}s 程度のフラックスで順番に照射した。試料は Fe (4N)と Fe-1.4wt.%Mn を使用し，室温で照射しながら g=[110]の明視野像で動画（25 fps）を取得し，black dots の形成(cascade collapse に対応する)，black dots の一次元運動，消失をそれぞれ計測した。

3. 結果

図 1 は，入射イオン当たりの black dots の形成数を示している。ほとんどの black dots は 1 frame の間に形成され，その後に有意なサイズの成長は示さなかった。積算損傷量が実験終了時点で 10 mdpa 程度であることも加えると，black dots の大半はカスケード損傷後に直接形成されたものと見なせる。現在までの観察結果から， Black dots の形成効率には有意な照射量依存性は見られず，入射エネルギー依存性に加えて，溶質原子の依存性があることが示唆されている。詳細は発表時に報告する。

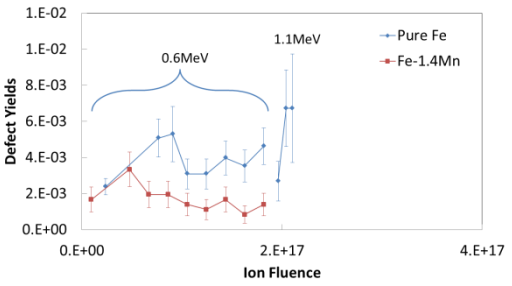


図 1 欠陥形成効率の照射量依存性（速報）

*Kenta Murakami[1], Dongyue Chen[2], Liang Chen[2], Hiroaki Abe[2], Naoto Sekimura[2] and Masahide Suzuki[1]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]The University of Tokyo

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-4 Medical Use of Quantum Beam

[1N01-05] Medical Applications of Ionizing Radiation

Chair:Sachiko Yoshihashi(Nagoya Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:55 AM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[1N01] Experimental study of Ac-225 production amount using an electron accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Makiko Shimada[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Tsutomu Ohtsuki[4], Shun Sekimoto[4] （1. Hitachi, Ltd. R &D Group, 2. Hitachi, Ltd. Healthcare Business Unit, 3. Tohoku University, Research Center for Electron Photon Science, 4. Kyoto University Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science）

10:30 AM - 10:45 AM

[1N02] Experimental study of Ac-225 production amount using an electron accelerator

*Yuichiro Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuko Kani[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Makiko Shimada[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Tsutomu Ohtsuki[4], Shun Sekimoto[4] （1. Hitachi, Ltd. Research &Development Group, 2. Hitachi, Ltd. Healthcare Business Unit, 3. Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, 4. Institute for Integreted Radiation and Nuclear Science, Kyoto University）

10:45 AM - 11:00 AM

[1N03] Study of 3D coloration distribution of gel-dosimeter irradiated by heavy ion particles under therapy plan

*Masumitsu Toyohara[1], Hiroaki Gotoh[1], Kazuya Hayashi[1], Kyosuke Tadano[1], Shinichi Minohara[2], Yohsuke Kusano[2], Yoshiaki Shimono[3], Shinya Miyamoto[3] （1. Yokohama National University, 2. Kanagawa Cancer Center, 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corp.）

11:00 AM - 11:15 AM

[1N04] Radiation Protection by a Tiny amount of Additive: Yields Measurements of Radiation Damage to DNA without Protective Agents

*Yusuke Kondoh[1], Hao Yu[1], Akinari Yokoya[2], Kentaro Fujii[2], Shinichi Yamashita[1] （1. Univ. of Tokyo, 2. QST）

11:15 AM - 11:30 AM

[1N05] Changes in gene expression during radiosensitization by hyperthermia

*Suguru Sawada[1] （1. Univ. of Tokyo）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

電子線形加速器を利用した Ac-225 製造量の実験的検討
(1) 天然バリウムを用いた予備試験

Experimental study of Ac-225 production amount using an electron accelerator

(1) Pre-examination using natural barium

*田所 孝広[1], 上野 雄一郎[1], 可児 祐子[1], 渡辺 敬仁[2], 佐々木 貴裕[2], 島田 真生子[2],
菊永 英寿[3], 柏木 茂[3], 大槻 勤[4], 関本 俊[4]
[1] 日立研開, [2] 日立ﾍﾙｽｹｱ, [3] 東北大電子光, [4] 京大複合研

ｱﾙﾌｧ線内用療法(TAT:Targeted Alpha Therapy)用核種として有望な Ac-225 に関して，小型高製造効率化が期待される電子線形加速器を利用した製造基礎試験を計画している。試験に先だち，原料の Ra-226 と同族元素で，反応断面積の実験値が存在する天然ﾊﾞﾘｳﾑを用いた予備試験を実施したので，その結果を報告する。

キーワード：ｱﾙﾌｧ線内用療法，医療用放射性核種，Ra-226，Ac-225，天然ﾊﾞﾘｳﾑ，電子線形加速器

1. 緒言

現在，TAT に関する研究開発が世界中で進められつつある。TAT 用核種として有望な Ac-225 は，現状，Th-229 からの崩壊により製造されているが，製造量の不足が予測されており，加速器による製造が望まれている。

2. 試験条件

試験の様子を図 1 に示す。$BaCl_2$溶液(天然ﾊﾞﾘｳﾑ量 0.2mg)を石英管内で蒸発固化後，封止した試料を用い，制動放射線生成用 Ta 板との距離 25mm の位置に設置した。電子ﾋﾞｰﾑのｴﾈﾙｷﾞは 35MeV，平均電流値は 110.8μA であり，照射時間を 6 時間とした。

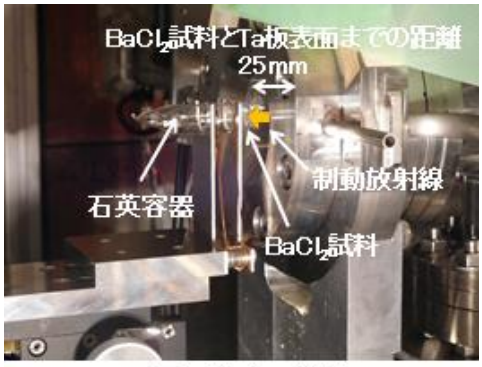


図1 試験の様子

3. 結果・考察

図 2 に照射後試料のｶﾞﾝﾏ線ｽﾍﾟｸﾄﾙの一例を示す。天然ﾊﾞﾘｳﾑの光核反応により生成される Ba-133m 及び Ba-135m のﾋﾟｰｸを確認した。また，Ba-133m に関して，反応断面積の実験値を用いたｼﾐｭﾚｰｼｮﾝによる製造量の評価値と今回の実験値が，5%以内で一致することを確認できた。Ra-226 を用いた基礎試験において，反応断面積の理論値を用いた製造量の評価値と実験値を比較することで，断面積の理論値が評価可能である。Ba-135m に関しては，実験値が評価値の 1.7 倍であったが，今回考慮していない Ba-138(γ, 3n)Ba-135m 等の反応が寄与していると考えられる。

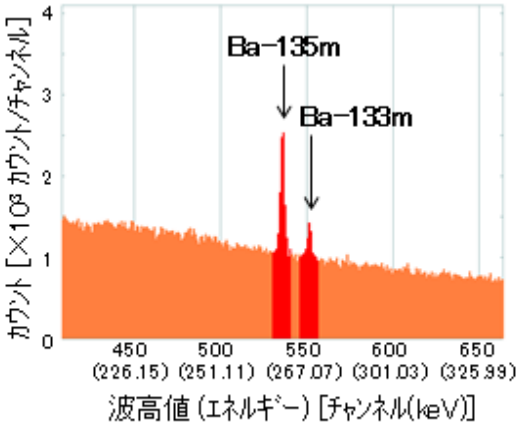


図2 ｶﾞﾝﾏ線ｽﾍﾟｸﾄﾙの一例

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Makiko Shimada[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Tsutomu Ohtsuki[4], Shun Sekimoto[4]

[1]Hitachi, Ltd. Research & Development Group., [2]Hitachi, Ltd. Healthcare Business Unit., [3]Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, [4]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.

電子線形加速器を利用した Ac-225 製造量の実験的検討
(2) Ra-226 を用いた Ac-225 の製造基礎試験内容の検討

Experimental study of Ac-225 production amount using an electron accelerator

(2) Examination of basic Ac-225 production test contents using Ra-226

*上野 雄一郎[1], 田所 孝広[1], 可児 祐子[1], 渡辺 敬仁[2], 佐々木 貴裕[2], 島田 真生子[2],
菊永 英寿[3], 柏木 茂[3], 大槻 勤[4], 関本 俊[4]
[1]日立研開, [2]日立ﾍﾙｽｹｱ, [3]東北大電子光, [4]京大複合研

ｱﾙﾌｧ線内用療法(TAT:Targeted Alpha Therapy)用核種として有望な Ac-225 に関して，小型高製造効率化が期待される電子線形加速器を用い，Ra-226 の(γ,n)反応により生成される Ra-225 のβ崩壊により，製造することを検討している。今回，Ac-225 の製造基礎試験内容を検討したので，その結果を報告する。

キーワード：ｱﾙﾌｧ線内用療法，医療用放射性核種，Ra-226，Ac-225，電子線形加速器

1. 緒言

現在，TAT に関する研究開発が世界中で進められつつある。TAT 用核種として有望な Ac-225 は，現状，Th-229 からの崩壊により製造されているが，製造量の不足が予測されるため，加速器による製造が望まれている。

2. 基礎試験条件

Ra-226・Cl_2 溶液(Ra-226:50kBq)を石英管内で蒸発固化後，封止した試料を用いることにし，天然ﾊﾞﾘｳﾑにおける試験条件と同様に，制動放射線生成用 Ta 板との距離 25mm の位置に設置することにした。また，電子ﾋﾞｰﾑのｴﾈﾙｷﾞ，平均電流値及び照射時間も，天然ﾊﾞﾘｳﾑにおける試験条件と同様の 35MeV，100μA 及び 6 時間で実施することにした。

3. Ra-225 及び Ac-225 製造量の検討結果

図 1 に，基礎試験条件において，Ra-226 の(γ,n)反応の理論断面積を用いたｼﾐｭﾚｰｼｮﾝによる Ra-225 及び Ac-225 製造量の評価結果を示す。

照射開始とともに Ra-225 の製造量が増加し，6 時間の照射直後に 240.0Bq となる。一方，Ac-225 は，それに遅れて製造量が増加し，照射開始後 420 時間において最大量 106.6Bq となる。この評価結果と基礎試験結果を比較することで，理論断面積の評価が可能となり，実規模ｼｽﾃﾑにおける製造量の評価が可能となる。

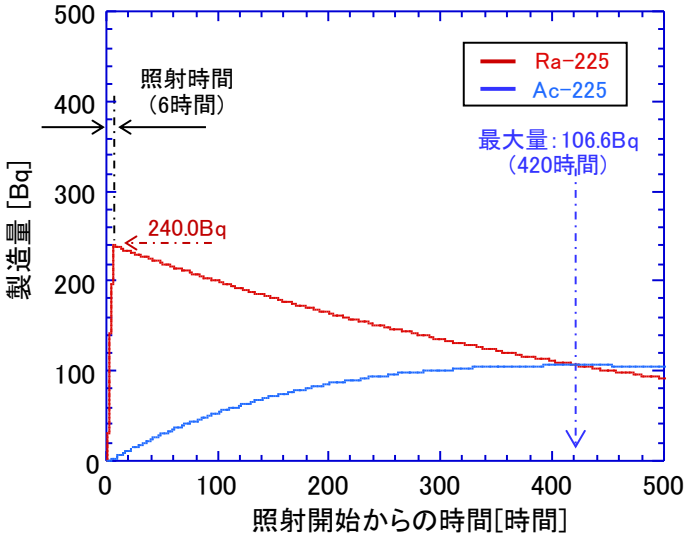


図1 Ra-225及びAc-225製造量の評価結果

*Yuichiro Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuko Kani[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Makiko Shimada[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Tsutomu Ohtsuki[4], Shun Sekimoto[4]

[1]Hitachi, Ltd. Research & Development Group., [2]Hitachi, Ltd. Healthcare Business Unit., [3]Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, [4]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.

治療計画により重粒子線を照射したゲル線量計の吸収線量分布測定の検討

Study of 3D coloration distribution of gel-dosimeter irradiated by heavy ion particles under therapy plan

*豊原尚実[1]，五東弘昭[1]，林和哉[1]，只野喬介[1]，蓑原伸一[2]，草野陽介[2]，下野義章[3]，宮本真哉[3]
[1]横浜国立大学，[2]神奈川県立がんセンター，[3]東芝エネルギーシステムズ㈱

治療計画により照射したゲル線量計の吸収線量による発色量分布と、治療計画による物理線量分布を比較した。ビーム照射軸に水平面の相対発色量分布は、物理吸収線量のそれとよく一致した。

キーワード：重粒子線，ゲル線量計，吸収線量，光 CT，色素ゲル，PVA-KI ゲル、治療計画

1. 緒言

吸収線量に応じて発色するゲル線量計は，吸収線量の三次元分布を簡易に評価できる可能性があり，放射線がん治療時の QA/QC への適用が期待されている。本報では，治療計画システムで作成した照射体系によりゲル線量計を $^{12}C^{6+}$で照射して発色量の三次元分布を測定し、吸収線量分布評価への適用性を検討した。

2. 試験

ロイコ色素を発色成分とする色素ゲル，部分ケン化ポリビニールアルコールーヨウ化カリウム（PVA-KI）ゲルを対象とし[1, 2]、神奈川県立がんセンターの i-ROCK*にて照射した。治療計画システムで設定した照射領域を図 1 に示す。発色量の分布はオプティカル CT で測定した。光の透過量を Gray Value に変換後、三次元再構成して発色量の三次元分布を得た。これと治療計画による物理吸収線量を比較した。

*Ion-beam Radiation Oncology Center in Kanagawa

3. 結果と考察

色素ゲルを例に照射結果を図 2 に示す。外観観察や Gray Value 分布から、ゲルの発色領域は治療計画で設定した照射領域と良く一致することを確認した。Gray Value 分布図中の矢印方向における発色量の相対分布は、治療計画で設定した物理吸収線量の相対分布と極めて良く一致した。一方で、照射軸方向では物理線量とゲルの発色量の分布に差異が見られることを確認した。

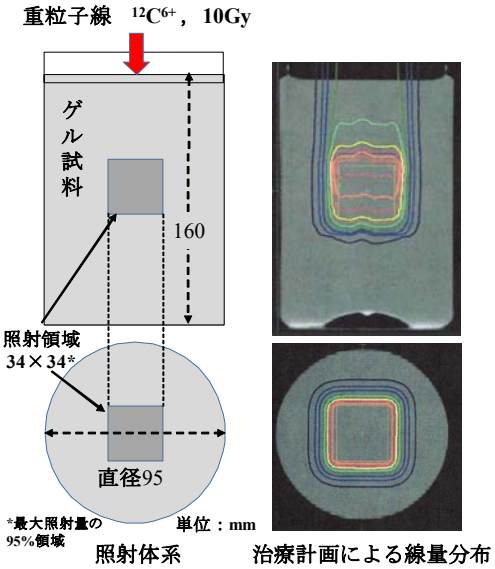


図 1 治療計画で設定した照射領域

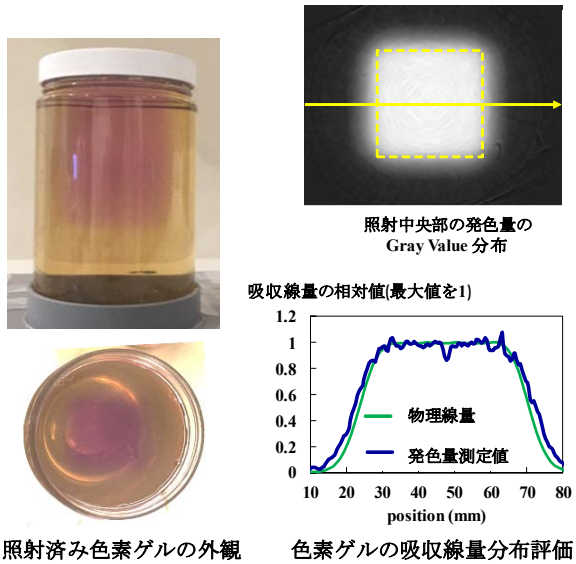


図 2 照射試験結果と治療計画による線量分布の比較

参考文献［1］豊原他，日本原子力学会 2019 年春の年会 2F17，［2］豊原他、日本原子力学会 2019 年秋の大会 2N17

本研究は，横浜国立大学，東芝エネルギーシステムズ株式会社，神奈川県立病院機構の三者による「重粒子線 がん治療装置の高度化に関する研究」の一部である。IRB；横浜国大_人医-2018-05，神奈川県立がんセンター_2018 疫-47

*Masumitsu Toyohara[1], Hiroaki Gotoh[1], Kazuya Hayashi[1], Kyohei Tadano[1], Shinichi Minohara[2], Yosuke Kusano[2], Yoshiaki Shimono[3], Shinya Miyamoto[3]. [1]Yokohama National Univ., [2]Kanagawa Cancer Center, [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.

微量添加薬剤による放射線防護効果の検討
~防護剤フリーな DNA 試料を用いた損傷収率測定~

Radiation Protection by a Tiny Amount of Additives:
Yields Measurements of Radiation Damage to DNA without Protective Agents

*近藤 勇佑[1], 于 暠[1], 横谷 明徳[2], 藤井 健太郎[2], 山下 真一[1]
[1]東京大学, [2]量子科学技術研究開発機構

放射線防護剤には放射線作用を軽減することが期待されるものの生体内では非常に低濃度となる。微量添加した際の防護効果が重要であり、対象とする防護剤を除いて防護効果のある物質は極力排したモデル試料を準備する必要がある。本研究では、防護剤フリーな DNA 試料を準備し、X 線照射した際の鎖切断などの DNA 損傷収率を測定した。pH の緩衝作用を得るため加えた Tris-EDTA が含まれる条件での先行研究と比べると、鎖切断収率は大きく増加し、二本鎖切断よりも一本鎖切断の方が増加割合は高かった。

キーワード：DNA 損傷，放射線防護剤，化学回復，ラジカル捕捉，放射線治療

がんの放射線治療では患部周辺の正常組織の被ばくも完全には避けきれず、副作用も生じ得る。その低減策として放射線防護効果を持つ薬剤の投与も考えられるが、生体内での濃度は非常に低い。そこで、まずは微量添加した際の防護効果についてモデル試料を用いて調べる必要がある。先行研究 [1][2] では、pH を中性にして DNA を保護するために TE 緩衝液が用いられており、その溶質(Tris-EDTA)は間接効果の主因である OH ラジカルを捕捉するなど放射線防護剤としても機能する。本研究では、微量添加薬剤の防護効果を調べるために、Tris-EDTA を除去した防護剤フリーな DNA 試料を調製し、X 線照射した際の DNA 損傷収率を測定した。

DNA 試料には大腸菌を用いて大量に抽出したプラスミド DNA（pUC18）を使用した。pUC18 は鎖切断が生じると高次構造が変化し、電気泳動における移動度も変わるため、切断を受けた DNA 分子を容易に分離でき、高感度で検出できる。抽出した pUC18 は透析により不純物を除去して高純度化した。pH は OH ラジカルとの反応性の低い溶質で構成されるリン酸緩衝液で調整した。透析後の DNA 水溶液をカバーガラス上で乾燥させてフィルム状の試料とした。X 線照射の後、アガロースゲル電気泳動によって鎖切断の有無で DNA を分離し、蛍光染色後にゲル画像を撮影し、蛍光強度の比率から損傷の割合を定量した。

Table に一本鎖切断（SSB）と二本鎖切断（DSB）の収率と、それらの比率を示す。Tris-EDTA を除去していない先行研究 [2] と比べると、SSB、DSB の収率はともに大きく増加した。また、Tris-EDTA の除去により、SSB と DSB の収率の比は 1.3 倍となったため、Tris-EDTA は DSB 低減よりも SSB 低減に効果的である傾向があることがわかった。結果の詳細は当日の発表で報告する予定である。

Table　Yields of SSB and DSB and their ratios

	n(SSB) /10^{-10} Gy/Da	n(DSB) /10^{-11} Gy/Da	n(SSB)/n(DSB))
This work	9.9	6.1	16
Shiina et al.[2]	1.9	1.6	12

参考文献

[1] Yokoya, A.; et al. *Am. Chem. Soc*. **2002**, *124*, 8859-8866, [2] Shiina, T.; et al. *Radiat. Environ. Biophys.* **2013**, *52*, 99-112

*Yusuke Kondoh[1], Hao Yu[1], Akinari Yokoya[2], Kentaro Fujii[2], Shinichi Yamashita[1]
[1] The University of Tokyo (UTokyo), [2] National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology (QST).

熱による放射線増感作用における遺伝子発現変化

Changes in gene expression during radiosensitization by hyperthermia

*澤田　優[1]、小林　美佳[2]、田口　明糸[2]、近岡　洋子[2]、和田 洋一郎[2]、上坂　充[3]
[1]東京大学 システム創成学専攻,[2]東京大学 アイソトープ総合センター,
[3]東京大学 原子力国際専攻

キーワード：遺伝子発現解析、X 線、セシウム 157、qRT-PCR、RNAseq、放射線

癌の治療法の一環として、温熱療法を放射線療法と併用する集学的治療が行われているが温熱療法の放射線増強効果の分子機序はまだ解明されていない。そこで、RNA-seq、qPCR などを用いた細胞実験で当該分子機序を明らかにする。

1．　緒言

乳がん治療に使われる放射線治療は、温熱を加えることによって治療効果が向上すると知られている。しかし、温熱療法が腫瘍の放射線感受性を高める分子機序について、遺伝子レベルでは解明されていない。そこで本研究実験では、放射線照射の影響を、熱の有無により比較し、温熱による効果を明らかにすることを目的とする。癌細胞株を用いて、条件ごとに遺伝子発現プロファイルを取得し、比較することにより温熱効果の解明を試みた。

2．実験と解析

まず乳がん細胞株として MCF7 細胞を用い、Cs157 を用いた放射線照射を行った。従来遺伝子発現変化が起きると知られている 5 つの遺伝子について、Control 群、RT (Radiation Treatment) 、HT(Hyperthermia Treatment) 群、Combination 群にグループ分けして五日間の放射線照射及び温熱処理ののち qRT-PCR を行った。 しかしながら、既知の変動遺伝子群において温熱効果による変動を認めなかった。そこで、網羅的遺伝子発現解析を行うために、それぞれの条件において、RNA を抽出し、高速シーケンサによる RNA-sequencing (RNA-seq) を行った。取得された遺伝子発現プロフィールを比較することによって、温熱効果によって変動する遺伝子群の抽出を行った。

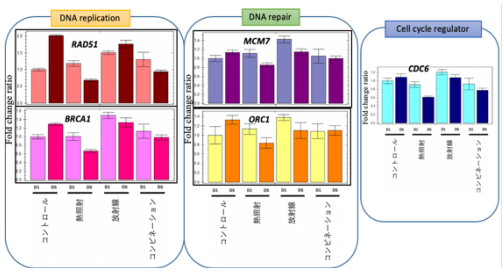


図 1　qRT-PCR

3．まとめ

本発表では、温熱処理によって発現が増加した遺伝子群と低下した遺伝子群について概説し、 推測される分子機序について紹介する。

[1] M R Horsman ,et al. Clinc Oncology, Aug 2007.
[2] Punit Kauret al. Cancers (Basel), Sep 2011.

---

*Suguru Sawada[1], Mika Kobayashi[2], Akasi Taguchi[2], Yoko Chikaoka[2], Yoichiro Wada[2], Mitsuru Uesaka[3]
[1,3]Univ. of Tokyo,[2]Isotope Science Center,

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

[1N06-09] Maze Analysis

Chair:Koichi Okuno(HAZAMA ANDO)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

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

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1N07] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4] (1. Toshiba ESS, 2. Tokyo Nuclear Services, 3. JAEA, 4. MPAT)

3:00 PM - 3:15 PM

[1N08] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Ayumi Wada[2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4] (1. TNS, 2. TOSHIBA ESS, 3. JAEA, 4. MPAT)

3:15 PM - 3:30 PM

[1N09] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

*Norihiro MATSUDA[1], Ayumi WADA[2], Fumiyoshi NOBUHARA[3], Yoshihiro HIRAO[4] (1. JAEA, 2. TOSHIBA ESS, 3. TNS, 4. MPAT)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験 （11）放射化検出器を用いた迷路中の中性子減衰測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM
(11) Measurement of neutron attenuation in maze by using activation detectors

*中尾徳晶[1]，梶本剛[2]，佐波俊哉[3]，大山隆弘[3]，長畔誠司[3]，八島浩[4]，李恩智[5]，松本哲郎[6]，
増田明彦[6]，上蓑義朋[1]，Froeschl Robert[7]，Iliopoulou Elpida[7]，Infantino Angelo[7]，Roesler Stefan[7]

[1]清水建設，[2]広島大学，[3]KEK，[4]京大，[5]九大，[6]産総研，[7]CERN

欧州原子核研究機構（CERN）の高エネルギー加速器混合粒子場（CHARM）において、24 GeV 陽子を 50cm 厚銅標的に当てて生じた二次中性子が迷路に沿って減衰する分布を、アルミニウム放射化検出器で測定した。PHITS コードによるモンテカルロシミュレーションと実験値との比較を行ない、2 倍以内の一致を得た。

キーワード：迷路、放射化検出器、PHITS、モンテカルロ、CERN/CHARM

1. 緒言　GeV を超える高エネルギー粒子による生成二次粒子の遮蔽や迷路での減衰分布は、実験値が極めて乏しい。高エネルギー加速器施設の遮蔽設計の精度を向上させるには、用いられる理論計算やそのデータベースの精度検証が必要であり、そのためには実験データが不可欠である。

2. 実験　CERN/CHARM 施設では 24 GeV 陽子が 50cm 厚銅標的に照射され、生じた二次粒子による半導体損傷の試験が行われている。そこで生成する二次中性子が迷路に沿って減衰する分布を測定した。図 1 に示す様に、迷路の第 1 脚から第 5 脚にかけて、円盤状アルミニウム放射化検出器（直径 4cm-厚さ 0.4cm または直径 8cm-厚さ 1cm）を 10 個設置した。2 日間の照射を行ない、放射化検出器中での $^{27}Al(n,\alpha)^{24}Na$ の反応で生じた放射性核種からの放出γ線をゲルマニウム半導体検出器で測定し、生成率を算出した。また、PHITS コードによりモンテカルロ計算を行い、得られた中性子束と放射化断面積から核種生成率を算出した。

3. 結果　^{24}Na 生成率減衰分布の実験値と PHITS コードによるモンテカルロ計算の値との比較を図 2 に示す。迷路に沿って減衰して行く様子が観察されるが、検出器 8 番より後方にある 9 番で、より高い実験値が観測された。モンテカルロ計算の結果から、第 1 脚と第 3 脚の間の遮蔽壁を透過した成分が検出器 9 番付近に大きく寄与していることが分かった。計算値は実験値に対し第 2 脚まで非常に良い一致を示した。第 3 脚以降では徐々に計算値が過大評価の傾向を示したが、最大 2 倍以内で一致した。

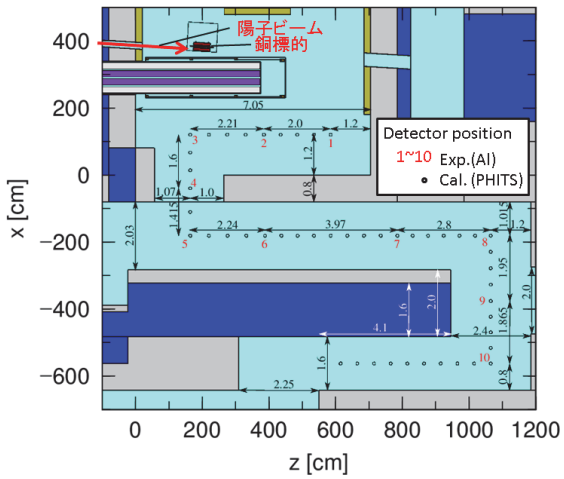


図 1：CHARM 施設の迷路構造と検出器位置

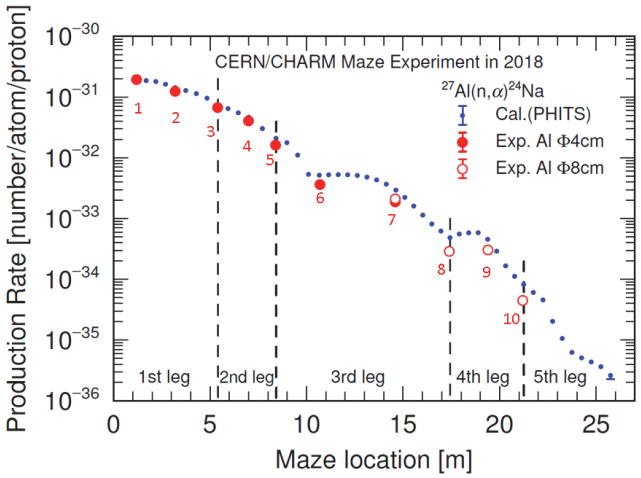


図 2：迷路に沿った生成率減衰分布の実験値と計算値

*Noriaki Nakao[1], Tsuyoshi Kajimoto[2], Toshiya Sanami[3], Takahiro Oyama[3], Seiji Nagaguro[3], Hiroshi Yashima[4], Lee Eunji[5], Tetsurou Matsumoto[6], Akihiko Masuda[6], Yoshitomo Uwamino[1], Robert Froeschl[7], Elpida Iliopoulou[7], Angelo Infantino[7], Stefan Roesler[7]
[1]Shimizu Corporation, [2]Hiroshima Univ., [3]KEK, [4]Kyoto Univ., [5]Kyushu Univ., [6]AIST, [7]CERN

アルベド法による合理的な迷路の線量評価手法の策定
(4)アルベド法による多重散乱の検討

Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

(4) Streaming component analysis by albedo method

*和田亜由美[1]，延原　文祥[2]，松田　規宏[3]，平尾　好弘[4]
[1]東芝 ESS，[2]東京ニュークリア・サービス，[3] JAEA，[4]海上・港湾・航空技研

迷路構造における線量評価手法として、アルベド法、モンテカルロ法、”DUCT-III”コード（開発元：高エネルギー加速器研究機構）が広く使われているが、この中でもアルベド法は使用が簡便で、さらに手法の説明が容易である。一方でアルベド法の短所として、散乱距離、入射角や反射角、アルベド係数を設定する際に、過度に保守的となる場合がある。そこで本シリーズ発表では、簡便でかつ説明が容易なアルベド法を詳細化し、迷路の線量率を合理的に評価する手法の策定を進めている。

キーワード：遮蔽解析，迷路，アルベド法，モンテカルロ法，”DUCT-III”コード

1. はじめに

本シリーズ発表(1)、(2)、(3)では、表 1 に示すように原子力学会遮蔽ハンドブックに掲載されている参考文献[1]の Z 字型のダクトモデルを用いたアルベド法および各計算コードによる評価結果を報告した。表 1 の①～⑥のように、ストリーミング線の線量の寄与成分は全 6 つに分類できる。前回のシリーズ発表(3)では「①1 回散乱」および「③線源周囲壁による散乱影響」に着目し、モンテカルロ法による結果と比較してアルベド法において過度な保守性を持っていないことを確認した。このように、①～⑥の寄与成分の内訳を他の計算コードだけでなくアルベド法によっても明確にできれば、アルベド法による計算の過度な保守性を排除でき、計算精度の向上に繋がる手がかりとなる。

そこで、本発表のシリーズ(4)では、様々な散乱パスを考慮する必要がある「②多重散乱」に着目して、アルベド法による評価結果が過度な保守性を持っていないかを検討する。

2. 「②多重散乱」の解析条件

図 1 に、2 回散乱を評価する際の散乱パスの一例を示す。このように、様々な散乱パスについて「②多重散乱」のストリーミング線量をアルベド法により計算する。

3. 結論

表 1 の「②多重散乱」をアルベド法で計算した結果、他の計算コードの評価結果に比べてアルベド法による評価結果と比較して、妥当であった。

表 1　Z 字型のダクトモデル[1]の評価結果
（2019 年秋の年会での発表内容）

寄与成分	“PHITS”	アルベド法
①1回散乱	6.9 ～	8.5
②多重散乱(2回～10回散乱)	11.4	?
③線源周囲壁による散乱影響	1.4 ～	1.4
④空気散乱	0.2	—
⑤コーナーリップ散乱効果	0.13	—
⑥コーナーリップ透過効果	0.77	—

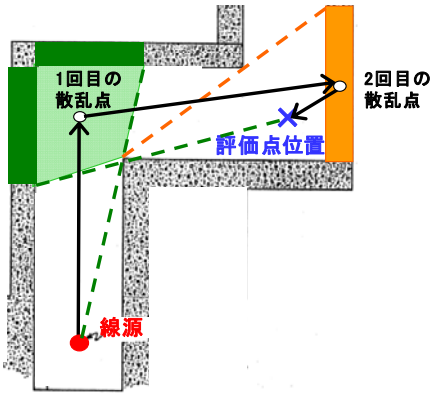


図 1 アルベド法による「②多重散乱」の評価のモデル図（一例）

参考文献　[1] C.W.Terrell, et al, Radiation Streaming in Ducts and Shelter Entrance Way, Final Report 1158A02-7

*Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara [2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Co. LTD, [2]Tokyo Nuclear Services Co.LTD., [3]Japan Atomic Energy Agency, [4] National Maritime Research Institute

アルベド法による合理的な迷路の線量評価手法の策定
(5)簡易解析コードを用いた迷路ストリーミング成分解析

Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

(5) streaming component analysis by simple design code

*延原 文祥[1]，和田亜由美[2]，松田 規宏[3]，平尾 好弘[4]

[1]東京ニュークリア・サービス，[2]東芝 ESS，[3]JAEA，[4]海上・港湾・航空技研

アルベド法を用いた迷路ストリーミング線量評価の合理化検討に際し、手計算、MC 法寄与成分の明確化によって合理的な線量評価式の策定を目指している。アルベド法による結果のチェックに際し、MC 法による解析がいつも使える状況とは限らないため、妥当性確認のために簡易遮蔽解析コードを利用することが有効と考えている。MC 法で算出した成分寄与の結果と同様な結果が得られるか、簡易遮蔽解析コードを用いた解析を行う。

キーワード：遮蔽解析,アルベド法,迷路, DUCT-III ,G33

1. 緒言

迷路線量評価をアルベド法や MC 法で実施する際の迅速・簡便な妥当性確認手法として、DUCT-III コード、G33 コードが有効であると考えている[1]。シリーズ発表中で和田らによる 2019 年秋の発表(その 3)[2]で MC 法を用いてストリーミング寄与成分毎の線量を評価したが、DUCT-III コード、G33-IE コードを利用した成分解析を実施する。また、シリーズ発表その 4[4]で示した多重散乱影響について、G33-IE コードを用いた簡易な 2 回散乱計算手法について検討する。図 1 に示す、Terrel のベンチマーク実験体系[3]を用いて実施する。

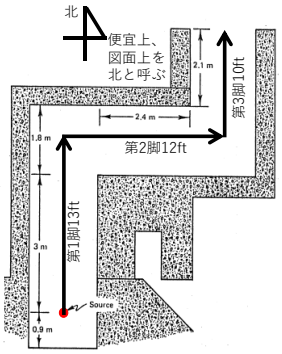


図 1　ベンチマーク体系

2. 簡易遮蔽解析コードを用いた線源周り壁影響解析

DUCT-III コードでは、線源室壁による反射を考慮したオプションがあり、これを有効にすることで線源周りの壁による影響を評価できる。図 2 に DUCT-III コードの線源周りの壁影響解析結果を示す。壁散乱により線量が上昇し、実験結果と比較すると保守側な結果となっている。DUCT-III コードは説明上保守側になるよう裕度を持った設計がなされていることが確認できた。G33 コードを用いて、線源周りの壁を 1 回散乱面として、1 回屈曲部北壁中心での直接線(MIN DIRECT)と散乱線(MAX SCATTER)の比を取り、北壁散乱面入口線量上昇を評価することで、線源周りの壁による影響と仮定して評価を行った。

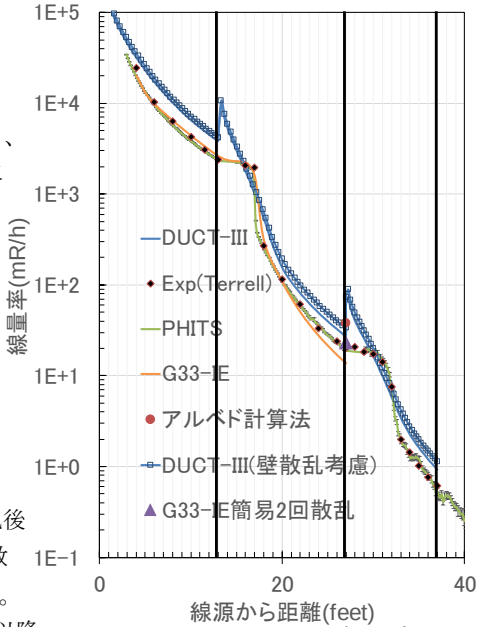


図 2　DUCT-III コード解析結果

3. G33 コードを用いた 2 回散乱評価検討

上の 2 章の考え方を発展させ、2 回散乱面における線量上昇分が壁散乱後の線量上昇分に等しいと仮定することで G33-IE コードを用いた簡易 2 回散乱評価を行い、PHITS コードとアルベド法の妥当性確認可能かを検討する。

本簡易評価では、1 回散乱条件を繰り返し使用することから、2 回散乱以降のエネルギ変化(低下)を無視している。0.662MeV-γの全個数アルベドはエネルギ低下によって小さくなる方向であることから保守側方向である。G33-IE コードで屈曲部の散乱面を第 2 回散乱面とした場合に直接線に対する散乱線の比を乗じて簡易 2 回散乱評価を求めると、1 回屈曲部の北壁、東壁、床散乱面における他の散乱面からの散乱線は、直接線に対し最大で約 6 割となった。散乱線の比の計算を簡便にするため、計算位置を迷路中の 1 回屈曲中心とし、保守側に全散乱面からの散乱線を計算すると約 6 割となり、同等の結果が得られた。その比を用いて計算した G33-IE 簡易 2 回散乱結果を図 2 に示す。結果は測定値と比較して保守側であり、同手法は迅速・簡便な妥当性確認として用いることができる。

参考文献 1) 延原文祥，日本原子力学会 2019 年春の年会 1E03 (2019), 2)和田亜由美他，日本原子力学会 2019 年秋の大会 1N01 (2019). 3)C.W.Terrell, et al, Final Report 1158A02-7, 4)和田亜由美他，日本原子力学会 2020 年春の大会(2020).

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Ayumi Wada[2], Norihiro Matsuda3, Yoshihiro Hirao[4]／[1]Tokyo Nuclear Services Co. LTD., [2] Toshiba Energy Systems & Solutions Co. LTD, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4] National Maritime Research Institute

アルベド法による合理的な迷路の線量評価手法の策定
（6）モンテカルロ法による多重散乱の解析

Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway
(6) Monte Carlo analysis for multiple scattering

*松田 規宏[1]，和田 亜由美[2]，延原 文祥[3]，平尾 好弘[4]
[1]JAEA，[2]東芝 ESS，[3]東京ニュークリア・サービス，[4]海上・港湾・航空技研

アルベド法を用いた迷路における合理的な線量評価に資するため、アルベド法による評価で考え得る多重散乱の経路に対して PHITS を用いた線量評価を実施し、迷路における多重散乱成分の解析を行った。

キーワード：遮蔽解析，アルベド法，迷路，モンテカルロ法，PHITS，EGS5

1. 緒言

簡易計算手法の一つであるアルベド法を用いた迷路における線量評価を合理的に実施するためには、線源から評価点へと至る迷路内のガンマ線の散乱経路に対して、アルベド法による評価結果の妥当性を把握しておくことが重要である。本研究では、その代表的な多重散乱の経路に対してモンテカルロ法計算コードを用いた線量評価を実施し、各経路による評価点の線量への寄与割合を解析する。

2. 方法

Terrell の Z 字型ダクトにおける実験[1] をベンチマーク問題に設定した。問題を単純化するため、第 2 屈曲部の中心を評価点に設定し、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS（正確には、PHITS に組み込まれた EGS5 [2]）を用いて解析を実施した。散乱経路による評価点の線量への寄与割合を解析するため、第 1 散乱面（第 1 屈曲部の壁、床、天井）に対する第 2 散乱面（第 1、第 2 屈曲部、及び第 2 脚）を細かな領域に分割し、その領域で散乱して評価点に到達するガンマ線の線量評価を行った。

3. 結論

第 1 散乱面を第 1 屈曲部の壁とした場合（図 1 参照）、評価点の線量への寄与は全体の約 18% であった。このうち、アルベド法等で定義される 1 回散乱による評価点の線量への寄与割合はおおよそ 40%で、2 回散乱以上の多重散乱による寄与の方が大きいことがわかった。図 1 には、2 回散乱の第 2 散乱面を第 2 脚の壁、床、天井としたときの寄与割合（① 約 11%）、第 2 屈曲部としたときの寄与割合（② 約 9%）、及び第 1 屈曲部としたときの寄与割合（③ 約 11%）をその代表的な散乱経路とともに示した。この結果は、アルベド法等による評価の妥当性を検証するためだけでなく、散乱経路の設定の妥当性を裏付けるために用いることができる。

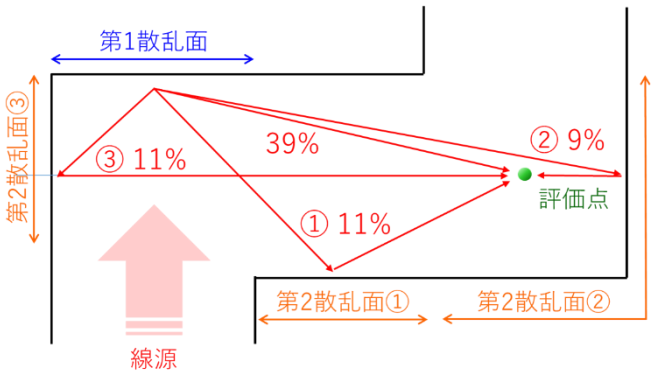


図 1 各散乱経路による評価点の線量への寄与割合

参考文献

[1] C.W.Terrell, et al, Radiation Streaming in Ducts and Shelter Entrance Way, Final Report 1158A02-7

[2] Hideo Hirayama, Yoshihito Namito, Alex F. Bielajew, Scott J. Wilderman and Walter R. Nelson, "The EGS5 code system," SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

---

*Norihriro MATSUDA[1], Ayumi WADA[2], Fumiyoshi NOBUHARA[3] and Yoshihiro HIRAO[4]
[1]JAEA, [2]TOSHIBA ESS, [3]TNS, [4]MPAT

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

[1N10-13] Shielding Material and Dose Estimation

Chair:Fumiyoshi Nobuhara(TNS)

Mon. Mar 16, 2020 3:50 PM - 5:00 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[1N10] A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use (3)

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

3:50 PM - 4:05 PM

[1N11] Problems on Radiation in Fukushima Solved by SilicaTech® Coating Technique

*yoko iwamiya[1], Masayoshi Kawai[1,2], Daisuke Ito[3] （1. Choetsu Chemistry Research Co. Ltd., 2. KEK, 3. KURNS）

4:05 PM - 4:20 PM

[1N12] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[3], Toshinobu Maenaka[4], Ryu Shimamoto[5], Masahiro Yoshida[6], Kenichi Kimura[2], Kenichi Tanaka[7] （1. Hazama-Ando corp., 2. Fujita Corp., 3. Taisei Corp., 4. Takenaka Corp., 5. Chuden , 6. NUSTEC, 7. IAE）

4:20 PM - 4:35 PM

[1N13] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

*Mikihiro Nakata[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Erina Matsuyama[3], Tomohiro Ogata [4], Kazuaki Kosako [5], Toshio Amano[6], Hidenori Kawano[7] （1. MHI NSE, 2. HGNE, 3. TOSHIBA ESS, 4. MHI, 5. Shimizu, 6. CTC, 7. ATOX）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

教育や現場で使い勝手の良い放射線量評価モンテカルロ法コード(3)
放射線源の位置・強度推定機能の評価

A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use (3)
Evaluation of radiation source position and intensity estimation functions

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[1]
[1]東海大

モンテカルロ法に要する専門知識と利用技術の修得のため、Microsoft Excel VBA を用いた使い勝手のよい線量評価コード「S-Monte」を開発し、大学での授業に活用している[1,2]。MATXSLIB-J4 ライブラー[3]から本コードで利用可能な多群のγ線量評価用のファイルを作成し、地表に堆積した環境放射線源の位置と強度を、建屋内外の空間線量から随伴 (adjoint) 計算を用いて推定支援する機能の性能評価を行った。

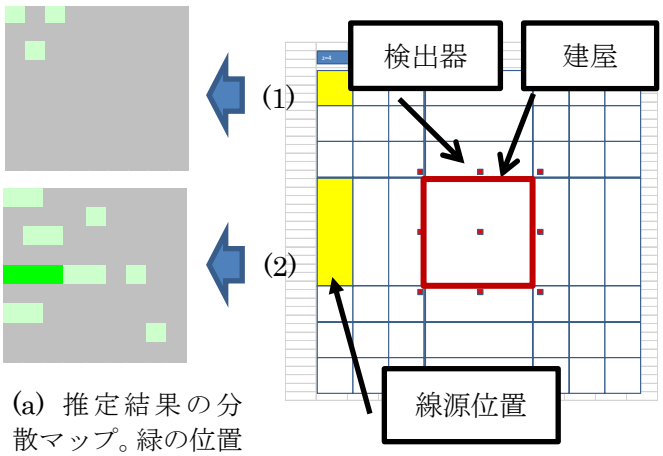
キーワード：線量評価，線源推定、モンテカルロ法、教育

1. 計算機能　開発した S-Monte は、Excel VBA を用い、計算体系を XYZ 座標に限定するなど計算機能を限定する事で初学者にも簡便に利用できる。物理量の評価方法(Tally)として Track length、Surface crossing および Collision の Estimator を用意している。また、中性子増倍率計算機能、随伴計算機能も有している。MATXSLIB-J4 ライブラーから作成した 42 群のγ線量評価用のファイルを用いて、地表に堆積した Cs-137 線源からの建屋内の線量計算などについて PHITS[4]との比較を行い、妥当な結果を得ている。

2. 授業での活用　本コードを本学原子力工学科の授業で使用し、学生は建屋の壁（木材とコンクリート）の違い、地表面の土壌の厚みの線量への影響などを自ら計算し、理解を深めている。学生からは、計算手順が明快であるとの好評価も得ている。

3. 放射線源の位置・強度推定機能　随伴計算機能で得られた随伴線束と検出器の空間線量測定値から放射線源の位置・強度の推定を試みた。複数の測定値から逆算した線源強度の結果から、その分散が最小になる地点を線源位置と推定する。図 1 (b)に点で示す建屋内外の 9 カ所で高さ 0.5m と 1mの計 18 個の検出器の測定値から線源位置を推定した。(1)および(2)の地表に Cs-137 の線源がある場合、図 1 (a)に示すような分散のマップが得られ、線源位置を推定するための情報が得られる事を確認した。分散マップが曖昧なのは随伴線束の計算精度が不足しているためであり、随伴計算に必要な長い計算時間が課題である。

S-Monte については、今後、教育に活用するとともに公開配布していく予定である。



(a) 推定結果の分散マップ。緑の位置が分散が小さい。　(b) 計算体系

図 1 線源推定機能の計算体系と推定結果

［文献］
1. 松村、亀山、原子力学会 2019 年春の年会 2J13
2. 松村、亀山、原子力学会 2019 年秋の大会 1H15
3. K. Shibata, et al., JENDL-4.0, J. Nucl. Sci. Technol. **48**, 1, pp 1-30 (2011).
4. T. Sato, et al., PHITS, J. Nucl. Sci. Technol.,**55**, 6, pp 684-690 (2018)

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[1]
[1]Tokai University

シリカテック®コーティング技術が明かした福島放射線問題
放射性セシウムの挙動とタングステン遮蔽布の放射線遮蔽能

A Problems on Radiation in Fukushima Solved by SilicaTech® Coating Technique
Behavior of Radioactive Cesium and Radiation Shielding Performance of Tungsten Cloth

*岩宮 陽子[1]，川合 將義[1,2]，伊藤 大介[3]
[1]超越化研，[2]KEK，[3]KURNS

抄録（シリカテック®技術により福島第一原発事故後の２ヶ月における土壌中の放射性セシウムの沈降深さの 1.5cm が他の測定結果と整合していること、また、タングステン放射線遮蔽布の遮蔽性能を測定した。

キーワード：東電第一原子力発電所，原発事故、放射線、除染、セシウム、沈降深さ，タングステン、遮蔽、X 線，中性子。

1. 緒言

2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故後の福島県における放射能影響を緩和するために除染方法とタングステン粉末塗工放射線遮蔽布を開発した[1，2]。本報告は、それらの追加検討結果である。

2. 除染技術が明らかにした放射性セシウムの沈降深さ

土壌用に開発されたシリカテック®液による除染技術の実証試験を 2011 年 5 月 17 日に福島市立渡利小学校の校庭で行った。その際に放射性セシウムの沈降深さが 1.5cm ということが分かった。その後、福島、宮城、茨城 3 県において、放射性セシウムの土壌中の深度分布が調査された。その深度分布の時間液な変化が、JAEA 松田らによって図にまとめられた[3]。その結果に本結果と 2012 年 2 月 12 日に川俣町山木屋地区で調べられた JAEA の結果[4]とともに**図 1** に示す。その結果が、他で得られた結果の最尤値とされる破線とほぼ整合することが分かり、本結果が事故直後を示す基準となることがわかった。

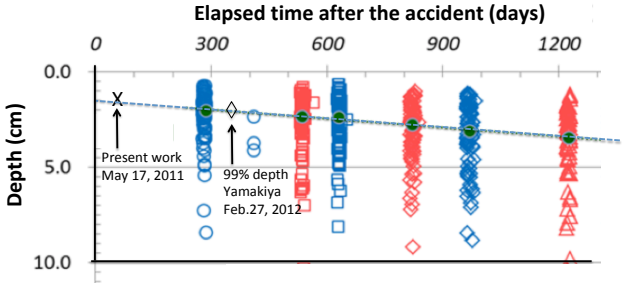


図 1　放射性セシウムの土壌中深度分布の時間変化

3. 放射線透過イメージング法によるタングステン放射線遮蔽布の遮蔽性能測定

タングステン遮蔽布の遮蔽性能を KURNS イメージング装置で測定した。線源は、TRIX-150WE-OC X 線発生器の 150 keV X 線と　KUR E-2 孔の熱中性子である。結果を**図 2** と**表 1** に示す。150 keV の X 線に対する重量当たりの遮蔽性能は、フラット布が鉛の３倍、縮緬布が約２倍であることが分かった。熱中性子に対する遮蔽性能は、縮緬布はフラット布の約 2 倍と、概ね布の重量に比例している。

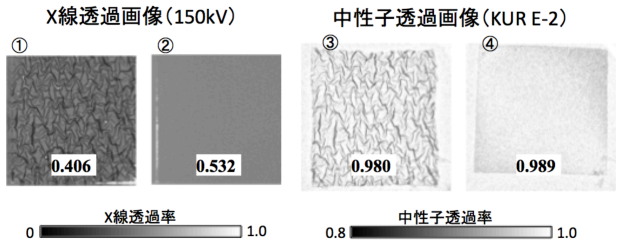


図 2　イメージング実験施設での測定結果

表 1　150 keV での測定結果

W試験体	厚さ (mm)	遮蔽性能 (%)	鉛透過厚 (mm)	W試験体重量 (g/100cm²)	等価鉛重量 (g/100cm²)	重量比 (W/Pb)
フラット布	0.36	46.8	0.264	9.5	29.8	0.32
縮緬布	0.36	59.4	0.377	20.2	42.6	0.47

参考文献

[1] 岩宮、川合：2017 年日本原子力学会秋の大会　　[3]https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/11000/10921/33/1-6_H26de
[2] 岩宮、川合：2017 年日本原子力学会春の年会 3D12, 13 [4] https://fukushima.jaea.go.jp/fukushima/result/pdf/pdf05/02-03.pdf

*Yoko Iwamiya[1], Masayoshi Kawai[1,2] and Daisuke Ito[3]
[1]Chetsu Chemistry Research Co. Ltd., [2]KEK. [3]KURNS

遮蔽材料標準の策定について(15)
- 元素組成の考え方 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete
(15) The progress of investigation for shielding concrete standard composition

*奥野 功一[1]、谷口 雅弘[2]、前中 敏伸[3]、島本 龍[4]、吉田 昌弘[5]、木村 健一[6]、田中 健一[7]
[1]安藤ハザマ、[2]大成建設、[3]竹中工務店、[4]中部電力、[5]原子力安全技術センター、[6]フジタ、[7]エネ総研

標準委員会 遮蔽材料標準作業会では遮蔽設計に用いる遮蔽コンクリートの材料組成の標準化を検討している。今回、骨材中の組成変動による線量率への影響（感度解析）を評価するため、パラメータスタディ用の元素組成を検討した。

キーワード：遮蔽コンクリート，材料組成，線量率計算

１．はじめに

遮蔽材料組成の標準化作業は、複数の元素からなる遮蔽コンクリートに対して行っている。それには、コンクリートの専門知識が要求されることから、日本建築学会に所属する委員の協力を仰いでいる。

国内で使用されている遮蔽コンクリートは、Ca系骨材とSi系骨材の２つに大別できる。これまでの感度解析の検討では、骨材中のCa、Mg、Feなどの組成変動が顕著であり、これらの元素の組成変動幅を仮定したケーススタディ計算を行った。その結果、FeとCの組成変動が線量率に影響している事が分かったので、FeとCの影響を定量的に検討するための材料組成案を作成した。

２．組成の考え方

Cは石灰岩系の骨材にしか存在せず、また、石灰岩の主成分がCaであることに鑑み、石灰岩系の骨材としてはCa、Hを主体とした組成で、Cの組成変動による線量率の影響を検討する。

一方、FeはSi系を主成分とした骨材とセメントに存在するので、Si系の骨材としてはSiとCa、Hを主体とした組成で、含有量が少ないFeの組成変動による線量率の影響を検討する。

公開されているコンクリート及び骨材の元素分析値から、遮蔽コンクリート中のFeの含有量の範囲は0.359～7.348%、Cの含有量の範囲は4.28～9.672%である事が分かった。このことから、遮蔽コンクリート中での中性子及び二次γ線の線量率の感度解析を行うパラメータとしては、Si系骨材に対してFeの含有量が1%、2.5%、4%、5.5%、7%の5ケース、Ca系骨材に対してはCの含有量が4%、5.5%、7%、8.5%、10%の5ケースでパラメータスタディに供した。

３．今後の計画

感度解析のパラメータスタディの結果により、普通コンクリートの組成におけるC及びFeの含有量等の検討を進め、実用的な標準組成を作成する計画である。

---

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguch[2], Toshinobu Maenaka[3], Ryu Shimamoto[4], Masahiro Yoshida[5], Ken-ichi Kimura[6] , Ken-ichi Tanaka[7]
[1]Hazama-Ando Corp.,[2]Taisei Corp.,[3]Takenaka Corp.,[4]Chubu Electric Power Co., Inc.,[5]NUSTEC,[6]Fujita Corp.,[7]IAE

遮蔽材料標準の策定について(16)
- 主要元素組成変動による線量率影響評価 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete
(16) The evaluation of influence to dose rate by major chemical content fluctuation in concrete.

*中田 幹裕[1]、月山 俊尚[2]、松山 惠璃菜[3]、小迫 和明[4]、天野 俊雄[5]、河野 秀紀[6]
[1]MHI NS エンジ、[2]日立GE、[3]東芝エネルギーシステムズ、[4]清水建設、[5]CTC、[6]アトックス

標準委員会 遮蔽材料標準作業会では遮蔽コンクリート材料組成の標準化を検討している。Si系及びCa系骨材のコンクリートについて、主要元素の変動に起因する線量率影響のケーススタディを行い、実施済みの線量率影響検討結果も参照し、主要な元素の変動影響を整理した。

キーワード：遮蔽設計，遮蔽コンクリート，コンクリート組成，線量率計算

１．はじめに

遮蔽コンクリート組成の検討結果から、Si系及びCa系骨材のコンクリートにおける主要元素の変動による線量率影響検討を行った。

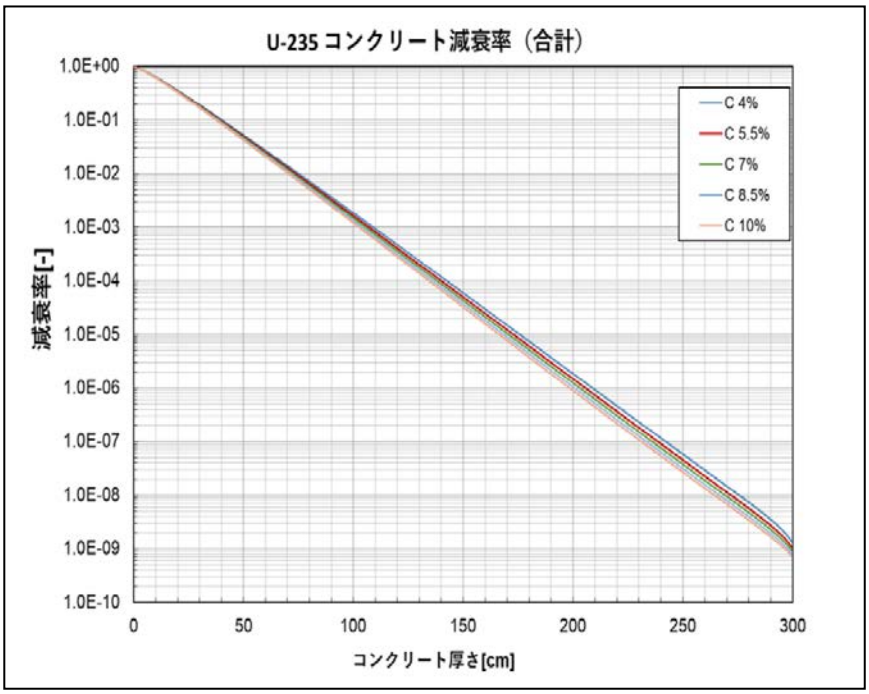
２．組成変動条件

コンクリートの元素組成検討により、Si系及びCa系骨材のコンクリートの主要元素は、それぞれH, O, Si, Ca, Fe及びH, O, Ca, Cである。ケーススタディでは、水分を一定として、実際のコンクリートでの組成変動を考慮して、Si系骨材についてはFe含有量が1%、2.5%、4%、5.5%、7%の5ケース、Ca系骨材についてはC含有量が4%、5.5%、7%、8.5%、10%の5ケースを設定した。

３．ケーススタディの結果と今後の検討課題

U-235の核分裂中性子によるコンクリート中の中性子と2次γの合計線量率の減衰率は200cm深さで、Si系骨材のFeの1~7%含有率に対し約1.5倍で、Ca系骨材のCの4~10%含有率に対し約2.5倍の影響が生じた。Cの含有量変動の結果を右図に示す。これまでの検討ではFeを影響の有意な元素としていたが、Cも考慮すべきことが分かった。

今後、実施済みの密度変動、水分変動、典型的骨材元素変動の線量率影響検討結果と合わせて、総合的な影響検討を行い、標準の附属書に掲載する情報の整備を行う。



*Mikihiro Nakata[1],Toshihisa Tsukiyama[2], Erina Matsuyama[3], Kazuaki Kosako[4], Toshio Amano[5], Hidenori Kawano[6]
[1]MHI NS., [2]Hitachi GE., [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [4]Shimizu Corp., [5]CTC., [6]ATOX

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

[1O01-05] Nuclear Fission

Chair:Osamu Iwamoto(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 10:30 AM - 11:55 AM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O01] Charge polarization of fission fragments from U-236 calculated with a time-dependent mean-field model

*Shuichiro EBATA[1], Shin Okumura[2], Chikako Ishizuka[3], Satoshi Chiba[3] （1. Saitama Univ., 2. IAEA, 3. Tokyo Tech）

10:30 AM - 10:45 AM

[1O02] Fission study using 4D Langevin Model

*Xuan Zhang[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Tech, 2. Kiev Institute of Nuclear Research）

10:45 AM - 11:00 AM

[1O03] Total kinetic energy of symmetric fission components studied by antisymmetrized molecular dynamics

*Jingde Chen[1], Chikako Ishizuka[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[1], Masaaki Kimura[3] （1. Tokyo Tech., 2. Tohuku University, 3. Hokkaido University）

11:00 AM - 11:15 AM

[1O04] Energy valance and the fission path on U-236 with the microscopic mean-field theory

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Tech, 2. Saitama Univ.）

11:15 AM - 11:30 AM

[1O05] Study of Fission fragment kinetic energy using Dynamical Model

*Yuuya Miyamoto[1], Yoshihiro Aritomo[1], Katsuhisa Nishio[2] （1. Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2. Advanced Science Research Center, Japan Atomic Energy Agency ）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

時間依存平均場計算で導出する U-236 核分裂片の荷電偏極

Charge polarization of fission fragments from U-236 calculated with a time-dependent mean-field model

*江幡 修一郎[1], 奥村 森[2], 石塚 知香子[3], 千葉 敏[3]

[1]埼玉大, [2]IAEA, [3]東工大

核分裂片の荷電偏極は遅発中性子収率や元素合成過程(特に r 過程)に大きな影響を与える。これまで、任意の分裂片を調べる方法を構築する為に、我々は静的な微視的理論模型(3 次元座標表示 Skyrme Hartree-Fock＋BCS 模型)を導入し、U-236, Pu-240, Cf-250 の核分裂片の荷電偏極を計算してきた。より現実的に動的効果を考慮する為に、実時間平均場(正準基底表示 Hartree-Fock-Bogoliubov)計算を行い、分裂片の荷電偏極の変化を調べる。^{236}U(^{235}U+n を想定した)の分裂片の荷電偏極を調べ、結果を報告する。

キーワード：核データ、核分裂、荷電偏極、理論核物理

1. 緒言

荷電偏極とは、即発中性子の放出前の核分裂片におけるアイソバー分布の Z/A の中心値が分裂核の Z/A (不変荷電分布(Unchanged Charge Distribution; UCD)仮定)から僅かにズレる現象を指す。典型的な荷電偏極は UCD 値から±0.5 程度と僅かであるが、ウラン、プルトニウム系の分裂において、分裂片の Z/A 比と遅発中性子放出の境界が非常に近接する為、僅かな荷電偏極が遅発中性子収量に大きな影響を与える事が分かっている。従って荷電偏極は原子炉の動特性を予測する上で非常に重要な現象である。このため、詳細な遅発中性子放出データがない MA 等の領域の予測精度向上には、データが豊富な領域で模型を検証し高い精度で外挿する事が有効な手段になる。また、分裂片の分布は宇宙における元素合成過程に影響を及ぼす。荷電偏極は核分裂機構の詳細を理解する為にも重要である。我々は、実験値の少ない核分裂性核種への適用を見据え、微視的理論から荷電偏極を予測する方法を提案し、^{235}U+n, ^{239}Pu+n, ^{250}Cf 系を想定し各々の核分裂片の荷電分布を静的な微視的理論を用いて計算してきた。本講演ではより現実的効果として動的効果を考慮し、^{236}U の分裂片を再度対象にして、これまでの結果及び Wahl's systematics[1]と比較しその効果を報告する。

2. 計算手法

これまで核超流動性と任意の変形を表現する 3 次元座標空間表示 Skyrme Hartree-Fock+BCS (3D SHF+BCS) 理論模型を採用してきた。原子核の伸長と非対称性を表す四重極変形度(Q_{20})と八重極変形度(Q_{30})を変数として拘束条件に採用し、自己無撞着にポテンシャル面を計算してきた[2]。3D SHF+BCS の計算では動的な効果が排除されている。そこでより現実的だと考えられる動的効果を、時間依存平均場模型を適用して取り入れる。時間依存の方法は正準基底表示 Hartree-Fock-Bogoliubov 法(Cb-TDHFB)を用いる[3]。

3. 結果

図はこれまでに拘束条件を付与した 3D SHF+BCS で計算してきた、ある Q_{20} と Q_{30} を持つ ^{236}U の核子密度分布である。断裂点に至っていない配位を Cb-TDHFB の初期値として入力し、実時間計算を行う。既にネックが現れており、クーロン力によって自然に断裂に至る事が予想される。これまでの静的な平均場模型での断裂条件(最大密度の 2%以下)で断裂を判断し、荷電偏極を計算し評価する。

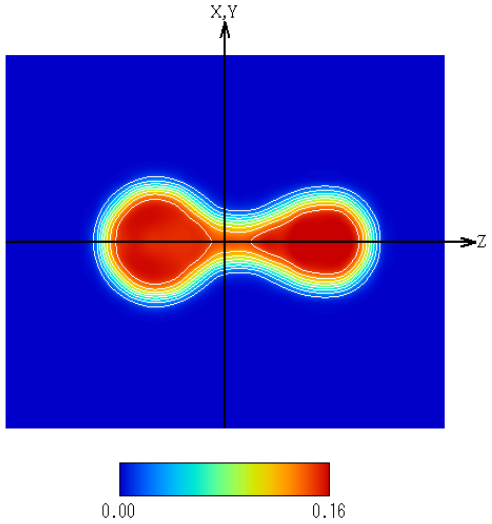


図 3D SHF+BCS で得られた ^{236}U の核子密度分布(SkM* parameter set を使用, Q_{20} = 10.866[fm^2], Q_{30} = 40.010[fm^3]の配位)

参考文献

[1] Arthur C. Wahl, LA-13928 (2002).
[2] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** (2017) 064005.
[3] S. Ebata, et. al., Phys. Rev. C**82** (2010) 034306.

*Shuichiro Ebata[1], Shin Okumura[2], Chikako Ishizuka[3], and Chiba Satoshi[3]
[1]Saitama University,
[2]IAEA
[3]Tokyo Institute of Technology

4 次元ランジュバン模型を用いた核分裂の研究
核分裂片の励起エネルギーと即発中性子多重度

Fission study using four-dimensional Langevin model

Excitation energy of fission fragments and prompt neutron multiplicity

*張 旋[1]，石塚 知香子[1]、稲倉 恒法[1]、イワニューク フェディエール[2]、千葉 敏[1]

[1]東工大，[2]キエフ原子核研究所

4 次元ランジュバン計算の結果を拘束条件付き密度汎関数理論に接続することで核分裂片の変形エネルギー及び励起エネルギーを推定し、Hauser-Feshbach 理論を用いて即発中性子多重度を計算した。

キーワード：核データ、核分裂、ランジュバン模型、変形エネルギー、即発中性子多重度、密度汎関数理論

1. 緒言

核分裂片から放出される即発中性子の多重度は、連鎖反応の維持可能性を推定するために必要なデータである。また、即発中性子数の質量数依存性は核種によらず鋸歯構造を持つことが実験的に知られており、その起源の解明は核分裂研究の観点からも重要である。これまでに我々が開発した 4 次元ランジュバン模型[1]を用いて個々の核分裂片の四重極及び八重極モーメントを計算した結果、ウラン領域核では四重極モーメントの核分裂片質量数依存性は即発中性子の鋸歯構造と非常に似た構造を示すことが分かっていた。

2. 計算方法

本研究では、4 次元ランジュバンを用いて ^{236}U(n+^{235}U 系)の励起エネルギー10MeV における核分裂の計算を行った。計算では二中心模型により表現した原子核形状に対して、巨視的・微視的手法により自由エネルギーを計算し、殻補正の温度依存性を考慮した[2]。輸送係数は巨視的な流体模型により計算した。断裂直後の二つの分裂片のシャープカットな形状を直接用いてそれぞれの四重極モーメント Q_{20} と八重極モーメント Q_{30} を計算し分裂片の質量数毎の平均値を求めた。次に Hartree-Fock-Bogoliubov 法に基づくコード HFBTHO[3]を用いて、有限温度の密度汎関数理論により平均の Q_{20}、Q_{30} を拘束条件として変形エネルギーを求め、分裂片の持つ変形振動のエネルギーを加えて励起エネルギーを推定した。更に Hauser-Feshbach 理論[4]を用いて即発中性子多重度 ν_p を求めた。

3. 結果

計算した即発中性子多重度 ν_p 及び Mueller による実験結果[5]を併せて図 1 に示した。青四角の計算値は軽い分裂片において計算結果は実験とほぼ一致するが、重い分裂片において実験より高くなっていた。これは 4 次元ランジュバンと HFBTHO が異なる模型に基づくことに加え、ランジュバン模型が重い分裂片の Q_{30} を過大評価したためと考えられる。その影響を考慮し重い分裂片の Q_{30} の値を半分にした結果(赤丸)は実験結果と上手く一致した。今後、他の系でも同様な計算を試みる予定である。

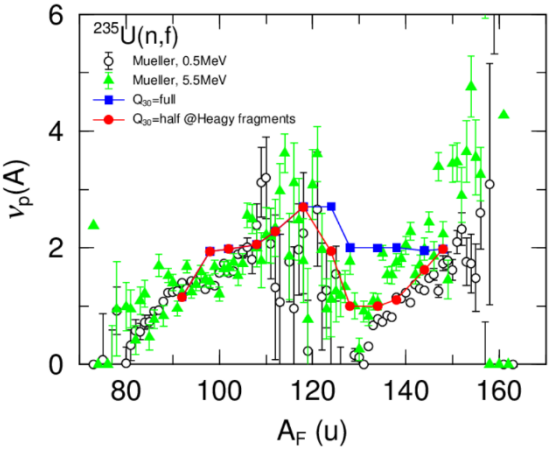


図 1 即発中性子多重度の質量数依存性

参考文献

[1] Chikako Ishizuka et al., Phys. Rev. C 96, 064616 (2017).

[2] F.A. Ivanyuk et al., Phys. Rev. C 97, 054331 (2018).

[3] M.V. Stoitsov et al., Comput. Phys. Commun. 184, 1592 (2013).

[4] S. Okumura et al., J. Nucl. Sci. Tech. 55, 1009 (2018).

[5] R. Mueller et al., Phys. Rev. C 29, 885 (1984).

*Xuan Zhang[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech, [2]Kiev Institute for Nuclear Research

反対称化分子動力学による対称核分裂成分の全運動エネルギーの研究

Total kinetic energy of symmetric fission components studied by antisymmetrized molecular dynamics

*陳 敬徳[1]，小野 章[2]，木村 真明[3]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]
[1]東京工業大学，[2]東北大学，[3]北海道大学

反対称化分子動力学(AMD)模型が記述する核分裂機構の検討を行うためにアクチノイド領域における核分裂片の全運動エネルギーを計算した。さらに、液滴模型ランジュバン模型計算も行い、核分裂機構における殻効果の影響についての検討を行った。

キーワード：反対称化分子動力学，核分裂，二中心殻模型，全運動エネルギー

1. 緒言

ウランからカリフォルニウムより軽いアクチノイド領域の核分裂には、質量数分布において主要な寄与を与える二山のピークとなる非対称成分と、その中間に位置する対称成分が存在することが知られている。非対称成分は A=132 の球形閉殻及び A=140-144 の変形閉殻の影響を強く受けていることが分っている一方、対称成分は液滴模型でも予測される成分であり、そこには原子核の殻効果が強く作用していないことが推測される。我々は 4 次元ランジュバン模型[1]や統計崩壊理論、β 崩壊理論などを用いて核分裂現象に対して統合的な研究を推進しているが、それに加えて微視的な模型による理解を進めたいと考えている。以前、東工大の餌取等が AMD[2]を用いて対称ブーストにより ^{236}U の対称核分裂のシミュレーションを行い Brosa モデルの断裂条件の検証などを行ったが、現状の AMD 計算には LS 力が入っていないため A=132 や 144 領域の殻効果が取り込まれておらず、AMD 計算で見えている現象が分裂機構の何に対応しているかは未解明のままであった。そこで本研究ではウランからローレンシウムの領域において系統的に対称ブースト分裂を適用し、核分裂片の全運動エネルギーを調べることで AMD の記述する分裂メカニズム及び対称分裂成分に対する殻効果の影響を調べることを目的とした。

2. 手法

摩擦冷却法を用いて分裂核種の基底状態を求めた。有効相互作用は SLy4[3]のうち LS 力を除いたものである。基底状態に対して対称ブーストを行い核分裂のシミュレーションを行い分裂片の TKE を求めた。ブーストエネルギーが高いと熱平衡状態にならずにすぐに分裂してしまうため、ネックを有する形状で長い時間滞在し熱平衡状態が実現するようにブーストエネルギーを調整した。比較データとして液滴模型成分のみを用いた 4 次元ランジュバン計算も行った。

3. 結果

右の図は ^{236}U の分裂片の質量数と TKE の相関図である。カラーマップは実験を再現するデータで、白抜き丸印が我々の AMD 計算結果である。AMD 計算は初期のブーストは完全に対称であるが、励起エネルギーが 300MeV と高いため励起フラグメントから中性子、陽子、重陽子などの放出が起きるため分布を有している。これ自体は AMD の有する確率過程により、時間依存密度汎関数法等の決定論的手法で導出できない“分布”を導出できる AMD 計算の強みを表している。今後、他の系の計算や液滴模型ランジュバン計算の結果も合わせて、我々がすでに示した TKE の系統性[1]の観点から AMD が記述する核分裂機構についての考察を行う。

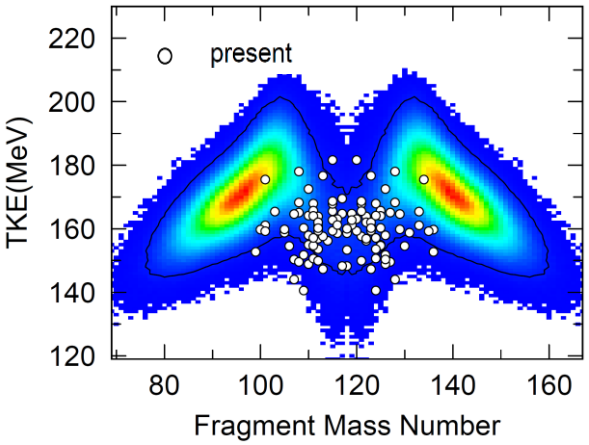


図 ^{236}U の分裂片の質量数と TKE の相関。白抜き丸印が AMD 計算値

参考文献

[1] M.D.Usang et al., Sci. Rep. 9, 1525-1-9(2019).
[2] A.Ono et al. , Prog. Ther. Phys. 87,1185-1206(1992).
[3] E. Chabanat et al., Nucl. Phys. A **635**, 231 (1998).

*Jingde Chen[1], Akira Ono[2] , Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech., [2]Tohoku Univ., [3]Hokkaido Univ.

微視的平均場模型による U-236 の分裂経路とそのエネルギーバランス

Energy valance and the fission path on U-236 with the microscopic mean-field theory

*藤尾 和樹[1], 江幡 修一郎[2], 千葉 敏[1]

[1] 東工大, [2] 埼玉大学

未知の核分裂片の核データを整備する為に微視的計算は一つの有効な手段である。しかし、この方法の有効相互作用は核分裂に対し、整備が十分ではない。核データが十分にある U-236 について計算し、相互作用依存性を調べてきた。本講演では有効相互作用の分裂経路への寄与を分析した結果を報告する。

キーワード：核データ、核分裂、平均場模型、有効相互作用、ポテンシャルエネルギー面

1. 緒言

原子炉で生成される核分裂性核種やマイナーアクチノイドの評価のための核データの整備や精度の向上は重要な課題である。測定の難しい核データを整備する方法として、自己無撞着に原子核を記述する微視的理論の利用は有効な手段の一つである。微視的理論計算では調べる対象への適切な有効相互作用が必要であり、これまで原子核構造や宇宙核物理などの研究結果から有効相互作用は整備されてきた。しかし、核分裂経路を通じて核分裂生成物を評価するための有効相互作用は未だ十分な整備が成されていない。

本研究では測定データが豊富にある U-235+n の系を対象とし、拘束条件付き平均場模型に既存の 3 つの有効相互作用を用いて、核分裂経路及びエネルギーへの影響を調べた。

2.計算方法

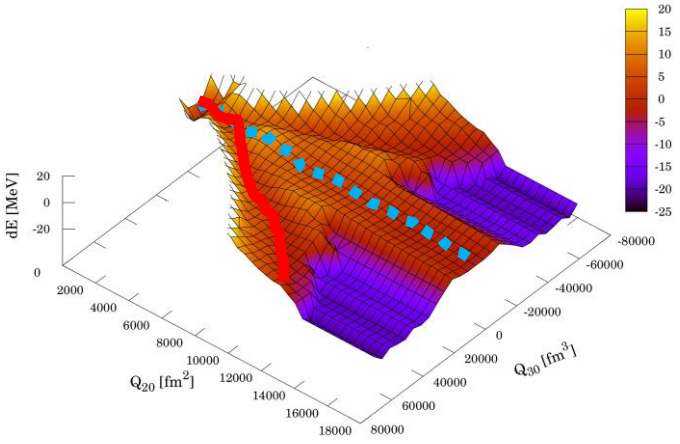
本研究では殻効果や対相関を自己無撞着に計算出来る 3 次元座標空間表示の拘束条件付き平均場模型 Skyrme-Hartree-Fock+BCS[1]を用いる。相互作用には異なる 3 つの Skyrme 型(接触型)有効相互作用(SkI3, SLy4, SkM*)[2-4]を採用し、U-235+n の核分裂経路を調べる。原子核の伸長を表す四重極変形(Q_{20})と質量非対称性を表す八重極変形(Q_{30})の自由度を拘束条件にポテンシャルエネルギー面を計算し、分裂経路を調べた。

3.結果

図は Q_{20} と Q_{30} に関するポテンシャルエネルギー面で、それぞれの変形度におけるエネルギーと基底エネルギーの差を表した面である。破線は対称な核分裂経路(Q_{30}=0)を表し、実線はエネルギーが最も低くなる経路($Q_{30}\neq 0$)を示している。

U-236 の系の核分裂ではそのポテンシャル面から、対称分裂よりも質量非対称な分裂経路を選択する傾向が表れている。これは測定されている核分裂収率分布と矛盾がない結果である。

講演では 3 つの有効相互作用で得られたポテンシャルエネルギー面について分析する。Coulomb エネルギーや運動エネルギー、スピン軌道エネルギー等成分ごとに分解し、どの成分が分裂経路や核分裂に強く影響を及ぼすか議論する。



図：U-236 の Q_{20}, Q_{30} に関するポテンシャルエネルギー面

参考文献

[1] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** (2017) 064005.
[2] P.-G. Reinhard and H. Flocard, Nucl. Phys. A **584**, 467 (1995).
[3] E. Chabanat, P. Bonche, P. Haensel, J. Meyer,and R. Schaeffer, Nucl. Phys. A **635**, 231 (1998)
[4] J. Barrel, Ph. Quentin, M. Brack, C. Guet and H.-B. Hfikansson, Nucl. Phys. A **386,** (1982) 79.

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Saitama Univ.

動力学模型を用いたアクチノイド原子核核分裂片の運動エネルギー

Study of Fission Fragment Kinetic Energy using Dynamical Model

*宮本 裕也[1]，有友 嘉浩[1]，西尾 勝久[2]

[1]近畿大学大学院総合理工学研究科，[2]日本原子力研究開発機構先端基礎研究センター

核分裂が発見されて80年近くになり、核分裂の連鎖反応は原子炉でのエネルギー利用として実用化され社会に貢献している。一方、核分裂は物理的に未解決な点が多い。例えば、核分裂によって生成される個々の分裂片が持つ運動エネルギーに対する理解はまだ十分ではない。本研究では、この未解決な運動エネルギーに着目し、動力学模型を用いた計算を行った。計算結果は実験データを良く再現した。この結果、原子核が切断した瞬間に持っている初期の運動エネルギーを取り入れる必要があることが分かった。

Keywords：fission, Atomic Energy, fission fragment, total kinetic energy, Langevin research

1. 緒言

80年前に核分裂が発見[1,2]されてから約20年後、Pu同位体の核分裂片運動エネルギーが実験的に測定された[3]。その実験結果では軽い分裂片は質量数によらずほぼ同じ運動エネルギーを持っているのに対し、重い分裂片は質量数とともに運動エネルギーが直線的に下がる結果が示された。この結果に対する理解は現在においても定性的に明らかにされておらず、核分裂における課題として残されてきた。

2. 本論

原子力発電に用いられる^{236}Uと^{240}Puなどのアクチノイド核種に対し、揺動散逸定理に基づく動力学模型[4]を用いて核分裂反応過程を記述することにより、核分裂によって生成される個々の分裂片が持つ運動エネルギー依存性の解明を目指した。その過程で核分裂直後に持っている核分裂片の初期の運動エネルギーを導入した結果、計算結果は実験データ[3,5,6]をよく再現した。

3. 結論

これまで核分裂における全運動エネルギーの理解は主に切断点における２つの核分裂片のクーロン反発力だけが着目されてきたが、本研究から、核分裂した瞬間に持つ初期の運動エネルギーにも着目する必要があることが分かった。

参考文献

[1] O. Hahn and F. Strasmann, Naturwissenschaften 27, 11 (1939).

[2] L. Meitner and O.R. Frisch, Nature (London) 143, 239 (1939).

[3] J. N. Neiler, F.J. Walter, and H.W. Schmitt, Phys. Rev. 149, 894 (1966).

[4] Y. Miyamoto. Y. Aritomo. S. Tanaka, K. Hirose, K. Nishio, Phys. Rev. C 99, 051601(R) (2019).

[5] K. Nishio, Y. Nakagome, I. Kanno, and I. Kimura, and J. Nucl. Sci. Technol., 32, 404 (1995)

[6] C. Tsuchiya et al., J. Nucl. Sci. Technol., 37, 941 (2000)

---

*Yuuya Miyamoto[1], Yoshihiro Aritomo[1] and Katsuhisa Nishio[2]

[1]Graduate School of Science and Engineering Research Kindai University.

[2]Advanced Science Research Center Japan Atomic Energy Agency

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

[1O06-08] Proton Induced Reaction Experiment

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)

Mon. Mar 16, 2020 2:45 PM - 3:35 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O06] Measurement of tungsten displacement cross section for 0.4 - 3 GeV proton projectile

*Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Matsuda[1], Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Hiroki Iwamoto[1], Shoichi Hasegawa[1], Fujio Maekawa[1], Taku Ishida[2], Tatsushi Nakamoto[2], Shunsuke Makimura[2] （1. JAEA, 2. KEK）

2:45 PM - 3:00 PM

[1O07] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC (IV)

*Hayato Takeshita[1], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Matsuda[2], Hiroki Iwamoto[2], Fujio Maekawa[2], Yukinobu Watanabe[1] （1. Kyushu University, 2. JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[1O08] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC (IV)

*Hiroki Matsuda[1], Hayato Takeshita[2], Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Iwamoto[1] （1. JAEA, 2. Kyushu Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

0.4-3 GeV 陽子入射のタングステンの弾き出し断面積の測定

Measurement of tungsten displacement cross section for 0.4 - 3 GeV proton projectile

*明午 伸一郎[1], 松田 洋樹[1], 岩元 洋介[1], 吉田 誠[2], 長谷川 勝一[1], 中本 建志[2],
牧村 俊助[2], 前川 藤夫[1], 岩元 大樹[1], 石田 卓[2]
[1]J-PARC 原子力機構, [2]J-PARC KEK

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設に用いられる構造材の損傷評価の高度化のため、J-PARC センターの加速器施設において、運動エネルギー領域が 0.4 - 3 GeV となる陽子による鉄の弾き出し断面積の測定を行った。本実験結果と計算との比較検討を行った。

キーワード： 弾き出し断面積, 数 GeV 陽子, タングステン, PHITS, J-PARC, NRT モデル, arc-DPA モデル

1. 緒言

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設では、ビーム窓や標的に用いられる材料の損傷評価が重要となる。損傷の指標として弾き出し損傷(DPA)が用いられるが、NRT モデルに基づく弾き出し断面積と粒子束の積分により導出される。陽子の 20 MeV 以上のエネルギー領域では、弾き出し断面積の殆ど測定されていないため、計算モデルの十分な検討がされていない。一方、大強度陽子加速器施設の機器の寿命評価は DPA を基準とするため、信頼性の高い DPA および弾き出し断面積の評価が重要となる。本研究では、J-PARC の加速器施設において 0.4 - 3 GeV 陽子に対するタングステンの弾き出し断面積の測定を行った。

2. 実験

弾き出し断面積は、試料入射に伴う抵抗率変化を欠損あたりの抵抗率変化と陽子束で除することにより得ることができる。欠損あたり（フランケル対あたり）の抵抗率変化は、電子線等を用いた研究により既知となり、抵抗率変化と陽子束の測定により導出することができる。照射による欠損を試料中に留めることが重要となるため、極低温に冷却した状態で測定することが必要となる。4 K まで冷却可能な冷凍機に試料を取り付けた真空装置を製作し、3 GeV 陽子シンクロトロン加速器施設に設置した。試料は、直径 0.25 mm、長さ 40 mm のタングステンを用い、試料の欠損を無くすため融点付近の高温で焼鈍した。断面積の導出のためには、試料における陽子束が必要となるため、試料位置のビームプロファイルを炭化珪素製のワイヤを用いて計測した。試料の温度上昇を抑えることが望ましいものの、微弱なビームではビーム形状が不明となるため形状が可能となる最弱な強度のビームを用いた。

3. 結果

実験の結果、ビーム形状は単純なガウス分布となり、ビーム幅と積算電流から試料における陽子束を導出した。この結果、世界で初めて 0.4 – 3 GeV 陽子の弾き出し断面積を取得した。測定の誤差の殆どは、フランケル対当たりの抵抗率変化の分散によるものである。 図 1 に本実験結果及び DPA 評価に一般的に用いられる NRT モデルを用いた PHITS の計算結果を示す。NRT モデルの鉄の断面積の計算結果は、実験を 3～4 倍程度過大評価することが示され、これまで測定したアルミ及び銅の断面積[1]と同様な結果となった。本発表では、欠陥の非熱的な再結合を補正した(athermal recombination correction: arc)モデルによる計算との比較検討を示す予定である。

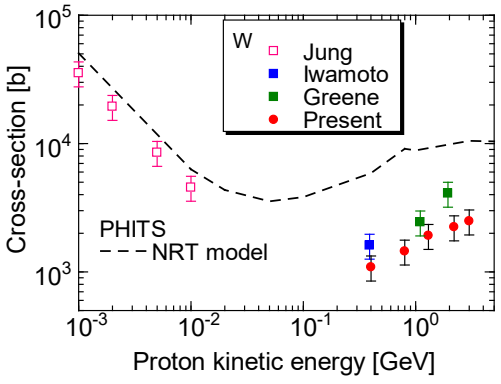


図 1 本実験によるタングステンの弾き出し断面積、及び計算の比較

[1] 明午 他, 日本原子力学会 2019 年春の年会

*Shin-ichiro MEIGO[1], Hiroki MATSUDA[1], Yosuke IWAMOTO[2], Makoto YOSHIDA[2], Shoichi HASEGAWA[2], Tatsushi NAKAMOTO[2], Shunsuke MAKIMURA[2], Fujio MAEKAWA[1], Hiroki IWAMOTO[1], Taku ISHIDA[2]
[1]J-PARC/JAEA, [2]J-PARC/KEK

J-PARC における 0.4 GeV – 3.0 GeV 陽子を用いた核種生成断面積測定(IV)
（1）Mn, Co に対する核種生成断面積

Measurement of nuclide production cross section with 0.4 – 3.0 GeV proton beams at J-PARC (IV)
(1) Nuclide production cross section for Mn and Co

*竹下 隼人[1]，明午 伸一郎[2]，松田 洋樹[2]，岩元 大樹[2]，前川 藤夫[2]，渡辺 幸信[1]
[1]九州大学，[2]原子力機構

加速器駆動核変換システム(ADS)等の高エネルギー・大強度陽子加速器施設の核設計の高度化を目的として、陽子入射核種生成断面積を測定し、理論模型計算及び評価済み核データとの比較を行った。今回は、中重核うち Mn 及び Co に対する核種生成断面積について報告する。

キーワード：核種生成断面積，J-PARC，PHITS，JENDL-HE/2007，陽子

1. 緒言

JAEA では、加速器駆動核変換システム(ADS)等の高エネルギー・大強度陽子加速器施設の核設計・遮蔽設計の高度化を目的として、J-PARC において高エネルギー陽子入射に対する核種生成断面積の系統的な測定を行っている。3GeV シンクロトロンに備え付けられたビームモニタを利用することにより、先行研究に比べて精度の良い測定を行うことに成功している[1]。本講演では、新規に取得した ^{55}Mn 及び ^{59}Co に対する核種生成断面積の結果を報告する。さらに、得られた測定結果と理論模型計算との比較を行うことで、理論模型や評価済み核データライブラリによる現状の予測精度を検証する。

2. 実験・解析

実験は J-PARC の 3GeV シンクロトロンを用いて行った。ビームライン上に据え付けられた真空チェンバに、Mn, Co 標的と Al 箔を重ねたものを 4 組設置し、それぞれに対して 0.4、1.3、2.2、及び 3.0 GeV の陽子ビームを照射した。照射陽子数はビームモニタにより測定した。照射後試料を取り出し、Ge 検出器を用いて試料から放出されるガンマ線を測定した。取得したガンマ線スペクトルから生成核種のピークを同定し、そのピーク強度から生成断面積を導出した。

3. 結果・考察

例として ^{55}Mn および ^{59}Co 標的に対する ^{24}Na の生成断面積の実験値と PHITS[1]による理論模型計算（核反応モデルとして INCL/GEM, Bertini/GEM, /JAM/GEM を利用した）との比較を右図に示す。今回利用した核反応モデルでは、^{55}Mn 及び ^{59}Co 標的からの ^{24}Na 生成を過小評価しているということが分かった。

講演では、取得した実験データと理論模型計算との比較を行い、使用した理論模型の妥当性を評価する。さらに、実験値との相違を考察することにより理論模型の改良すべき点について議論する。

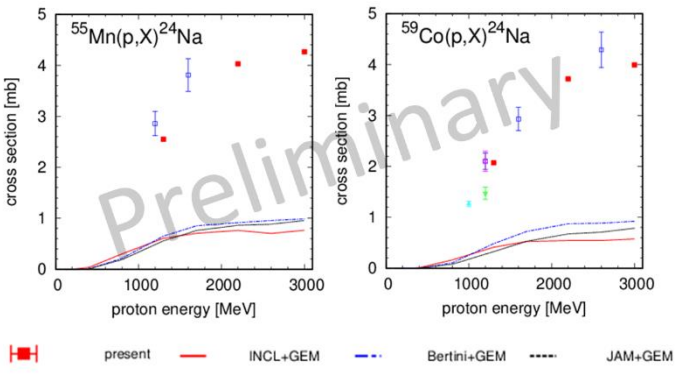


図. ^{nat}Ni 標的に対する ^{24}Na（左）および ^{57}Ni（右）の生成断面積（本測定結果は統計誤差のみ示す。）

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. **55**, 684 (2018).
[2] A. Boundard et al., Phys. Rev. C **87,** 014606 (2013).
[3] S. Furihata et al., Nucl. Instrum. Meth. B **171,** 251 (2000).

*Hayato Takeshita[1], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Matsuda[2], Hiroki Iwamoto[2] and Fujio Maekawa[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

J-PARC における 0.4 GeV – 3.0 GeV 陽子を用いた核種生成断面積測定(IV)
(2) 銀及びタンタルの核種生成断面積

Measurement of nuclide production cross section with 0.4 GeV – 3.0 GeV proton beams at J-PARC(IV)
(2) Cross sections of Ag and Ta

*松田 洋樹[1], 竹下 隼人[2], 明午 伸一郎[1], 岩元 大樹[1]
[1]JAEA, [2]九州大学

加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のためには幅広い核種に対する高精度な核種生成断面積が必要である。そこで J-PARC において、これまでの発表と同様な手法を用いて中重・重核（Ag 及び Ta）を標的とした生成断面積測定を行い、得られたデータを評価済み核データ及び PHITS コード等による計算値と比較・検討した。

キーワード：核種生成断面積, J-PARC, PHITS, JENDL-HE/2007, ADS, **陽子**

1. 緒言　加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のためには、幅広い元素範囲におけるシステマティックな核種生成断面積が重要となる。これまで様々な陽子加速器施設で測定されてきたが実験データの精度は十分と言えず、またデータの量も十分ではない。そこで本研究では ADS で候補となる 0.4～3.0 GeV 陽子ビームを用いて標的核質量における系統的な核種生成断面積の測定を行った。

2. 実験及び解析　これまでの発表 [1]と同様に実験は 3 GeV 陽子加速器施設(RCS)で行われた。試料には□25 mm^2・厚さ 0.1 mm の Ag (質量数～108)及び Ta (質量数～181)を用い、これらを積層させたものに陽子を照射した。RCS 出射キッカーの励磁タイミングを早め加速途中のビームを取り出し 0.4, 1.3, 2.2, および 3.0 GeV の陽子を用いた。各エネルギーに対し 0.4 Hz の繰り返しで約 2.4×10^{14} 個の陽子を照射した。照射後に Ge 検出器によるγ線スペクトル測定から生成断面積を導出した。導出後、実験値、PHITS [2]及び INCL++[3]による計算、及び JENDL-HE/2007（Ta のみ）と比較検討を行った。PHITS では INCL-4.6 と Bertini モデルを用い、崩壊モデルには内蔵された GEM 及び Furihata の Gen.GEM を用いた。INCL++では INCL-6.0 と ABLA07 を組み合わせて計算を行った。

3. 結果　図 1 に ^{nat}Ag(p,x)^{101}Rh 反応断面積（丸）を他の実験（四角）との比較を示す。精密なビーム制御を行ったことにより陽子数誤差は 1%であったが、γ線強度誤差(8%)が支配的な誤差要因となり、最終的な誤差は 9%となった。PHITS 及び INCL++による計算値（実線・破線）も図 1 に示す。いずれの計算も実験値を 2～6 倍程過大評価した。一方 Fe や Ni 標的から核子が約 8 個放出する反応では、Ag 標的の結果とは異なり INCL-4.6 もしくは INCL-6.0 が実験値と一致した。本発表では、他の断面積測定結果を計算及び評価済みデータと比較し議論を行う。

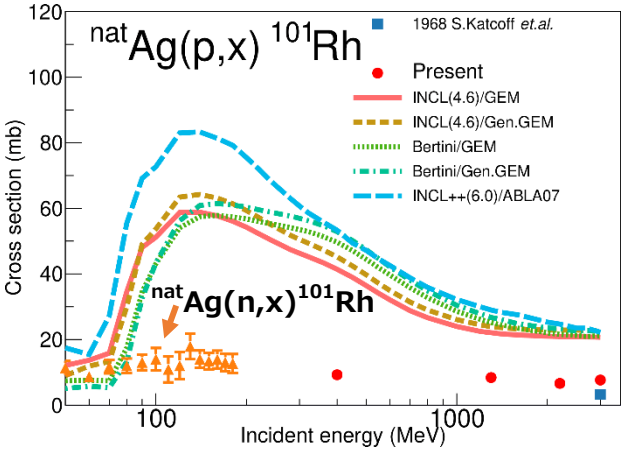


図 1 ^{nat}Ag(p,x)^{101}Rh 反応断面積の励起関数

参考文献

[1] 松田 他, 日本原子力学会 2019 年秋の大会
[2] T. Sato, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 55 (2018)
[3] A. Boudard, et. al., Phys.Rev.C 87 (2013)

*Hiroki Matsuda[1], Hayato Takeshita[2], Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Iwamoto[1]
[1]JAEA, [2]Kyushu Univ.

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

[1O09-13] Neutron Induced Reaction Experiment

Chair:Shin-ichiro Meigo(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 3:35 PM - 4:55 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O09] Measurement of neutron capture cross section of Be-9 at J-PARC MLF ANNRI

*Hiroyuki Makii[1], Mariko Segawa[1], Riccardo Orlandi[1], Kentaro Hirose[1], Atsushi Kimura[1], Ichiro Nishinaka[2], Katsuhisa Nishio[1], Shoji Nakamura[1] (1. JAEA, 2. QST)

3:35 PM - 3:50 PM

[1O10] Measurements of neutron total cross section of Nb-93 at J-PARC MLF ANNRI and Estimation of neutron diffraction

*Shunsuke Endo[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Yosuke Toh[1], Mariko Segawa[1], Makoto Maeda[1], Masayuki Tsuneyama[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[1O11] High-Energy Measurement of the Neutron Capture Cross-Section of ^{237}Np

*Gerard Rovira Leveroni[1], Tatsuya Katabuchi[1], Ken-ichi Tosaka[1], Shota Matsuura[1], Osamu Iwamoto[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Kazushi Terada[1] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1O12] R&D for accuracy improvement of neutron capture cross-section data on ^{243}Am

*Shoji NAKAMURA[1], Yuji SHIBAHARA[2], Shunsuke ENDO[1], Atsushi KIMURA[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1O13] Measurement of gamma ray from radiative capture reaction of 238U with portable HP-Ge detector

*Yasushi Nauchi[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[3] (1. CRIEPI, 2. KURNS, 3. Kindai)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

J-PARC MLF ANNRI を用いた Be-9 の中性子捕獲断面積測定

Measurement of neutron capture cross section of Be-9 at J-PARC MLF ANNRI

*牧井 宏之[1]，瀬川 麻里子[1]，オルランディ リカルド[1]，廣瀬 健太郎[1]，木村 敦[1]，
西中 一朗[2]，西尾 勝久[1]，中村 詔司[1]
[1]JAEA，[2]QST

J-PARC MLF ANNRI において大強度パルス中性子ビームと高感度 Ge スペクトロメータを組み合わせて、^{9}Be の中性子捕獲断面積を熱～1eV の領域で測定した。

キーワード：中性子捕獲断面積，大強度パルス中性子ビーム，高感度 Ge スペクトロメータ

1. 緒言

軽核（例えば Li，Be，B 等）の中性子捕獲断面積は、宇宙初期や超新星爆発における元素合成過程を理解する上で重要である。さらに、軽核では一般に励起準位密度が低いことから中性子捕獲反応に関与する準位が限定されるため、中性子捕獲過程そのものを理解する上でも有用である。しかしながら、軽核の中性子捕獲断面積は微小であることが知られており、高精度の測定が難しい。そのため、本研究では大強度のパルス中性子ビームと高感度の Ge スペクトロメータを組み合わせることができる J-PARC MLF ANNRI において ^{9}Be の中性子捕獲断面積を測定した。

2. 実験

測定は J-PARC MLF ANNRI において行った。^{9}Be 試料（直径 5mm、厚み 0.8mm、質量 20mg）に MLF の核破砕中性子源から供給されるパルス中性子ビームを照射し、試料から発生したガンマ線を Ge スペクトロメータで観測した。入射中性子のエネルギーは中性子の飛行時間から求め、中性子束は ^{10}B(n,αγ)^{7}Li 反応を用いて導出した。さらに試料やビームラインでの中性子の散乱によるバックグラウンドを評価するために炭素試料を用いた測定や試料を用いない測定も行った。図に得られたガンマ線波高スペクトルの一例を示す。波高スペクトルは中性子エネルギー20 – 80 meV の範囲で得られたもので、^{9}Be 試料で得られた波高スペクトルでは ^{9}Be の中性子捕獲反応によるガンマ線（6810 keV）がはっきりと観測されているが、炭素試料で得られた波高スペクトルでは 6810 keV 付近にピークが観測されておらず、高い信号・雑音比を実現できていることがわかる。本発表では得られた測定結果とその解析の詳細について報告する。

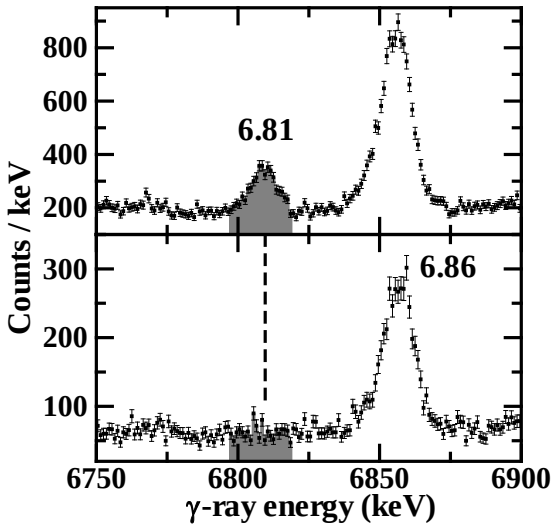


図 ガンマ線波高スペクトル（上：^{9}Be 試料、下：炭素試料）。試料を用いない測定で観測されたバックグラウンドはすでに差し引いている。

---

*Hiroyuki Makii[1], Mariko Segawa[1], Riccardo Orlandi[1], Kentaro Hirose[1], Atsushi Kimura[1], Ichiro Nishinaka[2], Katsuhisa Nishio[1] and Shoji Nakamura[1]
[1]JAEA, [2]QST

J-PARC MLF ANNRI を用いた Nb-93 の中性子全断面積の測定と中性子回折の影響評価

Measurements of neutron total cross section of Nb-93 at J-PARC MLF ANNRI and Estimation of neutron diffraction

*遠藤 駿典，木村 敦，中村 詔司，岩本 修，岩本 信之，藤 暢輔，瀬川 麻里子，前田 亮，常山 正幸

原子力機構

ニオブはステンレス鋼の添加物であり、原子炉等でも広く利用されている。一方、過去の測定データから導出された共鳴パラメータには差異が見られる。そこで断面積の高精度化を目指し、J-PARC・MLF・ANNRI に設置されたリチウムガラス検出器を用いて、^{93}Nb の中性子全断面積の測定を行った。本講演では断面積測定の現状と、試料による回折の影響について報告する。

キーワード：中性子断面積、ニオブ、中性子飛行時間測定法、J-PARC MLF ANNRI

＜緒言＞　ニオブは原子炉などにおいてもステンレス鋼などの添加物として用いられている。ニオブの同位体は ^{93}Nb のみであり、この ^{93}Nb の中性子吸収で生成される ^{94}Nb の半減期は約 2 万年と長く、ステンレス鋼の長期的な放射化の要因の一つとなる[1]。したがって、この放射化量の評価には精度の高い核データが求められる。しかしながら他の同位体からの影響がないにも関わらず、直近の Wang ら[2]や Drindak ら[3]の測定で求められた共鳴パラメータには差異が見られた。そこで本研究では断面積の高精度化を目指し、Nb の中性子全断面積測定を行なった。

＜実験＞　測定は J-PARC の物質生命科学実験施設(MLF)にある中性子核反応測定装置(ANNRI)で行なった。ANNRI に設置されたリチウムガラス検出器を用いて ^{93}Nb の中性子透過率を中性子飛行時間測定法で測定した。リチウムガラス検出器には ^{6}Li が濃縮され中性子に感度を持たせた GS-20 と ^{7}Li が濃縮されγ線のみに感度を持たせた GS-30 があり、GS-20 から GS-30 の測定データを差し引くことで中性子飛行時間スペクトルを得た。測定では厚みを変えた Nb 金属(3,7,10 mm 厚)をそれぞれ 10 時間程度測定した。

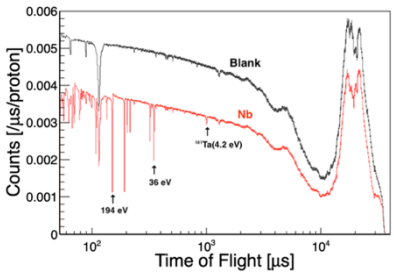


図 1　10 mm 厚ターゲットと Blank の中性子飛行時間スペクトル

＜結果＞　10 mm 厚ターゲットと Blank に対して、GS-20 で取得した飛行時間スペクトルを図 1 に示す。GS-30 のデータを引いて得られた透過率を図 2 に示す。飛行時間の長い領域では透過率に中性子の回折によるうねりが確認された。回折は核反応ではないので、回折が断面積導出に与える影響を評価する必要がある。そこで Gradana[4]のモデルを基に影響評価を試みた。本発表では実験、解析の詳細および回折の影響評価について報告する。

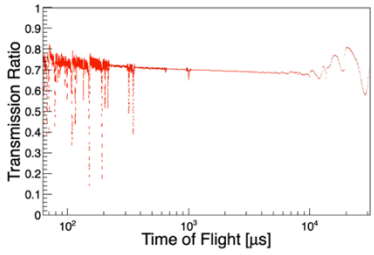


図 2　Nb10 mm 厚ターゲットによる中性子透過率

なお本研究は JSPS 科研費 JP17H01076 の助成を一部受けたものである。

[1] 大越実, RADIOISOTOPES. 47, 412 (1998)
[2] T. Wang *et al.*, J. Rational Nucl Chem. 289, 945 (2011)
[3] N. J. Drindak *et al.*, Nucl Sci Eng. 154, 294 (2006)
[4] J. R. Gradana, Z. Naturforsch. 42a, 791 (1987)

*Shunsuke Endo, Atsushi Kimura, Shoji Nakamura, Osamu Iwamoto, Nobuyuki Iwamoto, Yosuke Toh, Mariko Segawa, Makoto Maeda and Masayuki Tsuneyama

Japan Atomic Energy Agency

High-Energy Measurement 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 keV. 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 neutron capture cross-section region was evaluated with the CCONE code to assess the present results.

Keywords: J-PARC, ANNRI, Neutron capture cross section, Minor Actinides, Time-of-flight measurement, CCONE, Nuclear data evaluation

1. Introduction

Precise nuclear data for neutron capture cross sections on minor actinides (MAs) are essential for the development of nuclear transmutation facilities. Neptunium-237 is one of the most abundant MAs in spent nuclear fuels and possesses a long half-life of 2.144×10^6 year. Hence, it is crucial to accurately determine neutron capture cross section of ^{237}Np in the energy operation range of transmutation facilities, specially from 0.5 to 500 keV, where the neutron capture reaction is the dominant reaction channel. In the region of interest for this study, 0.5 to 500 keV, there are only two sets of experimental data that cover the whole energy range using the time-of-flight (TOF) method and these data present significant discrepancies between them. Moreover, evaluated data from JENDL-4.0 presents uncertainties of 6-10%, much higher than the requirements of 2-3% for the core design of transmutation facilities.

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 keV using a TOF method. Alongside, theoretical calculations were performed with the CCONE code to fit the present results.

2. Experiments

The experiments were performed at the Accurate Neutron Nucleus Reaction Measurement Instrument (ANNRI) of the Materials and Life Science Facility (MLF) in the Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC). An intense pulsed neutron beam was produced by the Japanese Spallation Neutron Source (JSNS) in MLF using the 3 GeV proton beam of the J-PARC facility. Emitted γ-rays from the sample were detected by a NaI(Tl) detector. The pulse height and pulse width of the signals were measured. 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 spectrums were obtained in this experiment 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. Normalization

The energy-dependent cross-section was normalized using two normalization techniques in order to obtain an absolute cross-section. The first normalization technique is based on using the evaluated data from JENDL-4.0 for the whole shape of the first resonance, from 0.25 eV to 0.7 eV to normalize the cross-section results. Alongside this method, the experimental data was also normalized using the saturated resonance technique using a gold in which the first resonance was completely saturated. Since the detection threshold for γ-rays is 920 keV, this technique was complemented with calculations using CCONE to estimate the γ-ray multiplicity below the detection threshold

4. Theoretical Calculations

The ^{237}Np neutron capture cross section was evaluated using the CCONE code. The neutron capture cross-section was obtained to fit the present results using the results of a resonance analysis that was performed previously and by modifying the shape of the E1 gamma strength function. The rest of the calculations, including the coupled-channels OM calculation, and the rest of parametrizations for the fission and inelastic reaction channels were taken from the current JENDL-4.0 file.

5. Conclusion

The ^{237}Np neutron capture cross section was measured from thermal energy to several hundred keV using the ANNRI beamline at J-PARC. Theoretical calculations using the CCONE code were used in order to assess the reliability of the present results.

^{243}Am の中性子捕獲断面積データ精度向上に係る研究開発

R&D for accuracy improvement of neutron capture cross-section data on ^{243}Am

*中村詔司[1]，芝原雄司[2]，遠藤駿典[1]，木村　敦[1]
[1]原子力機構，[2]京都大学

マイナーアクチノイド核種の一つである ^{243}Am の中性子捕獲反応断面積の精度向上に係る研究開発を行った。中性子捕獲反応断面積の高精度測定において、先ず、崩壊ガンマ線の放出率を高い精度で整備して、^{243}Am の原子炉中性子照射による ^{244}Am の基底状準位の生成量をγ線測定で調べた。次にアイソマーと基底準位を合わせた生成量をα線測定で調べた。本発表では、^{243}Am の中性子捕獲反応断面積測定の詳細とともに得られた結果について報告する。

キーワード：^{243}Am、マイナーアクチノイド、中性子捕獲反応断面積、中性子放射化法、京都大学研究炉

1. 緒言　マイナーアクチノイド核種の ^{243}Am は半減期 7367 年を持ち、かつ中性子捕獲反応により ^{244}Cm(18.10 年)の生成に寄与するので、使用済核燃料中の Cm 同位体の生成量を考える上で、^{243}Am の中性子捕獲反応断面積データは重要である。しかしながら、^{244}Cm 同位体の生成量予測について、計算値と実験値に 10%程度の違いが報告[1]されている。そこで、中性子捕獲反応断面積の高精度化研究の一環として、中性子放射化法により ^{243}Am(n,γ)^{244}Am 反応の中性子捕獲反応断面積測定を行った。

2. 実験　^{243}Am 硝酸溶液 1 kBq を、ファイバー濾紙に滴下して乾燥させた試料を用意した。中性子束をモニタするために Au/Al 合金線と Co 箔のセットを Am 試料に添えて照射ターゲットとした。京都大学複合原子力科学研究所の研究炉 KUR にて、中性子照射実験を行った。照射済み試料の測定にはγ線、及びα線スペクトロメトリを併用した。先ず、^{243}Am(n,γ)^{244g}Am 反応について、基底準位 ^{244g}Am(10.1h)からのγ線放出率データを高精度化し、従来の不確かさ 29%[2]を 2%の精度[3]で導出しておいた。^{243}Am 照射ターゲットを 1 MW 運転にて、気送管 Pn-2 で Gd 遮蔽なし 30 分、Gd 遮蔽有りで 5 分間ずつ照射した。生成された ^{244g}Am やモニタ試料からのγ線を高純度 Ge 検出器で測定した。次に、^{243}Am(n,γ)$^{244m+g}$Am 反応については、^{244}Am を ^{244}Cm に十分に崩壊させてから ^{244}Cm をα線測定することにより ^{244}Am のアイソマーと基底準位を合わせた反応率を調べることとした。^{243}Am 照射ターゲットを 5 MW 運転にて、水力輸送管で Gd 遮蔽なし・有りでそれぞれ 6 時間ずつ照射した。照射後、5 日間冷却させて、^{244}Am を約 1/400 に崩壊させた。照射済みの濾紙を、3N 硝酸でリンスして、その溶液を遠心分離にかけた後に、上澄みをペトリシャーレに滴下した。蒸発乾固させてα線源とし、表面障壁型 Si 検出器にてα線計測を行った。

3. 結果及び決言　モニタ試料の生成放射能から照射位置における中性子束を求めた。^{243}Am(n,γ)^{244g}Am 反応について、生成された ^{244g}Am からのγ線スペクトル(16 時間測定)の例を**図 1** に示す。また、^{243}Am(n,γ)$^{244m+g}$Am 反応について、^{244}Am の崩壊で生成された ^{244}Cm のα線スペクトル（24 時間測定）の例を**図 2** に示す。
^{243}Am 試料の量、及び生成核種の量から ^{243}Am の中性子捕獲反応の反応率を求め、その反応率と照射位置における中性子束情報を Westcott's convention[4] に基づいて解析して中性子捕獲反応断面積を導出した。本発表では、実験・解析の詳細について報告するとともに、得られた結果について議論する。

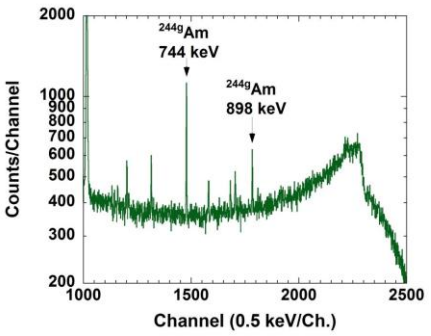


図 1　照射済み ^{243}Am のγ線スペクトル例

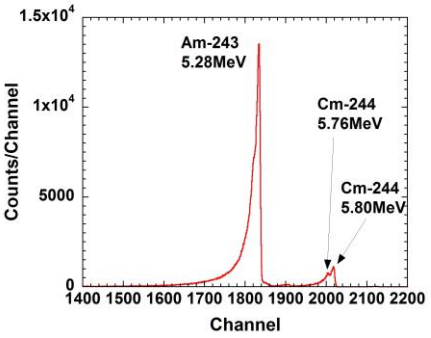


図 2　照射済み ^{243}Am のα線スペクトル例

参考文献

[1] K.Okumura *et al.*, JAERI-Research2004-025
[2] R.W.Hoff *et al.*, *Phys. Rev. C.***29**,618 (1984).
[3] S.Nakamura *et al.*, *J.Nucl.Sci.Technol.*,**56**, 2019.
[4]C.H.Westcott *et al.*, *Proc. 2nd Int. Conf.*, Geneva, 16, 70(1958).

* Shoji Nakamura[1], Yuji Shibahara[2], Syunsuke Endo[1], Atsushi Kimura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Kyoto University

可搬型 HP-Ge 検出器を用いた ^{238}U 中性子捕獲γ線の測定

Measurement of gamma rays from radiative capture reaction of ^{238}U with portable HP-Ge detector

*名内 泰志[1]，堀 順一[2]，佐野 忠史[3]

[1]電中研，[2]京大複合研，[3]近大

京大複合研 LINAC 中性子源において、中性子捕獲γ線を相対効率 35%の HP-Ge 検出器でスペクトル測定し、反応した中性子のエネルギーを飛行時間法により評価した。熱、及び、熱外中性子と共鳴エネルギーの中性子の反応で 3982, 3991keV などのγ線の収量が異なることを確認した。

キーワード：ウラン-238，放射捕獲，γ線スペクトル，LINAC 中性子源，飛行時間法

1. 緒言

燃料デブリの組成や核反応率の定量のため中性子照射γ線スペクトル測定を検討している[1]。本研究では核燃料重量の大半を占める ^{238}U について捕獲γ線スペクトルの入射中性子エネルギー依存性を調査した。

2. 実験

京大複合研の LINAC パルス中性子源施設で板状の天然金属ウラン試料(4cm×4cm、2.91g/cm^2)を白色中性子ビームで照射し、試料から放出されたγ線を、ビーム軸から 90 度方向、距離 5cm 位置に配置した相対効率 35%の HP-Ge 検出器で測定した。波高は ^{35}Cl(n, γ)γ線スペクトルを用いて校正した。中性子ビームのパルス信号からγ線測定までの時間差を測定し、入射中性子のエネルギーを評価し、熱、熱外、6.67eV や 20.87keV 等の共鳴などを同定した。この校正には Mn, In, Ag, Cd 板透過時の飛行時間スペクトルを用いた。

3. 結果

測定したスペクトルを図 1 に示す。ここでは天然ウラン中の ^{235}U 核分裂γ線成分と ^{238}U 及び ^{235}U 捕獲γ線成分が重畳している。4060keV のγ線は、概ねどのエネルギーの中性子反応でも確認された。4π型 HP-Ge 検出器[2]よりも高分解能の測定が行われ、3982keV と 3991 keV のγ線が分離された。この 2 本のγ線の計数率比が中性子エネルギーで異なることがわかった。先行研究[2]でも注目された 3583, 3541 3482keV のγ線も利用すれば、核燃料に対する測定で、捕獲反応を起こす中性子のエネルギーを評価できる可能性がある。一方、熱中性子捕獲γ線データベースの 2019 年 10 月の改定[3]で 4060keV よりも 3296.5keV の収量が大きく評価されたが、本実験では 3296.5keV のピークは確認されてなかった。今後データベースの見直しや拡充が必要である。

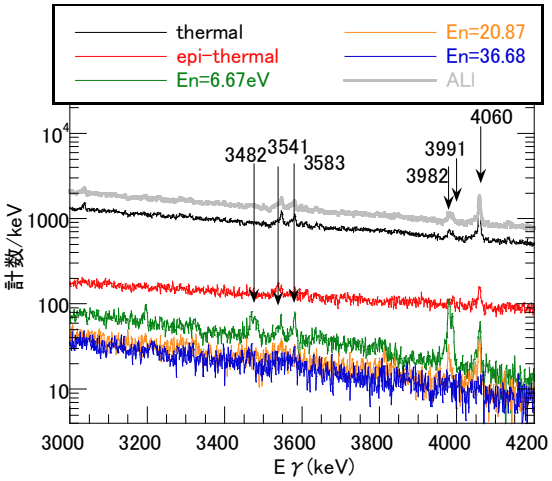


図 1 測定したγ線スペクトル.

参考文献

[1] Y. Nauchi, T. Sano, H. Unesaki, S. Sato, M. Suzuki, H. Ohta. Proc. ICNC2019.

[2] H. Harada, S.Goko, A.Kimura, et alJ. Korean Phys. Society 59(2) 1547-1552, 2011.

[3] E. A. McCutchan manages, “Thermal Neutron Capture γ’s by Target”, browse on Jan5, 2020.

*Yasushi Nauchi[1], Jun-ichi Hori[2] and Tadafumi Sano[3]

[1]CRIEPI, [2]KURNS and [3]Kindai Univ.

General Meeting

[1A_GM]「核燃料部会」第47回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[1A_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room A)

[1A_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1E_GM]「再処理・リサイクル部会」第38回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room E)

[1E_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1F_GM] 「保健物理・環境科学部会」第40回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[1F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room F)

[1F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1H_GM]「新型炉部会」第20回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room H)

[1H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1I_GM] 「炉物理部会」第52回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room I)

[1I_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1J_GM] 「社会・環境部会」第42回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room J)

[1J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1K_GM] 「原子力安全部会」第23回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[1K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room K)

[1K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1L_GM] 「核融合工学部会」第54回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[1L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room L)

[1L_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1M_GM]「若手連絡会」第28回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[1M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room M)

[1M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1N_GM]「学生連絡会」第36回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[1N_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room N)

[1N_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[1O_GM]「リスク部会」第6回全体会議

Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 16, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room O)

[1O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan