Wed. Mar 28, 2018

Room B

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[3B01-03] PRA 3

Chair: Katsumi Ebisawa (CRIEPI) 9:45 AM - 10:35 AM Room B (C1-311 -C1 Building)

[3B01] Development of PRA Methodology Considering

Integration of Seismic-Tsunami Event *Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ (1. Tokyo City University)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B02] Development of PRA Methodology Considering

Integration of Seismic-Tsunami Event *Hitoshi Muta¹, Yasuki Ohtori¹ (1. Tokyo City

University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B03] Internal Fire PSA of ABWR

*Yuki Ishiwatari¹, Daichi Shiota¹, Yoshifumi Nozaki¹, Michinao Bunno¹ (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.) 10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[3B04-08] PRA 4

Chair: Hitoshi Muta (Tokyo City Univ.) 10:35 AM - 11:55 AM Room B (C1-311 -C1 Building)

[3B04] The Progress of PRA for SHIKA NPS Unit 2

*Junya Masuko², Mutsuhiro Nakada¹, Toshihiro Aida¹, Daisuke Suimon¹, Shinichi Hamayani^{2,1}, Takayuki Negishi², Atsuo Ikeda² (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

10:35 AM - 10:50 AM

- [3B05] The Progress of PRA for SHIKA NPS Unit 2 *Shinichi Hamatani^{2,1}, Mutsuhiro Nakada¹, Toshihiro Aida¹, Daisuke Suimon¹, Takayuki Negishi², Atsuo Ikeda², Junya Masuko² (1. Hokuriku Electric Power Co., 2. Nuclear Engineering and Services Co.) 10:50 AM - 11:05 AM
- [3B06] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1
 PRA Model Sophistication Progress Report
 *Shunsuke Tanno¹, Shohei Yamagishi¹, Ryota
 Tomiyasu¹, Teruyoshi Sato¹, Toshiteru Saito¹,
 Masayuki Hiraide², Toshinobu Kita² (1. TEPCO

SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.) 11:05 AM - 11:20 AM

[3B07] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report *Hiroaki Sonoyama¹, Shohei Yamagishi¹, Ryota Tomiyasu¹, Shunsuke Tanno¹, Teruyoshi Sato¹, Toshiteru Saito¹, Masayuki Hiraide², Toshinobu Kita² (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.) 11:20 AM - 11:35 AM

[3B08] Dynamic Risk Analysis on Multi-hazards of Seismic and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Installation

*SUNGHYON JANG¹, AKIRA YAMAGUCHI¹ (1. The University of Tokyo)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[3B09-13] Light Water Reactor Safety

Assessment Chair: Kenta Murakami (Nagaoka Univ. of Tech.) 2:45 PM - 4:05 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[3B09] Development of Reduced Order Model of Severe

Accident Analysis Code for Probabilistic Safety Margin Analysis *Masaki Matsushita¹, Tomohiro Endo¹, Akio

Yamamoto¹, Takumi Kitao² (1. Nagoya University, 2. Nuclear Engineering Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3B10] Flood propagation analysis for internal flood PRA by using Apros code

> *Tomomichi Itoh¹, Yoshikane Hamaguchi¹, Tamio Koriyama¹ (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)) 3:00 PM - 3:15 PM

[3B11] Flood propagation analysis for internal flood PRA by using Apros code *Yoshikane Hamaguchi¹, Tomomichi Itoh¹, Tamio

Koriyama¹ (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R))

3:15 PM - 3:30 PM

[3B12] The characteristics of concrete after high temperature exposures simulating severe

accident

*Nhut Vu Luu¹, Thi Mai Dung Do¹, Kenta Murakami¹, Masahide Suzuki¹, Tomonori Yamada², Shibata Takuya² (1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency) 3:30 PM - 3:45 PM

[3B13] Evaluation of the effect of irradiation on the fracture boundary of fuel cladding under LOCA conditions

*Takafumi Narukawa^{2,1}, Akira Yamaguchi¹, Sunghyon Jang¹, Masaki Amaya² (1. UTokyo, 2. JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

Room C

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[3C01-04] Blanket and Molten Salt Materials Chair: Eiji Hoashi (Osaka Univ.) 9:30 AM - 10:35 AM Room C (R1-211 -R1 Building)

[3C01] Long-Term Evaluation test of Lithium-6 Enrichment Technology using Lithium Ionic Superconductor

*Tsuyoshi Hoshino¹ (1. QST)

9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Numerical analysis for the condition of Lithium isotope separation using ionic conductor *Keita Kobayashi¹, Tsuyoshi Hoshino¹ (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

9:45 AM - 10:00 AM

[3C03] Lithium vaporization behavior of Li₈ZrO₆ under typical use conditions for tritium breeders of thermonuclear fusion reactors

*Kiyoto Shin-mura¹, Shunsuke Honda¹, Tsuyoshi
Hoshino², Kazuya Sasaki¹ (1. Hirosaki Univ., 2. QST)
10:00 AM - 10:15 AM

- [3C04] Change in Thermal Conductivity of Molten Salt by Mixing Fine Particles *Yoshitaka Ueki¹, Naoyuki Fujita¹, Masahiko
 - Shibahara¹ (1. Osaka University)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[3C05-09] Thermo-mechanical Properties of

Tungsten Alloys and SiC Chair: Takuya Nagasaka (NIFS) 10:35 AM - 11:55 AM Room C (R1-211 - R1 Building)

- [3C05] Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications *Shuhei Nogami¹, Shotaro Watanabe¹, Takaya Hattori¹, Jens Reiser², Michael Rieth², Kohei Tsuchida¹, Takeshi Miyazawa¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. KIT) 10:35 AM - 10:50 AM
- [3C06] Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications Takaya Hattori¹, Shuhei Nogami¹, Shotaro Watanabe¹, Jens Reiser², Michael Rieth², Kohei Tsuchida¹, Takeshi Miyazawa¹, *Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. KIT)

10:50 AM - 11:05 AM

[3C07] Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications *Shotaro Watanabe¹, Shuhei Nogami¹, Takaya Hattori¹, Jens Reiser², Michael Rieth², Kohei Tsuchida¹, Takeshi Miyazawa¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. KIT) 11:05 AM - 11:20 AM

[3C08] Recrystallization behavior of hot-rolled

tungsten plates by high-temperature thermal history

*Takeshi Miyazawa¹, Kohei Tsuchida¹, Shuhei Nogami¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku University) 11:20 AM - 11:35 AM

[3C09] Evaluation of Interlaminar Strength of NITE-SiC/SiC Composites with Laminated Fiber Reinforced Structure

*Joon-Soo Park¹, Jong-II Kim², Naofumi Nakazato¹,

Hirotatsu Kisimoto¹, Takashi Nozawa³ (1. OASIS,

Muroran Institute of Technology, 2. Graduate School

of Engineering, Muroran Institute of Technology, 3.

National Institutes for Quantum and Radiological

Science and Technology (QST))

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[3C10-13] Microstructures of Fusion Materials Chair: Shuhei Nogami (Tohoku Univ.) 2:45 PM - 3:55 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[3C10] Study on recrystallization behavior of the cold rolled 12Cr ODS steel *Jingjie Shen¹, Zishou Zhao¹, Zhengang Duan², John McGrady¹, Huilong Yang¹, Sho Kano¹, Hiroaki Abe¹ (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University) 2:45 PM - 3:00 PM

[3C11] Microstructural Determinants of Toughness of F82H HIPed Joints

*Hirotatsu KISHIMOTO¹, Takeshi Kanda², Kaito
Honma², Naofumi Nakazato¹, Joon-Soo Park¹ (1.
Muroran Institute of Technology, 2. Graduate School of Muroran Institute of Technology)
3:00 PM - 3:15 PM

[3C12] Development of ODS-Cu alloys by REDOXcontrolled MA method *Ryuta Kasada¹, Hideaki Yao², Satoshi Konishi²,

> Mohammad Aghamiri³, Naoko H. Oono³, Shigeharu Ukai³, Hiroyuki Noto⁴, Yoshimitsu Hishinuma⁴, Takeo Muroga⁴ (1. IMR, Tohoku Univ., 2. IAE, Kyoto Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. NIFS)

3:15 PM - 3:30 PM

[3C13] Development of low-activation vanadium alloy for recycling within 10 years after use in fusion reactors

> *Takuya Nagasaka^{2,1}, Teruya Tanaka^{2,1}, Takuya Goto^{2,1}, Takeo Muroga^{2,1}, Akio Sagara^{2,1}, Kazuhiro Nomura³, Seiji Sakurai³, Hideo Yoshinaga³, Takamasa Sugawara⁴, Kunio Yubuta⁴ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. Taiyo Koko Co., LTD., 4. IMR, Tohoku Univ.) 3:30 PM - 3:45 PM

Room D

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[3D01-05] MOX Fuels for Fast Reactor Chair: Shuhei Miwa (JAEA) 9:30 AM - 10:55 AM Room D (R1-212 -R1 Building)

[3D01] Science-based Integrated Models for MOX

Properties

*Shun Hirooka¹, Masato Kato¹, Masatoshi Akashi¹, Kyoichi Morimoto¹, Taku Matsumoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:30 AM - 9:45 AM

[3D02] Science-based Integrated Models for MOX Properties

> *Masashi Watanabe¹, Taku Matsumoto¹, Shun Hirooka¹, Masato Kato¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

[3D03] Science-based Integrated Models for MOX
 Properties

 *Masato Kato¹, Kyoichi Morimoto¹, Hiroki Nakamura¹,
 Masahiko Machida¹ (1. Japan Atomic Energy
 Agency)
 10:00 AM - 10:15 AM

[3D04] Irradiation Behavior of Fast Reactor Fuel Pins
*Tomoyuki Uwaba¹, Keisuke Yokoyama¹, Yoshihisa
Ikusawa¹, Junich Nemoto¹, Ikuo Ishitani¹, Masahiro Ito¹
(1. Japan Atomic Energy Agency)
10:15 AM - 10:30 AM

[3D05] Irradiation Behavior of Fast Reactor Fuel Pins *Keisuke Yokoyama¹, Tomoyuki Uwaba¹, Takashi Tanno¹, Hiroshi Oka¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[3D06-09] Fundamental Properties of Fuels and FPs

Chair: Masashi Watanabe (JAEA) 10:55 AM - 12:00 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

 [3D06] Prediction of decay heat of fuel debris considering volatilization of fission products
 *Keisuke Okumura¹, Eka Sapta Riyana¹, Wakaei Sato², Hirobumi Maeda², Manabu Fujita³ (1. JAEA, 2. NESI, 3. JPC)

10:55 AM - 11:10 AM

[3D07] Microstructure development in YSZ induced by high density electronic excitation

*Yoshiaki Yamaguchi¹, Tomokazu Yamamoto¹, Satoru Yoshioka¹, Kazuhiro Yasuda¹, Syo Matsumura¹, Seiya Takaki², Norito Ishikawa² (1. Kyushu Univ., 2. JAEA) 11:10 AM - 11:25 AM

[3D08] Behavior Characterization of Volatile Fission Products in Meltdown Nuclear Fuels by a Method in Consideration of Surface and Interface Effects

> *Hiroto Ishii¹, Yuji Ohishi¹, Hiroaki Muta¹, Masayoshi Uno², Shinsuke Yamanaka¹, Ken Kurosaki^{3,2,1} (1. Osaka University , 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. JST PRESTO) 11:25 AM - 11:40 AM

[3D09] Hydrogenation Behavior of Zircaloy and Hafnium during Corrosion *Kazuhiro Tsuchida¹, Thi Mai Dung Do¹, Kenta Murakami¹, Masahide Suzuki¹, Akihiro Iwase² (1. Nagaoka University of Technology, 2. Osaka Prefecture University) 11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[3D10-13] Fuel Cladding Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui) 2:45 PM - 3:55 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

[3D10] Development of Corrosion Resistant Coating

Technology to Silicon Carbide Fuel Materials (2)

*Ryo Ishibashi¹, Kazushige Ishida¹, Katsumasa
Miyazaki¹, Takao Kondou² (1. Hitachi,Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)
2:45 PM - 3:00 PM

[3D11] The development of self-healing coating on zirconium alloy for light water reactors
*Zhengang Duan¹, Huilong Yang², Sho Kano², Jingjie Shen², Zishou Zhao², John McGrady², Hiroaki Abe² (1. Tohoku University, 2. The University of Tokyo)
3:00 PM - 3:15 PM

[3D12] Correlation between Fe distribution and irradiation defects in irradiated zirconium alloys

*Takashi Sawabe¹, Takeshi Sonoda¹ (1. CRIEPI)
3:15 PM - 3:30 PM

[3D13] Evaluation of Mechanical Property of High Burnup BWR Fuel Cladding by Internal Pressurization Burst Test *Akihiro Yamauchi¹, Keizo Ogata¹ (1. Regulatory

Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority) 3:30 PM - 3:45 PM

Room E

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

[3E01-04] Environmental Radioactivity and Radiation

Chair: Michio Aoyama (Fukushima Univ.) 9:30 AM - 10:35 AM Room E (R1-311 -R1 Building)

[3E01] Radiation measurements associated with lightning and thunderclouds in winter at the coastal area of the Japan Sea *Harufumi Tsuchiya¹, Teruaki Enoto², Yuuki Wada^{4,3}, Yoshihiro Furuta³, Kazuhiro Nakazawa³, Takayuki Yuasa⁵, Kazufumi Okuda³, Kazuo Makishima⁴, Toshio Nakano⁴, Daigo Umemoto⁴ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. Univ. of Tokyo, 4. RIKEN, 5. Singapore) 9:30 AM - 9:45 AM

[3E02] Consideration of tracer of hazardous substances in the atmosphere from continent *Keita Funyuu¹, Naoto Hagura¹, Kouichi Kashimata¹ (1. Tokyo City University Graduate School) 9:45 AM - 10:00 AM

[3E03] Analysis of sources and removal of radon decay products-associated radioactive aerosol particles inside ordinary houses with ventilation.

> *Jun Moriizumi¹, Taishi Naoi¹, Hiromi Yamazawa¹ (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University) 10:00 AM - 10:15 AM

[3E04] Concentration estimation method for air-borne radioactivity from NaI(TI) pulse height distribution

*Hiromi Yamazawa¹, Atomu Oku¹, Jun Moriizumi¹ (1. Nagoya Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3E05-09] Environmental Radioactivity and Dose

Assessment Chair: Takahashi Fumiaki (JAEA) 10:35 AM - 12:00 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[3E05] Development of an air dose rate evaluation system tool using DEM/DSM data and realistic building/tree models
*Minsik Kim¹, Alex Malins¹, Kazuyuki Sakuma¹, Akihiro Kitamura¹, Masahiko Machida¹, Yukihiro Hasegawa², Hideaki Yanagi² (1. JAEA, 2. RIST)
10:35 AM - 10:50 AM

[3E06] Generation Origin of Insoluble Cs Particles Observed in Kanto District Four Days After the Fukushima Dajichi NPP Accident

*Akihide Hidaka¹ (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[3E07] Long term behavior of radiocaesium and tritium off Fukushima

*Michio Aoyama¹ (1. Inst. of Environmental

Radioactivity, Fukushima Univ.) 11:05 AM - 11:20 AM

- [3E08] Environmental Impact of Radioactive Materials inside Harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Including a Wide Costal Area *Masahiko Machida¹, Susumu Yamada¹, Hasahisa Watanabe¹ (1. JAEA) 11:20 AM - 11:35 AM
- [3E09] Dose assessment to crew member by Advection Diffusion Model for Maritime Mobile Radiation Monitoring System

*Ryota Adachi¹, Hiroki Ofuji¹, Yutaka Mori¹, Masato Kanasaki¹, Mizuo Kajino², Keiji Oda¹ (1. Graduate School of Maritime Science, Kobe University, Japan, 2. Atmospheric Environment and Applied Meteorology Research Department) 11:35 AM - 11:50 AM

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

[3E10-14] Dose Assessment and Risk Assessent Chair: Jun Moriizumi (Nagoya Univ.) 2:45 PM - 4:10 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

- [3E10] Development of internal-dosimetry code based on ICRP 2007 Recommendations
 - *Takahashi Fumiaki¹, Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹
 - (1. JAEA)
 - 2:45 PM 3:00 PM
- [3E11] Development of Internal-dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations
 - *Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹, Fumiaki Takahashi¹
 - (1. Japan Atomic Energy Agency)
 - 3:00 PM 3:15 PM
- [3E12] Development of Internal-Dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations *Kaoru Sato¹, Kentaro Manabe¹, Yosuke Shima², Fumiaki Takahashi¹ (1. JAEA, 2. VIC)
 - 3:15 PM 3:30 PM
- [3E13] Internal Dose Estimation Considering Digestion Absorption at Intake of Cs-137 Containing Mushrooms
 - *Kanoko Nishiono¹, Chiaki Sawai¹, Kaeko Murota¹, Hirokuni Yamanishi² (1. Faculty of Science and Engineering, KINDAI Univ., 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[3E14] Development of Interface Between Level 2 &3

PRA for Uncertainty Analysis *Hiroki SUZUKI¹, Mika TAHARA¹, Satoshi YAGISHITA¹ (1. TOSHIBA Energy Systems &Solutions) 3:45 PM - 4:00 PM

Room F

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[3F01-04] New Type Reactor Development Chair: Naoto Aizawa (Tohoku Univ.) 9:30 AM - 10:35 AM Room F (U2-211 -U2 Building)

[3F01] SMR Development in the World and its Impact on Energy Sector

> *Takanori TANAKA¹ (1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center) 9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Neutronic analysis of natural circulation sodium-cooled,metal-fueled small fast reactor *Takanori Mochimaru¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City University)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Possibility of Breed and Burn Reactor with Spiral Fuel Shuffling

> *Kazuki Kuwagaki¹, Jun Nishiyama², Toru Obara² (1. School of Environment and Society, Transdisciplinary Science and Engineering, Nuclear engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology) 10:00 AM - 10:15 AM

- [3F04] Pudding-shaped CANDU core for higher
 - burnup(2)

*Soma Nakamura¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City University)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[3F05-09] Pu, MA Management Chair: Satoshi Wada (TOSHIBA ESS) 10:35 AM - 11:55 AM Room F (U2-211 -U2 Building)

[3F05] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded

Plutonium and Minor Actinoid *Shigeo Ohki¹, Kazuteru Sugino¹, Hiroyuki Moriwaki², Toru Tsuboi³ (1. JAEA, 2. MFBR, 3. MHI) 10:35 AM - 10:50 AM

- [3F06] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid
 *Akira Soga¹, Shigeo Ohki², Masayuki Naganuma², Masashi Ogura³ (1. NESI, 2. JAEA, 3. MFBR)
 10:50 AM - 11:05 AM
- [3F07] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid *Kazuyuki Numata¹, Kazuteru Sugino², Shigeo Ohki²

(1. NESI, 2. JAEA) 11:05 AM - 11:20 AM

[3F08] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

> *Kazuteru Sugino¹, Kazuyuki Numata², Shigeo Ohki¹ (1. JAEA, 2. NESI)

11:20 AM - 11:35 AM

[3F09] Study on Reduction of plutonium by Using

Thorium fuel

*Mikihiko Muta¹, Satosi Takeda¹, Takanori Kitada¹ (1.

Nuclear Social Engineering of Graduate Schook of

Engineering Osaka University)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[3F10-14] Radioactive Toxic Reduction, Nuclear Transmutation

Chair: Shigeo Ohki (JAEA) 2:45 PM - 4:05 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

- [3F10] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor *Satoshi Wada¹, Shungo Sakurai¹, Kouji Hiraiwa¹, Kenichi Yoshioka¹, Rei Kimura¹, Tsukasa Sugita¹ (1. Toshiba Energy Systems &Solutions) 2:45 PM - 3:00 PM
- [3F11] Concept of a nuclear fuel cycle using an

environmental load-reducing light-water reactor *Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹ (1. Osaka University)

Jinversity)

3:00 PM - 3:15 PM

[3F12] R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

Kohsuke Tsubakihara¹, Shin Okumura¹, Toshihiko

Kawano^{2,1}, Tadashi Yoshida¹, *Satoshi Chiba¹ (1.

Tokyo Tech., 2. LANL)

3:15 PM - 3:30 PM

[3F13] R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors *Yoshihisa Tahara¹, Naoyuki Takaki¹, Satoshi Chiba², Toshio Wakabayashi³, Yoshiaki Tachi⁴ (1. Tokyo City University, 2. Tokyo Tech., 3. Tohoku University, 4. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[3F14] Development of Techniques of Creation of Palladium by Nuclear Transmutation using Reactors and Separation and Recovery of Palladium

*Atsunori Terashima¹, Masaki Ozawa¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[3F15] NUclear Transmutation Chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.) 4:05 PM - 4:25 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[3F15] Neutron transmutation doping of n-type spherical silicon solar cell at high-temperature

engineering test reactor

*Hai Quan Ho¹, Yuki Honda¹, Shimpei Hamamoto¹,

Toshiaki Ishii¹, Etsuo Ishitsuka¹ (1. Japan Atomic

Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM

Room G

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

[3G01-09] Neutron Production, Charged Particle

Production Chair: Satoshi Kunieda (JAEA) 9:40 AM - 12:00 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[3G01] Measurement of energy dependency on incident photon energy for photo-neutron energy

spectra

*toshiya sanami^{2,1}, Toshiro Itoga³, Yoichi Kirihara⁴,
Yoshihito Namito^{2,1}, Hiroshi Nakashima⁴, Shuji
Miyamoto⁵, Yoshihiro Asano⁵ (1. KEK, 2. SOKENDAI,

3. JASRI, 4. JAEA, 5. University of Hyogo)

9:40 AM - 9:55 AM

[3G02] Anisotropic paramter of photo-neutron from Au target in Giant resonane region *Yoshihito Namito^{2,1}, Yoichi Kirihara³, Toshiya

Sanami^{2,1}, Toshihiro Itoga⁴, Hiroshi Nakashima³, Shuji Miyamoto⁵, Yoshihiro Asano^{6,5} (1. KEK, 2. Sokendai, 3. JAEA, 4. JASRI, 5. U.Hyogo, 6. Riken) 9:55 AM - 10:10 AM

- [3G03] Measurement of neutron-production doubledifferential corss sections in most-forward direction for 20- and 34-MeV proton incidences on carbon, aluminum, iron and lead targets *DAIKI SATOH¹, YOSUKE IWAMOTO¹, TATSUHIKO OGAWA¹ (1. JAEA) 10:10 AM - 10:25 AM
- [3G04] Measurement of thick target neutron yield from 13.4 MeV deuteron-induced reactions on C,LiF and Si
 - *Hayato Takeshita¹, Yukinobu Watanabe¹, Hiroki Sadamatsu¹, Katsumi Aoki¹, Naoto Araki¹, Shoichiro Kawase¹, Tadahiro Kin¹, Nobuhiro Shigyo¹, Takashi Teranishi¹ (1. Kyushu Univ.) 10:25 AM - 10:40 AM
- [3G05] Systematic measurement of double-differential (d,xn) cross sections at 200 MeV Hiroki Sadamatsu¹, *Yukinobu Watanabe¹, Shouhei Araki¹, Keita Nakano¹, Shoichiro Kawase¹, Tadahiro Kin¹, Yosuke Iwamoto², Daiki Satoh², Masayuki Hagiwara⁴, Hiroshi Yashima³ (1. Kyushu University, 2.
 - JAEA, 3. Kyoto University, 4. KEK) 10:40 AM - 10:55 AM
- [3G06] $\alpha\mbox{-particle}$ breakup at incident energy of several hundreds of MeV/u
 - *Yuji Yamaguchi¹, Yusuke Araki¹, Motoharu Fujii¹, Gaku Watanabe¹, Toshiya Sanami², Naruhiro Matsufuji³, Yusuke Koba³, Yosuke Iwamoto⁴, Yusuke Uozumi¹ (1. Kyusyu Univ., 2. KEK, 3. QST, 4. JAEA) 10:55 AM - 11:10 AM
- [3G07] Measurement of Energy Spectra for Spallation Neutrons Emitted from the J-PARC MLF Mercury Target at an Angle of 180° Hiroki Matsuda¹, Shin-ichiro Meigo¹, *Hiroki Iwamoto¹ (1. J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency) 11:10 AM - 11:25 AM
- [3G08] Radiation evaluation of 345 MeV/u uranium beam
 - *Kenta Sugihara¹, Nobuhiro Shigyo¹, Kanenobu Tanaka², Atsuko Akashio² (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN Nishina center)

11:25 AM - 11:40 AM

[3G09] Radiation evaluation of 345 MeV/u uranium beam

*Atsuko Akashio¹, Kanenobu Tanaka¹, Nobuhiro Shigyo², Kenta Sugihara² (1. RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science, 2. Kyushu University) 11:40 AM - 11:55 AM

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

[3G10-15] Theory, Nuclear Data Library, PHITS Chair: Nobuhiro Shigyo (Kyushu Univ.) 2:45 PM - 4:20 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[3G10] Theoretical Calculation of Neutron Cross
 Sections for Zr Isotopes
 *Akira Ichihara¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
 2:45 PM - 3:00 PM
 [3G11] Calculation of cross section in resonance region
 using the statistical properties of the
 resonance parameters

*Naoya Furutachi¹, Futoshi Minato¹, Osamu Iwamoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 3:00 PM - 3:15 PM

[3G12] A benchmark test of ENDF/B-VIIIβ4.1 with TOF experiments at OKTAVIAN

> *Yuta Isobe¹, Shigeo Yoshida¹, Konno Chikara² (1. Tokai Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency) 3:15 PM - 3:30 PM

- [3G13] Comments on ⁴⁰K data of FENDL-3.1c
 *Chikara Konno¹, Saerom Kwon² (1. JAEA, 2. QST)
 3:30 PM 3:45 PM
- [3G14] Development of a neutrino-nucleus reaction model and its implementation to PHITS *Tatsuhiko ogawa¹, Shintaro Hashimoto¹, Tatsuhiko Sato¹ (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

 [3G15] Estimation of Systematic Uncertainties in PHITS results by ANOVA
 *Shintaro Hashimoto¹, Tatsuhiko Sato¹ (1. JAEA)
 4:00 PM - 4:15 PM

Room H

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

[3H01-05] Analyzing Technique Chair: Masashi Takada (National Defense Academy of Japan) 9:30 AM - 10:50 AM Room H (U2-213 -U2 Building)

[3H01] Development of the fast determination method for Strontium-90 by accelerator mass

spectrometry

*Kimikazu Sasa¹, Seiji Hosoya¹, Maki Honda¹, Tsutomu Takahashi¹, Yukihiko Satou², Kenta Takano¹, Yuta Ochiai¹, Keisuke Sueki¹ (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3H02] Development of Analytical Method for ¹⁴C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (3)
*Ryohei Terabayashi¹, Volker Sonnenschein¹, Hideki Tomita¹, Noriyoshi Hayashi¹, Lei Jin¹, Masahito Yamanaka¹, Norihiko Nishizawa¹, Atsushi Sato², Kenji Yoshida², Tetsuo Iguchi¹ (1. Nagoya Univ., 2. Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center)

9:45 AM - 10:00 AM

- [3H03] Spectroscopic analysis of radioactive strontium with high isotopic selectivity
 *Yoshihiro Iwata¹, Donguk Cheon¹, Masabumi Miyabe², Shuichi Hasegawa¹ (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency)
 10:00 AM 10:15 AM
- [3H04] Spectroscopic analysis of radioactive strontium with high isotopic selectivity
 *DONGUK CHEON¹, YOSHIHIRO IWATA¹, MASABUMI MIYABE², SHUICHI HASEGAWA¹ (1. University of Tokyo, NEM Dep., 2. JAEA)
 10:15 AM 10:30 AM
- [3H05] Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes (2)

*Hideki Tomita¹, Kosuke Saito¹, Volker Sonnenschein¹, Tetsuo Iguchi¹, Masato Morita², Tetsuo Sakamoto², Keita Kanerari², Toshihide Kawai³, Ikuo Wakaida⁴,

Yukihiko Satou⁴ (1. Nagoya Univ., 2. Kogakuin Univ.,
3. Japan Neutron Optics Inc., 4. Japan Atomic Energy

Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3H06-09] Nuclear Material Analysis Chair: Keitaro Hitomi (Tohoku Univ.) 10:50 AM - 11:55 AM Room H (U2-213 -U2 Building)

[3H06] Applicability of LaBr₃ (Ce) Detector for ¹⁵⁴Eu Quantification in Molten Fuel Material and Waste Categorization by Using Passive Gamma *NUR HUSNA MD HANIPAH¹, Hiroshi Sagara¹, Yoga Peryoga¹, Chi Young Han¹ (1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY)

10:50 AM - 11:05 AM

[3H07] Development of automatic detection and measurement system for the Pu spot in the MOX fuel pellet

*YUTO TAZAWA¹, TATSUYA HOSOGANE¹, FUMITAKA ISHIKAWA¹, MASASHI KAYANO¹, KAZUTOMI MATSUYAMA¹, KOSUKE SAITO¹, SHINICHI OHISHI², HIROSHI NAKAJIMA³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection development, 3. NESI) 11:05 AM - 11:20 AM

[3H08] Development of active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security

> *Yosuke Toh¹, Kazuyoshi Furutaka¹, Akira Ohzu¹, Harufumi Tsuchiya¹, Fumito Kitatani¹, Makoto Maeda¹, Masao Komeda¹, Mitsuo Koizumi¹, Michio Seya¹ (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3H09] Development of active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security *Akira Ohzu¹, Makoto Maeda¹, Masao Komeda¹, Yosuke

Toh¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 11:35 AM - 11:50 AM

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

[3H10-15] Plant Measurement Chair: Keisuke Maehata (Kyushu Univ.) 2:45 PM - 4:20 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

- [3H10] Feasibility study of radioactive iodine measument for thyroid dose monitoring *Masateru Hayashi¹, Tetsushi Azuma¹, Makoto Sasano¹, Hiroshi Nishizawa¹, Masakazu Nakanishi¹ (1. Mitsubishi Electric Corporation) 2:45 PM - 3:00 PM
- [3H11] Alpha dust monitor in a high radiation enviroment.

*naoto kume¹, hirotaka sakai¹, genki tanaka¹ (1.
Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.)
3:00 PM - 3:15 PM

[3H12] Performance Test of Plastic scintillation Fiber Detector under High Dose Rate Environment *Yuta Terasaka¹, Yuki Sato¹, Tatsuo Torii¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 3:15 PM - 3:30 PM

[3H13] Evaluation of the operation check and calibration methodfor the optical fiber type radiation monitor by using semiconductor laser *Takahiro Tadokoro¹, Shuichi Hatakeyama¹, Katsunori Ueno¹, Yuichiro Ueno¹, Keisuke Sasaki², Yoshinobu Sakakibara², Toru Shibutani², Takahiro Ito², Koji Nehashi³, Mikio Koyama³ (1. Hitachi, Ltd. Reserch &Development Group, 2. Hitachi, Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:30 PM - 3:45 PM

[3H14] Estimation of basement floor situation of primary containment vessel of unit 1 by analyzing dose rate distribution *Katsunori Ueno¹, Takahiro Tadokoro¹, Takuya Fukumoto¹, Satoshi Okada¹, Yoichi Murai² (1. Hitachi GE Nuclear Energy, Ltd., 2. IRID) 3:45 PM - 4:00 PM

[3H15] Energy-selected X-ray imaging demonstration for future nuclear fuel debris analysis based on dual energy X-ray CT *Yuki Mitsuya¹, Junya Fukuoka¹, Naoki Nakada¹, Kenji

Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Mitsuru Uesaka¹ (1. The University of Tokyo) 4:00 PM - 4:15 PM

Room J

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

[3J01-04] Melt Material Behavior and Steam

Explosion Chair: Akifumi Yamaji (Waseda Univ.) 9:30 AM - 10:35 AM Room J (U3-211 -U3 Building)

- [3J01] Experimental study on liquid melt spreading under precautionary water injection into containment vessel *Miyuki Akiba¹, Akitoshi Hotta¹ (1. Nuclear Regulation Authority) 9:30 AM - 9:45 AM
- [3J02] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

*Fumihito Kimura¹, Hiroyuki Yoshida², Akiko Kaneko¹,
Yutaka Abe¹ (1. University of Tsukuba, 2. Japan
Atomic Energy Agency)
9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

*Hiroyuki Yoshida¹, Fumihito Kimura², Takayuki
Suzuki¹, Akiko Kaneko², Yutaka Abe² (1. Japan Atomic
Energy Agency, 2. University of Tsukuba)
10:00 AM - 10:15 AM

[3J04] Availability of Steam Explosion Retardant for High-Temperature Molten Nickel and Tin *Masahiro Furuya¹, Takahiro Arai¹ (1. CRIEPI) 10:15 AM - 10:30 AM

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

[3J05-09] Particle Method Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.) 10:35 AM - 12:00 PM Room J (U3-211 -U3 Building)

- [3J05] Improved Curvature Calculation of the Continuum Surface Tension Model in Moving Particle Semi-Implicit Method *Jiazhi Li¹, Sunghyon Jang¹, Akira Yamaguchi¹ (1. The University of Tokyo) 10:35 AM - 10:50 AM
- [3J06] Development of the numerical calculation code for relocation analysis of reactor core internal structures with the MPFI method and the MPS method

*Shota Ueda¹, Masahiro Kondo¹, Koji Okamoto¹ (1. The University of Tokyo) 10:50 AM - 11:05 AM

[3J07] Research on numerical simulation of MCCI using MPS method

> *Keigo Fujikawa¹, Koji Okamoto¹, Masahiro Kondo¹ (1. The Univ. of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM

 [3J08] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling
 *Akifumi Yamaji¹, Masahiro Furuya², Yuji Ohishi³, Guangtao Duan¹ (1. Waseda University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Osaka University)

11:20 AM - 11:35 AM

[3J09] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi- Physics Modeling *Toshiki Kondo¹, Yuji Ohishi¹, Hiroaki Muta¹, Ken Kurosaki¹, Shinsuke Yamanaka (1. Kurosaki and Muta laboratory, Department of sustainable energy and environmental engineering, Graduate school of engineering, Osaka university)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3J10-12] Thermal-hydraulics Numerical

Simulation

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA) 2:45 PM - 3:35 PM Room J (U3-211 -U3 Building)

[3J10] Development of a three-dimensional two-fluid thermal-hydraulic analysis code, " MIDAC-T" for PWR safety analysis

*Tadakatsu Yodo¹, Atsuyoshi Ikebe², Masaaki Katayama¹, Motoko Kawachi¹, Takayuki Suemura¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd.) 2:45 PM - 3:00 PM

- [3J11] Numerical simulation of wall condensation heat transfer experiment in a circular tube *Yoichi Utanohara¹, Michio Murase¹ (1. INSS) 3:00 PM - 3:15 PM
- [3J12] Development of multi-dimensional melt spreading behavior analysis code MSPREAD *Akitoshi Hotta¹, Miyuki Akiba¹, Yuki Doi¹ (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority) 3:15 PM - 3:30 PM

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

[3J13-15] Density Stratification and Natural

Convection Chair: Yasushi Saito (Kyoto Univ.) 3:35 PM - 4:25 PM Room J (U3-211 -U3 Building)

- [3J13] CIGMA experiment and CFD analysis on density strtification breakup in a containment vessel
 *Satoshi Abe¹, Masahiro Ishigaki¹, Yasuteru Sibamoto¹, Taisuke yonomoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
 3:35 PM - 3:50 PM
- [3J14] Investigation on heat transfer characteristics of reactor cavity cooling system for high temperature gas-cooled reactor
 - *Seisuke Hosomi¹, Shuhei Yamaguchi¹, Tomoyasu
 Akashi¹, Tatsuya Matsumoto¹, Wei Liu¹, Koji Morita¹,
 Kuniyoshi Takamatsu² (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)
 3:50 PM 4:05 PM
- [3J15] Study on Air Ingress Phenomena during a

Depressurization Accident of VHTR

*Tetsuaki TAKEDA¹, Tomoya SHIGA¹ (1. University of Yamanashi)

4:05 PM - 4:20 PM

Room K

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[3K01-03] Application of Wireless Technology and

Operation Management Chair: Atsushi Fushimi (Hitachi) 10:05 AM - 10:55 AM Room K (U3-311 -U3 Building)

[3K01] WIRELESS SYSTEM FOR CONTROLLING

ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT

*Takahiro Shirota¹, Hidehiko Kuroda¹, Naotaka Oda¹, Shigeru Odanaka¹, Takeshi Hasegawa¹, Yoshiro Ikeda¹, Hiroyuki Nishikawa² (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Toshiba Corporation) 10:05 AM - 10:20 AM

[3K02] WIRELESS SYSTEM FOR CONTROLLING

ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT

*hidehiko kuorda¹, takahiro shirota¹, jumpei ogawa², tooru takanaka², hiroyuki nishikawa², yoshiro ikeda¹, takeshi hasegawa¹, shigeru odanaka¹, naotaka oda¹ (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION, 2. Toshiba Corporation)

10:20 AM - 10:35 AM

[3K03] IC was no operation between earthquake and tunami in F1 No.1 Reactor(2) *Kiyoshi Yoneyama¹ (1. H.O.Yoneyama)

10:35 AM - 10:50 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[3K04-07] Evaluation Technology and Plant

Safety Assessment Chair: Noritoshi Minami (CRIEPI) 10:55 AM - 12:00 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[3K04] Comparison of calculation results between

KENO and MCNP codes as for irregular rod pitch in cask model

*Hiroshi Unehara¹, Hironori Mizobuchi¹, Naotsugu Kikuchi¹, Masayuki Kanno¹, Naoto Kubota¹ (1. OCL Corporation) 10:55 AM - 11:10 AM

- [3K05] Failure risk evaluation of acceptance criteria for Japanese RPV integrity evaluation method against pressurized thermal shock events *Takeshi Murakami¹, Takatoshi Hirota¹, Kenichi Nakashima² (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. Cenral Research Institute of Electric Power Industry) 11:10 AM - 11:25 AM
- [3K06] Effect of repressurization on integrity evaluation of reactor pressure vessel using probabilistic fracture mechanics *Takashi Suzuki¹, Masahide Suzuki¹, Kenta Murakami¹, Jinya Katsuyama², Yinsheng Li² (1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency) 11:25 AM - 11:40 AM
- [3K07] AP1000[®] safety assessment for beyond design basis events
 - *Yukitaka Yamazaki¹, James H Scobel², Richard F
 - Wright^2 (1. Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.
 - Westinghouse Electric Company)
 - 11:40 AM 11:55 AM

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

[3K08-13] Nuclear Plant and Equipment Chair: Akira Nakamura (INSS) 2:45 PM - 4:25 PM Room K (U3-311 - U3 Building)

[3K08] A Study on Analysis Method for Hydrogen Distribution Applying GOTHIC DP model and Scenario Clustering

*Takeshi Nishimura¹, Akitoshi Hotta¹ (1. S/NRA/R)
2:45 PM - 3:00 PM

- [3K09] TRACE code analysis for PCV thermal-hydraulics at the Fukushima Daiichi Unit 3 accident *Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya¹ (1. Central Research Institute of Electric Power Industry) 3:00 PM - 3:15 PM
- [3K10] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants
 *Masayoshi Kojima¹, Hiroshige Kikura¹, Hideharu Takahashi¹, Shunsuke Uchida², Hidetoshi Okada² (1. Tokyo Institute of Technology, 2. The Institute of Applied Energy)

3:15 PM - 3:30 PM

[3K11] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants 3:30 PM - 3:45 PM

[3K12] Study on Thermal-hydraulics characteristics of the flat and high-thermal-conductivity corecatcher

> *Daiki Takeyama¹, Chikako Iwaki¹, Mika Tahara¹, Onitsuka Yoichi¹ (1. Toshiba Energy Systems

Onitsuka foichi (1. Toshiba Energy Sys

&Solutions Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM

[3K13] Development of Cross Fin Heat Exchanger for Nuclear Power Plant *Hisaharu Sakae¹ (1. IHI)

4:00 PM - 4:15 PM

Room L

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[3L01-05] Dismantling Technology for

Contaminated Concrete

Chair: Koichi Kitamura (JAEA) 9:30 AM - 10:50 AM Room L (M1-311 -M1 Building)

[3L01] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated

Concrete Structures

*Naoko Watanabe¹, Daisuke Kawasaki², Yoshikazu Koma³, Tamotsu Kozaki¹ (1. Hokkaido University, 2. Fukui University, 3. Japan Atomic Energy Agency) 9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures

*Shuichiro Miwa¹, Tsubasa Yamamoto¹ (1. Hokkaido University)

9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures

Hayato Takahashi¹, Kazuya Wakamatsu¹, *Takuya Mikami¹, Takafumi Sugiyama¹ (1. Hokkaido University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3L04] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures
*Yuri Morishita¹, Daisaku Sitara³, Hiroaki Takiya⁴, Singo Tanaka², Naoko Watanabe², Tamotsu Kozaki²
(1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Yamagata prefectural police headquarters, Forensic science laboratory, 4. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM
[3L05] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures
*Shun Iinuma¹, Naofumi Kozai², Kazuya Tanaka², Shingo Tanaka³, Naoko Watanabe³, Kozaki Tamotsu³ (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Faculty of

Engineering Hokkaido University) 10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[3L06-10] Decommissioning Technology for

Fukushima (Debris, Contaminated

Liquid, Severe Accident Evaluation) Chair: Shuichiro Miwa (Hokkaido Univ.) 10:50 AM - 12:10 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[3L06] Pulverization pumping collection of fuel debris

and remodeling of used storage container *Makito Watakabe¹, Haruo Morishige¹, Yosuke Yamashiki (1. Fukushima nuclear accident contermeasure review group) 10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] Freezing confinement by low temperature air cooling of fuel debris

*Yasufumi Kitamura¹, Haruo Morishige¹, Yosuke Yamashiki¹ (1. Fukushima nuclear accident contermeasure review group)

11:05 AM - 11:20 AM

[3L08] Cooling mechanism of fuel debris *Yosuke Yamashiki¹, Haruo Morishige (1. Kyoto

University)

11:20 AM - 11:35 AM

[3L09] Earthquake resistance evaluation of contaminated water storage tank and seismic reinforcement proposal *Shigemi Morishige¹, Haruo Morishige¹, Yosuke 11:35 AM - 11:50 AM
[3L10] Study on the damage of core internals in nuclear reactor during severe accident
*Jiang Liu¹, Yoshinao Kobayashi¹ (1. Tokyo Institute

yamashiki (1. Fukushima accident contermeasure

of Technology)

11:50 AM - 12:05 PM

review group)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[3L11-14] Establishing Guides Relating to a Planning of Decommissioning

Chair: Yasufumi Kitamura (Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group) 2:45 PM - 3:50 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[3L11] Establishing Guides relating to a planning of decommissioning

*Akio Tamura¹ (1. Japan Nuclear Safety Institute) 2:45 PM - 3:00 PM

[3L12] Establishing Guides relating to a planning of

decommissioning

*Ken-ichi Tanaka¹ (1. The Institute of Applied Energy)

3:00 PM - 3:15 PM

[3L13] Establishing Guides relating to a planning of decommissioning

*Yusuke Shimizu¹ (1. Nuclear Engineering Ltd)

3:15 PM - 3:30 PM

[3L14] Establishing Guides relating to a planning of decommissioning *Kazuyuki Torii¹ (1. Shimizu Corp.)

3:30 PM - 3:45 PM

Room N

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[3N01-05] Pyroprocessing Chair: Sou Watanabe (JAEA) 9:30 AM - 10:55 AM Room N (M3-211 -M3 Building)

[3N01] Study on fluorination reaction of antimony

compounds for development of fluoride

volatility method

*Daisuke Watanabe¹, Daisuke Akiyama¹, Nobuaki Sato¹

(1. Tohoku Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3N02] Thermodynamic stability of Gd-Cd intermetallic

compounds

*Shin Akashi¹, Hiroki Shibata¹, Takumi Sato¹, Hirokazu Hayashi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 9:45 AM - 10:00 AM

- [3N03] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA
 Transmutation to Enhance Safety and Economy
 *Takumi Sato¹, Hirokazu Hayashi¹, Masahide Takano¹
 (1. Japan Atomic Energy Agency)
 10:00 AM 10:15 AM
- [3N04] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

*Takashi Omori¹, Hitoshi Nakamura¹, Ryosuke Miura¹, Yasushi Tsuboi¹, Kazuo Arie¹ (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation) 10:15 AM - 10:30 AM

[3N05] Separation of selenium and tellurium from molten chloride melts *Yoshiharu Sakamura¹, Tsuyoshi Murakami¹, Koichi

Uozumi¹ (1. CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[3N06-09] Minor Actinides Recovery and Fission Products Separation Chair: Daisuke Watanabe (Tohoku Univ.)

10:55 AM - 12:00 PM Room N (M3-211 - M3 Building)

[3N06] Structural analysis on complexes formed in the extraction chromatography adsorbent for MA recovery

> *Yuya Katai¹, Haruaki Matsuura¹, Sou Watanabe², Tsuyoshi Arai³, Ryoji Abe³, Tomoaki Sakurai³ (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Shibaura Institute of Technology)
> 10:55 AM - 11:10 AM

[3N07] IBIL analysis on complexes formed in an adsorbent for MA(III) recovery

*Sou Watanabe¹, Wataru Kada², Yuya Katai³, Haruaki Matsuura³, Masashi Koka⁴, Takahiro Satoh⁵, Tsuyoshi Arai⁶ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Gunma University, 3. Tokyo City University, 4. Beam Operation Co., Ltd, 5. National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology, 6. Shibaura Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM

[3N08] Investigation of new extractants for MA

separation

*Hideya Suzuki¹, Yasuhiro Tsubata¹, Tatsuya

Kurosawa¹, Tomohiro Kawasaki¹, Mitsunobu Shibata¹,

Tatsuro Matsumura¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM

[3N09] P&T of LLFP contained in insoluble residue at

reprocessing plant

*Tatsuro Matsumura^{2,1} (1. Partitioning and Transmutation Technology Division, Nuclear Science and engineering Center, JAEA, 2. Project 5, ImPACT Program)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[3N10-12] Design and Development of

Reprocessing Apparatus Chair: Masatoshi Iizuka (CRIEPI) 2:45 PM - 3:40 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[3N10] Development of high performance clarification

system for reprocessing *Masayuki Takeuchi¹, Yasunori Miyazaki¹, Hirohide Kofuji¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 2:45 PM - 3:00 PM

[3N11] Uranium extraction behavior in an annular centrifugal contactor

centrinugal contactor

*Atsushi Sakamoto¹, Yuichi Sano¹, Hirohide Kofuji¹, Masayuki Watanabe¹, Kenji Koizumi¹, Sanae Okamoto²,

Ryuta Misumi², Meguru Kaminoyama² (1. JAEA, 2.

YNU)

3:00 PM - 3:15 PM

[3N12] Uranium extraction behavior in an annular centrifugal contactor
 *Yuichi Sano¹, Atsushi Sakamoto¹, Hirohide Kofuji¹, Masayuki Takeuchi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

Room O

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[3O01-05] Nuclide Separation and Recovery 3 Chair: Kenji Takeshita (Tokyo Tech) 9:30 AM - 10:50 AM Room O (M3-212 -M3 Building)

[3001] Investigation of Adsorption Behaviors of

Impregnated Silica Adsorbent using Micro-PIXE Analysis *Misako MIWA¹, Tatsuya Ito¹, Seong-Yun Kim¹, Shigeo Matsuyama¹, Yoshiharu Kitayama¹, Yuta Takai¹, Kazuya Numao¹ (1. Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University) 9:30 AM - 9:45 AM [3002] Development of High Selective Separation Method of Heat-generating Element from High-Level Liquid Waste *Tatsuya Kudo^{2,1}, Tatsuya Ito¹, Seong-Yun Kim¹ (1. Tohoku Univ., 2. JNFL) 9:45 AM - 10:00 AM [3003] Development of Separation Process of Highlevel Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids *Tadayuki Takahashi^{2,1}, Tatsuya Ito¹, Seong-Yun Kim¹ (1. Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited) 10:00 AM - 10:15 AM [3004] Solvent extraction behavior of selenium in nitric acid solutions *Takahiri Kawakami¹, Yuta Araki¹, Misaki Morita¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matumura³, Chizu Kato¹, Toshiyuki Fujii¹ (1. Osaka University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Japan Atomic Energy Agency) 10:15 AM - 10:30 AM [3005] Fabrication of titanate nanowires by dealloying-oxidation methods and evaluation of Sr adsorption properties. *Teppei Saito¹, Kazuto Akagi², Koji S. Nakayama², Tadafumi Adschiri², Naoki Asao^{2,1} (1. Shinshu University, 2. Tohoku University) 10:30 AM - 10:45 AM Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1

Radioactive Waste Management

[3006-10] Nuclide Separation and Recovery 4 Chair: Asano Hidekazu (RWMC) 10:50 AM - 12:10 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[3006] Analyses of the sorption properties of ferrocyanide nanoparticles for Ru, Rh, Pd and Mo in order to realize both high quality and volume reduction of vitrified object *Shinta Watanabe¹, Masato Nakaya¹, Masahito Yoshino¹, Takanori Nagasaki¹, Ria Mishima², Miki Harigai², Yusuke Inaba², Kenji Takeshita², Jun Onoe¹ (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Institute of Technology) 10:50 AM - 11:05 AM

 [3007] Selective separation of palladium and molybdenum by using radioresistant microorganisms Norizo Saito¹, Hiroshi Tanaka¹, Toshiyuki Nomura¹, Masakazu Furuta¹, *Yasuhiro Konishi¹ (1. Osaka Prefecture University) 11:05 AM - 11:20 AM

[3008] Solvent extraction of rhodium from nitric acid solutions in a partitioning process
*Misaki Morita¹, Yuta Araki¹, Takahiro Kawakami¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Chizu Kato¹, Toshiyuki Fujii¹ (1. School of Engineering, Osaka University, 2. Reserch Reactor Institute, Kyoto Univercity, 3. Japan Atomic Energy Agency)
11:20 AM - 11:35 AM

[3009] Adsorption Behavior of Sulfur-containing Amide Acid-functionalized Silica Adsorbent for Separation and Recovery of Platinum Group Metals from High-level Liquid Waste *Tatsuya Ito¹, Seong-yun Kim¹, Nobumichi Nagano¹, Keitaro Hitomi¹ (1. Tohoku university) 11:35 AM - 11:50 AM

- [3O10] Solvent extraction behaivor of palladium and nickel in nitric acid solutions using novel extractants.
 - *Yuta Araki¹, Misaki Morita¹, Takahiro Kawakami¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Chizu Kato¹, Toshiyuki Fujii¹ (1. Osaka University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:50 AM - 12:05 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[3O11-16] Radioactive Waste Management for Load Reduction of Geological Repository Chair: Yuji Sasaki (JAEA)

2:45 PM - 4:20 PM Room O (M3-212 - M3 Building)

[3O11] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

> *Seichi Sato¹, Yuichi Niibori², Yaohiro Inagaki³, Go Chiba⁴, Kenji Takeshita⁵, Masahiro Kawakubo⁶, Kazuhiro Tsubono⁶, Hidekazu Asano^{6,5} (1. Professor Emeritus, Hokkaido Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Kyushu Univ., 4. Hokkaido Univ., 5. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 6. RWMC) 2:45 PM - 3:00 PM

[3O12] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, inconsideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

> *Asano Hidekazu^{2,1}, Masahiro Kawakubo¹, Kazuhiro Tsubono¹, Seichi Sato³ (1. RWMC, 2. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 3. Professor Emeritus, Hokkaido Univ.) 3:00 PM - 3:15 PM

[3O13] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

> *Kota Kawai¹, Tomohiro Okamura¹, Eriko Minari¹, Masahiro Kawakubo², Hidekazu Asano^{2,1}, Kenji Takeshita¹ (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center) 3:15 PM - 3:30 PM

[3O14] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

> *Tomohiro Okamura¹, Kota Kawai¹, Eriko Minari¹, Hidekazu Asano^{2,1}, Kenji Takeshita¹ (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research

[3015] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally

*Eriko Minari¹, Kota Kawai¹, Tomohiro Okamura¹, Masahiro Kawakubo², Hidekazu Asano^{2,1}, Kenji Takeshita¹ (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center) 3:45 PM - 4:00 PM

[3016] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

> *Kenji Takeshita¹, Kota Kawai¹, Tomohiro Okamura¹, Eriko Minari¹, Masahiro Kawakubo², Kazuhiro Tsubono², Hidekazu Asano^{2,1}, Go Chiba³, Yaohiro Inagaki⁴, Yuichi Niibori⁵ (1. Advanced Nuclear Fuel Cucle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Hokkaido University, 4. Kyushu University, 5. Tohoku University)

4:00 PM - 4:15 PM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[3B01-03] PRA 3

Chair: Katsumi Ebisawa (CRIEPI)

Wed. Mar 28, 2018 9:45 AM - 10:35 AM Room B (C1-311 - C1 Building)

[3B01] Development of PRA Methodology Considering Integration of Seismic-Tsunami Event

*Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ (1. Tokyo City University)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B02] Development of PRA Methodology Considering Integration of Seismic-Tsunami Event

*Hitoshi Muta¹, Yasuki Ohtori¹ (1. Tokyo City University) 10:00 AM - 10:15 AM

[3B03] Internal Fire PSA of ABWR

*Yuki Ishiwatari¹, Daichi Shiota¹, Yoshifumi Nozaki¹, Michinao Bunno¹ (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.) 10:15 AM - 10:30 AM

地震・津波の同時または連続発生を考慮した確率論的リスク評価手法の構築 その1:SSCの機能喪失モデル

Development of PRA Methodology Considering Integration of Seismic-Tsunami Event

Part 1: SSC Model for Loss of Function

*大鳥 靖樹,牟田 仁

東京都市大学

本稿は、地震と津波の重畳を考慮したリスク評価法を構築する一環として、システム解析に組込む SSC (Structure, System and Component)の機能喪失判定のモデル化について検討を行った結果を報告している。 **キーワード**:地震,津波,確率論的リスク評価,フラジリティ,システム解析、SSC

1. はじめに

311の福島第一原子力発電所での事故を契機に、地震・津波の重畳を考慮した確率論的リスク評価法の構築が喫緊の課題となっており、実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドにも今後検討していく課題の一つとして挙げられている。本稿では、地震・津波の重畳を考慮したリスク評価法構築の一環として、システム解析に組込む SSC の基事象のモデル化について検討を行ったのでその結果を報告する。

2. 地震・津波による機能喪失判定モデル

地震または津波の単独事象に対する確率論的リスク評価では、SSC の機能喪失判定を、選定された損傷 指標で作成されたフラジリティ曲線を用いて行っている。地震と津波の重畳を考慮したリスク評価におい ては、地震と津波の両方の荷重効果に対して SSC への影響を検討する必要があるため、単独事象とは異な り複数の照査パターンが考えられる。そこで、安全上重要な SSC を分類・整理し、機能喪失判定のための 照査パターンを検討した。その結果、表1に示す個別値照査型、累積値照査型、統合値照査型の3つに分 類した。個別値照査型は、地震と津波で損傷モード・損傷指標が異なっているため、それぞれの荷重効果 に対して別々に照査を行い"OR ゲート"を用いて機能喪失の判定を行う。累積値照査型は、地震と津波に 対する損傷部位、損傷モードが同じでかつ、損傷指標が疲労のように累積効果のある SSC が対象である。 統合値照査型は、地震と津波の両方の荷重効果が組合せで機能喪失が起こるため、両者を説明変数とした 関数(フラジリティ曲面)で機能喪失のクライテリアを定義することになる。例えば、津波防護施設の場 合、地震による津波の防護・浸水防止機能の低下を評価した上で、津波の影響を評価することになる。す なわち、地震の大小によって津波に対する耐力が変化することになる。

3. まとめ

本稿では、地震・津波の重畳を考慮した リスク評価法を構築するための一環とし て、SSCの機能喪失判定を行うために3つ の照査タイプを提案した。今後は、この分 類に基づき、新たにシステム解析コードを 構築していく予定である。

表1	SSC	の機能喪失判定のための照査の種類	Į
	~~~		~

種類	概要	SSCの例	
個別値昭本刑	地震と津波の荷重効果を個別に照査して、システ	動的機器 带气的機器等	
间加固炽且至	ム解析上"OR"回路で基事象の生起判定を行う。	到印劢站、电义印劢站守	
甲硅仿四木刑	地震と津波による荷重効果の累積値で照査した結	機器・配管や支持構造物	
杀惧间照直空	果を用いて基事象の生起判定を行う。	等の疲労	
体合体四本刑	地震と津波による荷重効果を合わせて基事象の生	防湖县 北南百年	
机石框照直空	起判定を行う。	防潮堤、小省扉寺	

謝辞:本稿の内容は、大成学術財団の研究助成を受けて実施した研究成果の一部である。

#### 参考文献

[1] 原子力規制庁、実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド

*Yasuki Ohtori, Hitoshi Muta

Tokyo City University

# 地震・津波の同時または連続発生を考慮した確率論的リスク評価手法の構築 その2:炉心損傷事故シーケンス評価

Development of PRA Methodology Considering Integration of Seismic-Tsunami Event

Part 2: Core Damage Accident Sequence Analysis

*牟田 仁¹,大鳥 靖樹¹

#### 1東京都市大学

地震と津波の重畳を考慮したリスク評価においては、重畳事象を考慮した事故シーケンス評価手法が必要になる。外部事象の重畳では、機器損傷のメカニズムや状態は様々であるため,これらを反映した事故シーケンス評価手法が必要である.本研究では、地震と津波の重畳を考慮した場合の損傷形態の分類に基づく事故シーケンス評価手法について検討した結果を報告する。

キーワード:外部ハザード1,重畳事象2,事故シーケンス3

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降,外部事象の複合或いは連続的な発生によりもたらされるリスクの重要 性が増している.現状の確率論的リスク評価(PRA)手法ではこのような複合・連続発生事象のモデル化は検 討途上にあり,継続的な安全性向上のためには具体的な PRA 手法の提示が求められている.本稿では,地 震・津波事象の複合・連続発生を対象事象とした炉心損傷事故シーケンス評価手法の検討を行った結果を 報告する.

# 2. 評価手法の基本方針

その1:SSCの機能喪失モデルにおいて提案されたSSCの機能喪失モデルを用いて,地震・津波を起因とする炉心損傷事故シーケンス評価を行う論理モデル構築の考え方を示す.

(1) 各種安全設備	地震・津波の連続発生を考慮した事故シーケンス評価において,工学的安全施設
への機能喪失モデ	及び重大事故対策設備を対象として,前報の機能喪失モデル分類のいずれかのモ
ルの適用:	デルを適用,機能喪失モデルを構築
(2) 事故シーケン	地震・津波の連続発生により炉心損傷に至る論理モデルの重大事故対策設備を対
ス評価モデルの構	象として,前報の機能喪失モデル分類に基づき原子力発電プラントを構成する安
築:	全上重要な構築物,系統及び機器(SSC)間における機能的或いは構造的の従属性
	を適切に表現
(3) 中間状態を考	前報の分類の内,累積値照査型モデル及び統合値照査型モデルは複数の事象によ
慮した動的解析モ	る外力の累積或いは統合を考慮するため,時刻歴において中間状態が存在する.
デルへの応用:	この状態におけるリスクを表現するための動的解析モデルを構築

#### 3. 結論

本稿では、地震・津波の重畳を考慮したリスク評価法を構築するための一環として、SSC 機能喪失の3 つの照査タイプに基づく事故シーケンス評価手法を提案した。今後は、この評価手法に基づき、新たにシ ステム解析コードを構築していく予定である。

謝辞:本稿の内容は、大成学術財団の研究助成を受けて実施した研究成果の一部である。

¹Tokyo City Univ.

^{*}Hitoshi Muta¹, Yasuki Ohtori¹

# ABWR の内部火災 PSA

Internal Fire PSA of ABWR

*石渡 祐樹1, 塩田 大地1, 野崎 義史1, 文野 通尚1

¹日立GEニュークリア・エナジー(株)

NUREG/CR-6850 に基づく UK ABWR 標準設計の内部火災 PSA を実施した。本発表では出力運転時の評価 手法、ピアレビュー、評価結果およびリスク情報活用について報告する。

キーワード: 内部火災 PSA, UK ABWR, NUREG/CR-6850, ASME/ANS 標準, レベル1 PSA, レベル2 PSA

### 1. 緒言

日立 GE は、UK ABWR 標準設計 PSA [1]の一環として内部火災 PSA を実施した。評価スコープはプラント 停止時や使用済み燃料プールも含むが、本発表では原子炉の出力運転時について報告する。

# 2. 評価手法

16 タスクで構成される NUREG/CR-6850 と関連ガイド(NEI FAQ 等)をベースとした。特に重要な Task 2 (機 器選定)、Task 3 (ケーブル選定・電路設定)、Task 5 (内的事象 PSA モデルを火災 PSA 用に拡張)、Task 11 (火 災影響評価) は詳細に実施した。Task 2 では NEI 00-01 に基づく Multiple Spurious Operation パネルを実施し、 内的事象 PSA ではモデル化されていない複数誤動作モードを Task 5 でモデル化した。NUREG/CR-7150 に 基づき誤動作の継続時間と復旧を確率的に評価した。Task 11c (複数区画シナリオ評価) では、スクリーニ ング評価用の簡易シナリオをまず作成し、リスク寄与が上位のシナリオから順次精緻化することで、評価 物量を合理化した。開発したモデルと図書は、ASME/ANS RA-Sb-2013 に基づくピアレビューを実施した[2]。

#### 3. 評価結果

評価結果を表1に示す。暫定評価結果を設計改善に活用し(次節参照)、またリスク寄与が高い評価シナリ オを標準設計段階として可能な限り精緻化したことにより、CDFは内的事象と同オーダまで低減された。

#### 4. リスク情報活用

UK ABWR 標準設計におけるリスク情報活用は、評価前(PSA モデル開発中)と評価後の2段階で実施した[3]。内部火災 PSA 開発中の一次評価結果に基づき、電路計画の一部修正や耐火バリア追加を設計に取り 込んだ。内部火災 PSA の評価結果に基づき、今後の詳細設計に向けての改善オプションを抽出した。具体 的にはリスク上重要なケーブルと可燃物との距離的分離やケーブルダクト使用範囲の最適化などである。

#### 5. 結論

UK ABWR 標準設計の内部火災 PSA を実施した。暫 定結果に基づくリスク情報活用とシナリオ精緻化に より、内的事象と同オーダの CDF となった。ピアレ ビューによりモデルと評価結果の妥当性を確認した。 詳細設計に向けて更なる改善オプションを抽出した。

衣 I. 矸Ш棺木					
	CDF (/y)	LRF (/y)			
Task7 区画全焼シナリオ	8.2E-08	3.4E-08			
Task 11a 詳細評価シナリオ	2.1E-07	1.8E-07			
Task 11b 中央制御室シナリオ	7.8E-09	2.0E-09			
Task 11c 複数区画シナリオ	2.0E-07	5.1E-08			
内部火災合計	5.0E-07	2.7E-07			
参考: 内的事象	2.3E-07	5.2E-08			

#### 表 1: 評価結果

#### 参考文献

- [1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Generic PCSR Chapter 25: Probabilistic Safety Assessment, Rev.C, 2017.
- [2] D. Henneke, et al., The Use of Comprehensive In-Process Peer Reviews in Support of the UK ABWR PSA Generic Design Assessment Process, PSA2017, Pittsburgh, PA, September 24-27, 2017.
- [3] Y. Ishiwatari, et al., Risk-Informed Design for UK ABWR Project, International Conference on Topical Issues in Nuclear Installation Safety: Safety Demonstration of Advanced Water Cooled Nuclear Power Plants, Vienna, Austria, 6-9 June 2017.

*Yuki Ishiwatari¹, Daichi Shiota¹ and Yoshifumi Nozaki¹, Michinao Bunno¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

# [3B04-08] PRA 4

Chair: Hitoshi Muta (Tokyo City Univ.) Wed. Mar 28, 2018 10:35 AM - 11:55 AM Room B (C1-311 -C1 Building)

# [3B04] The Progress of PRA for SHIKA NPS Unit 2

*Junya Masuko², Mutsuhiro Nakada¹, Toshihiro Aida¹, Daisuke Suimon¹, Shinichi Hamayani^{2,1}, Takayuki Negishi², Atsuo Ikeda² (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

10:35 AM - 10:50 AM

# [3B05] The Progress of PRA for SHIKA NPS Unit 2

*Shinichi Hamatani^{2,1}, Mutsuhiro Nakada¹, Toshihiro Aida¹, Daisuke Suimon¹, Takayuki Negishi², Atsuo Ikeda², Junya Masuko² (1. Hokuriku Electric Power Co., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

10:50 AM - 11:05 AM

# [3B06] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

*Shunsuke Tanno¹, Shohei Yamagishi¹, Ryota Tomiyasu¹, Teruyoshi Sato¹, Toshiteru Saito¹, Masayuki Hiraide², Toshinobu Kita² (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM

# [3B07] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

*Hiroaki Sonoyama¹, Shohei Yamagishi¹, Ryota Tomiyasu¹, Shunsuke Tanno¹, Teruyoshi Sato¹, Toshiteru Saito¹, Masayuki Hiraide², Toshinobu Kita² (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

11:20 AM - 11:35 AM

# [3B08] Dynamic Risk Analysis on Multi-hazards of Seismic and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Installation

*SUNGHYON JANG¹, AKIRA YAMAGUCHI¹ (1. The University of Tokyo) 11:35 AM - 11:50 AM

# 志賀原子力発電所2号機における PRA モデル整備の取り組みについて (3) プラントリスク評価ツールモデルの整備

The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

#### (3) Development of Plant Risk Monitoring Tool During Shutdown State

*増子 順也²,中田 睦洋¹,四十田 俊裕¹,水門 大輔¹,根岸 孝行²,池田 敦生²,浜谷 眞一¹² ¹北陸電力(株),²原電エンジニアリング(株)

本稿では、志賀原子力発電所2号機(以下、志賀2号機)の自主的安全性向上の一環として整備した,プ ラント停止時のリスク評価ツールモデル(以下,停止時リスクモニタモデル)の整備内容,及び評価結果に ついて示す。

キーワード:確率論的リスク評価 (PRA)、停止時リスクモニタモデル、自主的安全性向上

#### 1. 緒言

北陸電力では、自主的安全性向上の一環として PRA モデル整備の自営化を段階的に進めている。志賀2号 機(ABWR)では、これまで福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、重大事故等対処設備の設置等、様々な 安全対策に取り組んできていることから、日々のリスクを定量的に確認するため、各種安全対策を考慮した、 停止時リスクモニタモデルの整備を実施した。本稿では、停止時リスクモニタモデルの整備内容,及び評価 結果を報告する。

#### 2. 停止時リスクモニタモデルの整備内容

志賀2号機の停止時リスクモニタモデルは,PRA 評価ツールで作成したPRAモデルに対して, 図1のような定期検査期間中のシステム状態変化

(系統・機器の運転/待機状態変化),及び任意工程(定期検査中操作等)を反映させることで,プラント状態に対応したリスク評価(炉心損傷頻度又は SFP 燃料損傷頻度の評価)を行い,適切な定期検査工程の策定をサポートする。

#### **3. 評価結果の確認**

停止時リスクモニタモデルによる,代表的な定期 検査工程のプラント損傷頻度評価結果の例を図2に 示す。図2より,評価日によってリスクが増減して いることが確認できるが,この要因は主に機器の待 機除外(リスク増加)や崩壊熱量の減少(リスク低 下)によるものである。

また、本評価では、停止時リスクモニタモデルの







評価結果を PRA 評価ツールの評価結果(前報[2]で報告した内的事象停止時レベル 1PRA 炉心損傷頻度評価結果)と比較し,停止時リスクモニタモデルの評価結果確認を実施した。確認結果より,停止時リスクモニタ モデルと PRA 評価ツールの炉心損傷頻度評価結果,及び上位カットセットは一致していることから,停止時 リスクモニタモデルで得られる評価結果は妥当であると判断した。

#### 参考文献

[2] 浜谷眞一他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会 2C12

^{*} Junya Masuko², Mutsuhiro Nakada¹, Toshihiro Aida¹, Daisuke Suimon¹, Takayuki Negishi², Atsuo Ikeda², and Shinichi Hamatani¹² ¹Hokuriku Electric Power Co., ²Nuclear Engineering and Services Co.

# 志賀原子力発電所2号機における PRA モデル整備の取り組みについて

# (4)使用済燃料貯蔵プール PRA の評価結果

The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

### (4) Evaluation Results of Spent Fuel Storage Pool PRA

*浜谷 眞一¹², 中田 睦洋¹, 四十田 俊裕¹, 水門 大輔¹, 根岸 孝行², 池田 敦生², 増子 順也² ¹北陸電力 (株), ²原電エンジニアリング (株)

本稿では、福島第一原子力発電所の事故を踏まえて各種安全対策を講じた志賀原子力発電所2号機(以下、 志賀2号機)のプラント停止時のリスク評価ツールモデル(以下、停止時リスクモニタモデル)を用いた使 用済燃料貯蔵プール PRA の評価結果を示す。また、有効となる安全対策、及び今後の PRA の課題について 考察する。

キーワード:確率論的リスク評価 (PRA)、プラント状態 (POS)、SFP 燃料損傷頻度 (SFD)、停止時リスク モニタモデル、自主的安全性向上

#### 1. 緒言

北陸電力では、自主的安全性向上の一環として PRA モデル整備の自営化を段階的に進めている。志賀2号 機(ABWR)では、これまで福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、重大事故等対処設備の設置等、様々な 安全対策に取り組んできていることから、プラント停止時のプラントリスクを定量的に確認するため、各種 安全対策(以下、SA/AM 策)を考慮した、停止時リスクモニタモデルの整備を実施した。本稿では、前報 [3]に引き続き、停止時リスクモニタモデルを用いた使用済燃料貯蔵プール PRA の評価結果を報告する。

### 2. PRA の対象としたプラント状態

本評価では、志賀2号機の停止時リスクモニタモデルで整備した、使用済燃料貯蔵プール PRA を評価対象 とする。評価に使用した定期検査工程については、実績をベースに仮想の工程を設定し、燃料工程は部分燃 料取出を想定し評価した。

### 3. 評価結果·考察

プラント停止時の使用済燃料貯蔵プールPRAの評価結果を図1に示す。定期検査あたりのSFP燃料損傷頻度 (SFD)は、約5.0×10⁻¹⁰[/定期検査]となった。

起因事象別の評価結果では、起因事象「崩壊熱除去機能喪失(フロントライン)」時のSFDが最も大きく、約3.9×10⁻¹⁰ [/定期検査]と、定期検査期間全体のSFDに対して、寄与割合が76.9%となっている。これは、SFPは炉心側と比較して期待できる緩和系が少なく、また、事象の認知診断失敗時には、残留熱除去系及びサ プレッションプール浄化系以外の緩和系に期待できないことによる影響である。

プラント状態 (POS) 別の評価結果では、POS-CのSFDが最も大きく、約 2.4×10⁻¹⁰ [/POS] と、定期検査 期間全体のSFDに対して、寄与割合が 52.0% となっている。 これは、POS-Cの期間では、プールゲートが閉状態であ 0. 保ちたがSEPのひでたるため、POS Pの期間ト比較1

り、保有水がSFPのみであるため、POS-Bの期間と比較し てSFP水位が有効燃料頂部(TAF)に到達するまでの時間 余裕が短いことによる影響である。

なお、北陸電力では、今後も自主的安全性向上に向け て自営化による PRA モデル整備の範囲を拡大しており PRA を活用した志賀2号機の更なるリスク低減の検討や 発電所内でのリスク情報活用を進める計画である。 参考文献[3] 増子順也他,日本原子力学会 2018 年春の年会



^{*} Shinichi Hamatani¹², Mutsuhiro Nakada¹, Toshihiro Aida¹, Daisuke Suimon¹, Takayuki Negishi², Atsuo Ikeda², and Junya Masuko² ¹Hokuriku Electric Power Co., ²Nuclear Engineering and Services Co.

# 柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 (5) 格納容器内 LOCA の事故シーケンス分類

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report (5) Classification of Accident Sequence of LOCA inside PCV

*丹野 俊祐¹,山岸 昇平¹,富安 亮太¹,佐藤 輝和¹,齋藤 寿輝¹,平出 真之²,喜多 利亘² ¹ (株) テプコシステムズ,²東京電力ホールディングス(株)

米国とのギャップを踏まえた PRA モデル高度化の1項目として,格納容器内 LOCA を,従来の破断規模 (大中小)に加え,事故進展の類似性から,破断配管の高さ等に応じて詳細に分類した。

#### キーワード: PRA, レベル1, 事故シーケンス, 格納容器内 LOCA

### 1. 緒言

国内における現状の PRA モデルは、その詳細さについて米国との間にギャップがあることが確認されて いる。そこで国内 BWR の代表プラントとして柏崎刈羽 7 号機を選定し、内的事象運転時レベル 1PRA につ いてそのギャップを踏まえ、モデルを高度化している。この中では、格納容器内 LOCA に対する MAAP 解 析の結果、破断配管高さによって事象進展が大きく異なることがわかった。本稿では、事象進展の類似性 による格納容器内 LOCA の分類について報告する。

#### 2. 格納容器内 LOCA の起因事象

格納容器内 LOCA について,従来の配管破断規模(大中小)だけではなく,破断箇所(配管の系統及び 区分)を明確にして細分化し,20以上の起因事象を抽出した^[1]。

#### 3. 格納容器内 LOCA の破断配管高さによる分類

破断箇所については、その高さによって格納容器圧力、 S/P 水位及び S/P 水温の上昇傾向が異なり格納容器制御手 順も変わるため、以下の3パターンのように配管の RPV ノズル高さも含めて詳細に分類した。(図1) ・パターン1:L8 以上の配管(例:主蒸気配管) ・パターン2:TAF~L8 の配管(例:給水配管) ・パターン3:TAF 以下の配管(例:CUW 配管)

#### 4. 結果

詳細化した各 LOCA の事象進展の違いをイベントツリ ーに反映することで事故シーケンスの網羅性が向上し, リスク情報活用に資する事故シーケンスを構築できた。

一方,詳細化によりモデルが肥大するため,定量化結 果を踏まえイベントツリーの統合・簡略化について今後 検討していく^[1]。



図1 格納容器内LOCAの破断配管高さによるパターン分類

[1] 富安亮太,前田佳祐,山岸昇平他,日本原子力学会 2017 年 秋の大会 (2C13, 2C14, 2C15)

*Shunsuke Tanno¹, Shohei Yamagishi¹, Ryota Tomiyasu¹, Teruyoshi Sato¹, Toshiteru Saito¹, Masayuki Hiraide² and Toshinobu Kita²

¹Tepco Systems Corporation, ²Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

参考文献

# 柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 (6) 格納容器外 LOCA と内部溢水 PRA の評価範囲の検討

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(6) Scope of LOCA outside PCV and internal flooding PRA

*園山 紘明¹, 山岸 昇平¹, 富安 亮太¹, 丹野 俊祐¹, 佐藤 輝和¹, 齋藤 寿輝¹,

平出 真之², 喜多 利亘²

1(株)テプコシステムズ,2東京電力ホールディングス(株)

内的事象運転時レベル 1PRA 高度化では起因事象として ISLOCA 及び高エネルギ配管破損(HELB)を抽出 したが,これらは格納容器外 LOCA であり溢水に伴う間接的な影響が発生しうる。このため,内的事象の 格納容器外 LOCA で取り扱う配管の評価範囲と内部溢水 PRA における評価範囲について整理した。

### キーワード: PRA, 内部溢水 PRA, 格納容器外 LOCA

# 1. 緒言

既往の PRA モデルにおける格納容器外 LOCA では, 配管破断を想定する系統の機能喪失のみを評価に考慮していた。一方,内的事象レベル IPRA モデル高度化における格納容器外 LOCA では,配管破断を想定する系統機能喪失に加え,配管破断に伴う溢水事象による他系統への間接的影響も考慮する。しかしながら,配管破断時の間接的影響は内部溢水 PRA における評価対象事象でもある。本稿では,格納容器外 LOCA と内部溢水 PRA における各々の評価対象範囲の検討結果について報告する。

### 2. 評価範囲の判定基準及び結果

格納容器外 LOCA と内部溢水 PRA の評価対象範囲は、LOCA を「原子炉圧力容器に接続している配管破断により、直接的に原子炉のパラメータの変動を誘発する事象」と捉えることにより、図1のとおりに差別化した。また、溢水①に分類された事象において、原子炉及び格納容器の応答に影響を与える「溢水による S/P 水位低下」が新たに抽出できたことから、今後、この扱いも検討し、モデルを構築していく。



#### 図1 格納容器外 LOCA と内部溢水 PRA の評価範囲

^{*}Hiroaki Sonoyama¹, Shohei Yamagishi¹, Ryota Tomiyasu¹, Shunsuke Tanno¹, Teruyoshi Sato¹, Toshiteru Saito¹, Masayuki

#### Hiraide² and Toshinobu Kita²

¹Tepco Systems Corporation, ²Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

# 原子力施設における地震・地震起因内部溢水のマルチハザードに関する 動的リスク評価

Dynamic Risk Analysis on Multi-hazards of Seismic and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Installation

> *張 承賢,山口 彰 東京大学

地震による原子力発電所タービン建屋の内部溢水事象に対して連続マルコフ過程モンテカルロ法(CMMC法) を用いることで、時間進展による水位上昇を考慮した安全設備の機能損傷確率と複数の地震動を考慮した 機能損傷確率を求める手法を構築した。これらをフォールトツリーに組み込むことで、原子力プラントに おける地震と地震起因内部溢水事象のマルチハザードに関する動的リスク評価を行った。

キーワード:マルチハザード、地震起因内部溢水事象、動的リスク評価

1. 緒言 2つ以上の複合事象に対するリスク評価は、事象進展が複雑であるため、事故シナリオを定量的 に評価することが困難である。例えば、地震と地震起因の内部溢水による事故の場合、地震と内部言溢水 のどちらかの影響度が強い場合、事象進展は、影響度が強い事象の影響を受けると考えられるが、両方と も強い影響度を持つ場合、事象進展を評価することは困難である。従って本研究では、原子力発電所のタ ービン建屋と対象に内部溢水シナリオ評価モデル[1]と地震フラジリティモデルを用いて、炉心損傷確率と 炉心損傷まで至る猶予時間を評価することでマルチハザード時におけるリスク評価を行った。

2. 地震・内部溢水の複合事象評価モデル 内部溢水事象発生時に安全上重要な設備の機能喪失確率は水 位上昇に伴い変化する。溢水伝播経路を考慮し、時間進展による水位変化を把握できれば、炉心損傷に至 るまでの時間猶予を評価することが可能となる。本研究では、タービン建屋内の非耐震性配管の地震起因 の内部溢水事象を仮定し、CMMC 法を用いて時間進展による水位上昇を考慮した安全設備の内部溢水損傷確 率を求めた。また現実的耐力及び現実的応答を用いたフラジリティ評価[2]を行い、複数の地震動レベルに 応じた各設備の損傷確率を求めた。これらを各設備の機能喪失確率のフォールトツリーに組み込むことで、 炉心損傷確率の時刻歴変化と起因事象の発生から炉心損傷に至るまでの猶予時間の評価を行った。



図1複数の地震動における炉心損傷確率の変化を示す。地震動が小さい場合、炉心損傷確率は内部溢水事 象によって時間進展とともに増加することに対し、地震動が大きい場合、地震の影響によって炉心損傷の 確率が早期に高いことが確認できる。図2の炉心損傷までの猶予時間を評価から炉心損傷確率の値に依ら ず、炉心損傷までに至る時間の上限は1600秒程度である。これは、内部溢水事象によるものである。一方、 地震動が大きくなるにつれ余裕時間は短くなることが確認できる。この結果から、地震動が弱い場合は、 事象進展は内部溢水が支配的になり、地震動が強くなるほど、地震が支配的になることが確認できる。 3. 結論 本研究では、内部溢水及び地震の複合事象に対して時間進展と複数地震動を考慮したシナリオ定 量化を行った。各部屋内の時間進展による水位変と複数の地震動モードによる安全設備の機能損傷確率を 評価することで地震によって生じる固有な内部溢水シナリオについて評価を行うことが可能となった。更 に内部溢水の漏えい条件を変えることで、より多様で複雑な事故シナリオを定量化することが可能である。

#### 参考文献

[1] 張 承賢他、原学会 2016 年秋の大会、N21、2016、 [2] 日本原子力学会標準、AESJ-SC-P006:2007

*Sunghyon Jang, Akira Yamaguchi

The University of Tokyo

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

# [3B09-13] Light Water Reactor Safety Assessment

Chair: Kenta Murakami (Nagaoka Univ. of Tech.) Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 4:05 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[3B09] Development of Reduced Order Model of Severe Accident Analysis Code for Probabilistic Safety Margin Analysis

*Masaki Matsushita¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Takumi Kitao² (1. Nagoya University,

2. Nuclear Engineering Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

- [3B10] Flood propagation analysis for internal flood PRA by using Apros code *Tomomichi Itoh¹, Yoshikane Hamaguchi¹, Tamio Koriyama¹ (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)) 3:00 PM - 3:15 PM
- [3B11] Flood propagation analysis for internal flood PRA by using Apros code *Yoshikane Hamaguchi¹, Tomomichi Itoh¹, Tamio Koriyama¹ (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)) 3:15 PM - 3:30 PM
- [3B12] The characteristics of concrete after high temperature exposures simulating severe accident

*Nhut Vu Luu¹, Thi Mai Dung Do¹, Kenta Murakami¹, Masahide Suzuki¹, Tomonori Yamada², Shibata Takuya² (1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency) 3:30 PM - 3:45 PM

[3B13] Evaluation of the effect of irradiation on the fracture boundary of fuel cladding under LOCA conditions

*Takafumi Narukawa^{2,1}, Akira Yamaguchi¹, Sunghyon Jang¹, Masaki Amaya² (1. UTokyo, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

# 確率的安全余裕評価に向けた過酷事故解析コードの低次元モデルの開発

Development of Reduced Order Model of Severe Accident Analysis Code

for Probabilistic Safety Margin Analysis

*松下 柾輝', 遠藤 知弘', 山本 章夫', 北尾 卓己2

¹名古屋大学,²原子力エンジニアリング

確率的安全余裕評価に向けて、過酷事故解析コード(MAAP, RELAP/SCDAPSIM)による事故進展結果を入力 パラメータの内挿により推定する低次元モデル(Reduced Order Model: ROM)を開発した。本発表では、MAAP の全交流電源喪失+冷却機能喪失の事故シナリオにおける1次系圧力変化を再現する ROM の結果を示す。

# キーワード: ROM, 特異値分解, 過酷事故解析, MAAP

### 1.緒言

原子力発電所の過酷事故のリスク評価は、福島第一原子力発電所の事故以降、最重要項目となっている。 近年、事故進展の時間依存性や従属性を考慮したリスク評価手法として CMMC カップリング手法が適用さ れた[1]。文献[1]では多数の事故シナリオを計算するために、原子炉内の物理現象に対して大幅な近似を施し た高速な簡易コードを用いている。リスクの定量評価のためには、精緻な物理現象の考慮が望まれるが、計 算コストが問題となる。そこで本研究では、詳細な物理現象を考慮した過酷事故解析コード MAAP の解析結 果を高速に再現する ROM の作成を行った。

#### 2.解析

MAAP の入力パラメータの1つである崩壊熱に対して、相対標準偏差 10%の正規分布を仮定し、73回ラ ンダムサンプリングを実施した。1サンプル当たりの解析結果は、時間ステップ 200s で、事故発生後 29800.5 sまでの150個のプラントパラメータの経時変化のデータとなる。サンプリングした解析結果を用いて73×150 の時系列データの行列を作成した。この行列に対して特異値分解を用いた低ランク近似を実施した。右特異 ベクトルは経時変化データの時間に関する基底を示し、左特異ベクトルと特異値の積はその基底に対応する 展開係数を示す。ランダムサンプリングした崩壊熱と展開係数との相関を用いて ROM を作成した。ランダ ムサンプリングしていない崩壊熱での ROM による結果と MAAP による解析結果と比較した。

#### 3.結果・考察

PWR の全交流電源喪失+冷却機能喪失における1次系 圧力変化について、ROM による結果と MAAP による解 析結果の比較を図1に示す。崩壊熱の値は、核データ不確 かさにより平均値に比べて1.08 倍だけ高いとした。ROM で考慮した基底は150 個のうち3 個のみだが、1次系圧 力の時間変化を概ね評価できている。この理由は、考慮し た基底3 個は、MAAP による解析結果の傾向を97%以上 網羅することができるからである。しかし、圧力容器が破 損し、格納容器内圧力まで1次系圧力が減少する部分に ついては再現性があまり良くない。考慮する基底の数を 増やせば、この部分における再現性も向上すると考えられる。



図1:ROM による1次系圧力変化の推定

#### 参考文献

[1] S. Otsuki, T. Endo, A. Yamamoto, "Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Model for PWR Using Simplified Plant Simulation Method," Proceedings of ICAPP 2017, Fukui and Kyoto, Japan, April 24–28, 2017 (2017). [CD-ROM]

* Masaki MATSUSHITA¹, Tomohiro ENDO¹, Akio YAMAMOTO¹, Takumi KITAO²

¹Nagoya Univ., ²Nuclear Engineering, Ltd.

# Apros コードを用いた内部溢水 PRA のための溢水伝播解析 (1)溢水伝播解析モデルの整備

Flood propagation analysis for internal flood PRA by using Apros code

(1) Development of flood propagation analysis models

*伊東 智道¹, 濱口 義兼¹, 郡山 民男¹

1原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

精度の高い内部溢水 PRA を実施するため、汎用熱水力解析コード Apros を用いて、水、蒸気等の伝播を 考慮した溢水伝播解析モデルを整備した。

溢水伝播の影響を直接プラントの応答に反映できるように、溢水伝播解析モデルは、原子炉周りの体系 及び制御系モデルに建屋の体系モデルを結合させたプラント全体を評価対象とした。

キーワード:確率論的リスク評価, Apros, 内部溢水, 溢水伝播解析

### 1. 緒言

原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、内部溢水事象に対する原子炉施設のリスクを把握するため、内部溢水 PRA 手法を整備している。この一環として、原子炉施設内の溢水の伝播を把握するため、熱水力解析コード Apros[1]を用いて、原子炉施設の各建屋を対象に、水、蒸気等の伝播を考慮できる溢水伝播解析モデルを整備した。

#### 2. 溢水伝播解析モデルの整備

代表的な4ループ PWR プラントを対象に、Apros を用いて溢水伝 播解析モデルを整備した。溢水伝播解析モデルは、原子炉のモデル、 原子炉周りのモデル及び建屋のモデルで構成される。

原子炉のモデル及び原子炉周りのモデルは、2 相流6 方程式モデル を用い、原子炉、ポンプ、弁等の体系モデルと原子炉、ポンプ、弁 等の制御系モデルとを組合せた。

建屋のモデルでは、建屋内の1つの区画を1つのノードとして模

擬し、ドア等の開口部を溢水の流路として設定した。またすべての区画には伝熱構造体としてコンクリートを模擬した壁を想定し、熱は系外へ放出されるとした。建屋モデルについては、集中系モデル(Lumped parameter approach)を採用し、計算速度の高速化を図った。種々の溢水伝播を解析するため、建屋モデルは原子炉建屋等の約 300 個の区画を対象に原子炉施設全体を模擬した。

図 1.に示すように、原子炉のモデル、原子炉周りのモデル及び建屋のモデルを統合し、溢水伝播により 影響を受ける機器の機能喪失をモデル化することで、溢水によるプラント応答への影響を解析できるモデ ルを整備した。

#### 3. 結論

代表的な4ループPWRプラントを対象に、水、蒸気等の伝播を考慮した溢水伝播解析モデルを整備した。 この溢水伝播解析モデルを用いることで、次報で述べるように、内部溢水 PRA に必要な溢水の影響を把握 できるようになった。

#### 参考文献

[1] Jari Lappalainen et al., "Dynamic process simulation as an engineering tool – A case of analysing a coal plant evaporator," VGB Powertech Vol. 92 page 62 to 68 (2012).

[2] Jarno Kolehmainen, "Modelling of hydrogen stratification and gas mixing in containment using the APROS code," Master's thesis, Lappeenranta University of Technology, 2014

*Tomomichi Itoh¹, Yoshikane Hamaguchi¹ and Tamio Koriyama¹

¹ Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)



図 1. 解析モデルの概要図

# Apros コードを用いた内部溢水 PRA のための溢水伝播解析 (2) 内部溢水 PRA のための溢水伝播解析結果

Flood propagation analysis for internal flood PRA by using Apros code

(2) Results of flood propagation analysis for internal flood PRA

*濱口 義兼 ¹, 伊東 智道 ¹, 郡山 民男 ¹

1原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

精度の高い内部溢水 PRA を実施するため、汎用熱水力解析コード Apros を用いて整備した溢水伝播解析 モデルを用いて溢水伝播解析を実施した。溢水伝播解析の対象は、これまでの内部溢水 PRA においてリス ク上重要と判断した溢水シナリオとした。この結果、内部溢水 PRA に必要な機器機能喪失の情報等を得た。 **キーワード**:確率論的リスク評価, Apros, 内部溢水, 溢水伝播解析

### 1. 緒言

原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、内部溢水事象に対する原子炉施設のリスクを把握するため、内部溢水 PRA 手法を整備している。この一環として、原子炉施設内の溢水の伝播を把握するため、熱水力解析コード Apros[1]を用いて整備した前報の溢水伝播解析モデルを用いて溢水伝播解析を実施した。

#### 2. 溢水伝播解析結果

#### 2-1. 解析対象

溢水伝播解析の対象は、原子炉トリップを引き起こす事象 であるインターフェイスシステム LOCA、主給水管破断、主 蒸気管破断及び原子炉補機冷却水系配管破断、並びに原子炉 トリップを引き起こさないがリスク上重要である補助給水配 管破断等による溢水[2]とした。

#### 2-2. 結果の整理

代表的な PWR プラントを対象にした解析結果から、高温の 水又は蒸気を内包する配管破断を考慮した内部溢水 PRA で必 要となる水位変化、温度変化及び湿度変化を前報の区画毎に 整理した。また、水位変化、温度変化及び湿度変化に伴い機 能喪失する機器及び機能喪失する時間を整理した。図 1.にイ ンターフェイスシステム LOCA 時の溢水発生区画及びその周 辺の主な区画の温度変化を示す。また、図 2.に示すように、 温度変化、圧力変化等について平面図を用いて溢水伝播の影 響を把握できるようにした。



図 1. 主な区画の温度変化例



#### 3. 結論

代表的な PWR プラントを対象にした溢水伝播解析の結果から、内部溢水 PRA に必要な機器機能喪失の 情報、各区画の温度変化等を整理でき、精度の高い内部溢水 PRA を実施することが可能になった。

#### 参考文献

- [1] Jari Lappalainen et. al., "Dynamic process simulation as an engineering tool A case of analysing a coal plant evaporator," VGB Powertech Vol. 92 page 62 to 68 (2012).
- [2] 郡山民男他, 「軽水炉を対象にした内部溢水レベル1PRAモデルの整備」, 2C11, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 2017 年9月

^{*} Yoshikane Hamaguchi¹, Tomomichi Itoh¹ and Tamio Koriyama¹

¹ Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

# The characteristics of concrete after high temperature exposures simulating severe accident

*Nhut Vu Luu¹, Dung Do-Thi-Mai¹, Kenta Murakami¹, Masahide Suzuki¹,

Tomonori Yamada², Takuya Shibata²

¹Nagaoka Univ. of Tech., ²Japan Atomic Energy Agency

This study aims to investigate the thermal degradation in concrete specimens by using microstructural and chemical analysis techniques, and apply ultrasonic method to detect the thermal damage. Ultrasonic test successfully detected the damage level in concrete samples and an empirical relationship between ultrasonic velocity and mechanical properties was obtained.

Keywords: severe accident, thermal degradation, ultrasonic pulse velocity

#### 1. Introduction

The integrity of concrete structures in nuclear power plants has risen as a major issue in recent years. This is due to the needs to assess the safety of structures after the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station for decommissioning process. In order to be able to assess the current state of concrete structures, understanding degradation mechanism and developing appropriate test methods for on-site application are required. For that reason, this study primarily focuses on the effect of high temperatures aimed to enhance the knowledge of degradation mechanism due to thermal exposure.

### 2. Material and Experiments

The cylindrical concrete samples with size of  $\phi$  100 x 200 mm were prepared. The samples were heated to various temperatures (105, 200, 400, 600, 700 and 800°C) to simulate the severe accident condition. Subsequently, the samples were tested for determining damage level using ultrasonic pulse velocity method and for measuring the residual compressive strength and the Young's modulus. Microstructure of these samples was also observed by various methods.

#### 3. Results

The change of Young's modulus and velocity with temperature showed a very similar trend, as shown in the figure 1. At 105°C, the decrease of mechanical properties could be associated with the water loss in the cement paste. Between 105°C and 400°C, although no chemical decomposition occurs, the continuous decrease can be related to the dehydration of hydrated products in the cement paste, leading to form the microcracks. After 400°C, the decomposition of Ca(OH)₂ and C-S-H started between 400-500°C and beyond 600°C, respectively, which must be the main reasons for the loss of Young's modulus, and that leads to reduce the wave velocity.

The linear regression equation for describing the relationship between Young's modulus, E and velocity,  $V_p$  is given as:  $V_p = 90.4* \text{ E} + 1629.4$ , with R² = 0.97





# LOCA 時の燃料被覆管急冷破断限界に及ぼす照射影響の評価

Evaluation of the effect of irradiation on the fracture boundary of fuel cladding under LOCA conditions

*成川隆文^{1,2},山口彰¹,張承賢¹,天谷政樹²

1東京大学,2原子力機構

統計モデルにより評価した非照射の水素添加ジルカロイ-4 被覆管の冷却材喪失事故(LOCA)時急冷破断 限界と高燃焼度燃料被覆管のLOCA 模擬急冷破断試験結果の文献値を比較した結果、燃焼度 66-76 GWd/t の燃料被覆管の急冷破断限界は、照射の影響で非照射材に比べ著しく低下することはないと考えられた。

キーワード: LOCA, ジルカロイ-4, 高燃焼度燃料被覆管, 急冷破断限界, 照射影響, 不確かさの定量化

#### 1. はじめに

燃焼の進んだ燃料被覆管の冷却材喪失事故(LOCA)時の急冷破断限界の不確かさを定量的に評価するため、著者らは通常運転中に生じる被覆管の水素吸収を模擬して水素を添加した非照射ジルカロイ-4被覆管に対する LOCA 模擬急冷破断試験の報告値^[1]に対し統計解析を実施し、等価被覆酸化量(ECR)及び初期 水素濃度を説明変数とした急冷破断確率評価モデルを構築してきた。本研究ではこのモデルにより評価した非照射の水素添加ジルカロイ-4被覆管の不確かさを考慮した急冷破断限界と、文献にて報告されている 高燃焼度燃料被覆管の LOCA 模擬急冷破断試験結果^[2]とを比較し、燃料の燃焼度が急冷破断限界に及ぼす 影響のうち、照射による影響を評価した。

### 2. 評価に用いた急冷破断確率評価モデルの概要

本研究で用いた急冷破断確率評価モデルは、非照射の水素添加ジルカロイ-4 被覆管に対する LOCA 模擬 急冷破断試験により得られた被覆管の破断ないし非破断に関する二値データの報告値^[1]に対して、一般化 線形モデルである log-probit モデルを改良し得られた改良 log-probit を用いたベイズ推定による回帰分析を 実施し、Baker-Just 酸化速度式^[3]より求めた同試験実施時の ECR、及び同試験実施前の被覆管水素濃度を 説明変数として構築したものである。本研究では、このモデルにより評価した急冷破断確率 5%の 95% 信頼 水準を、不確かさを考慮した急冷破断限界(以下、急冷破断限界)と定義した。

#### 3. 結果及び考察

改良 log-probit モデルにより評価した急冷破断限界を、 高燃焼度 PWR 及び BWR 燃料被覆管 (燃焼度 66-76 GWd/t) に対する LOCA 模擬急冷破断試験結果の文献値^[2]と比較し た。その結果を図 1 に示す。図中の実線、濃い灰帯及び薄 い灰帯はそれぞれベイズ信頼区間の中央値、50%区間及び 95%区間であり、上記モデルで評価した急冷破断限界を示 している。この図より、非照射の水素添加ジルカロイ-4 被 覆管の急冷破断限界に相当する酸化条件において上記の高 燃焼度燃料被覆管は破断していないことが分かる。すなわ ち、燃料被覆管の LOCA 時急冷破断限界は、燃焼度 66-76 GWd/t においても非照射の水素添加ジルカロイ-4 被覆管の それと比べ、照射の影響によって著しく低下することはな いと考えられる。



#### 参考文献

[1] Nagase F. and Fuketa T. JNST, 2005; 42: 209-218. [2] Nagase F. et al. JNST, 2009; 46: 763-769. [3] ANL-6548.

*Takafumi Narukawa^{1,2}, Akira Yamaguchi¹, Sunghyon Jang¹, and Masaki Amaya²
¹UTokyo, ²JAEA

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

# [3C01-04] Blanket and Molten Salt Materials

Chair: Eiji Hoashi (Osaka Univ.) Wed. Mar 28, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room C (R1-211 -R1 Building)

[3C01] Long-Term Evaluation test of Lithium-6 Enrichment Technology using Lithium Ionic Superconductor

*Tsuyoshi Hoshino¹ (1. QST)

9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Numerical analysis for the condition of Lithium isotope separation using ionic conductor

*Keita Kobayashi¹, Tsuyoshi Hoshino¹ (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

9:45 AM - 10:00 AM

[3C03] Lithium vaporization behavior of  $Li_8ZrO_6$  under typical use conditions for tritium breeders of thermonuclear fusion reactors

*Kiyoto Shin-mura¹, Shunsuke Honda¹, Tsuyoshi Hoshino², Kazuya Sasaki¹ (1. Hirosaki Univ., 2. QST)

10:00 AM - 10:15 AM

[3C04] Change in Thermal Conductivity of Molten Salt by Mixing Fine Particles *Yoshitaka Ueki¹, Naoyuki Fujita¹, Masahiko Shibahara¹ (1. Osaka University) 10:15 AM - 10:30 AM

# イオン伝導体によるリチウム同位体分離技術の長時間評価試験

Long-Term Evaluation test of Lithium-6 Enrichment Technology using Lithium Ionic Superconductor

# *星野 毅1

### 1量研

リチウムイオン伝導体を Li 同位体分離膜として用い、核融合燃料製造に必須な ⁶Li を、天然同位体比の 水酸化リチウム(LiOH)水溶液から分離回収する試験を 132 日間行った結果、⁶Li 同位体分離係数は最大約 1.06 と、海外にて実用化されていると考えられる水銀アマルガム法の 1.06 と同等の、高い値が得られた。

キーワード: リチウム 6 濃縮、リチウム同位体分離、リチウムイオン伝導体、リチウム分離膜、トリチウ ム増殖材料

### 1. 緒言

核融合炉の燃料として必要なトリチウムは、リチウム 6(⁶Li)と中性子との核反応により生産する。しかし ながら、天然のリチウム(Li)には ⁶Li が最大で約 7.8%(残りはリチウム 7(⁷Li))しか存在せず、核融合炉の定 常運転には、⁶Li の存在比を約 90%に濃縮した Li が必要となる。これまで、⁶Li は ⁷Li より移動度が高い原 理を利用し、リチウムイオン伝導体を ⁶Li 分離膜とした、⁶Li 分離回収の基盤技術を確立した。本発表では、 長時間試験時における ⁶Li 同位体分離係数の時間依存性に関する評価結果を報告する。

#### 2. 実験

天然同位体比の Li 含有溶液として、0.1M の LiOH 水溶液 10L を原液として用い、リチウムイオン伝導体 に電圧を 5V 印加し、Li を原液側から回収液側へ移動させた後、回収液中の ⁶Li の割合を分析し、⁶Li 同位 体分離係数を評価した。

#### 3. 結論

Liイオン伝導体 Li_{0.29}La_{0.57}TiO₃(LLTO)を⁶Li 分離膜とし、132 日間の⁶Li 分離回収試験を 行った結果、天然同位体比を有する Li 原液か らの Li 回収率が 47.6%時においても、高い ⁶Li 同位体分離係数(約 1.05)が得られ(図 1)、 計算シミュレーション等から予測される同 位体拡散定数比の平方根(D₆/D₇)^{1/2}に近い値を 得た。また、⁶Li の割合は天然比の 7.8%を大 きく上回る約 8.0%を維持しており、安定的 に⁶Li 同位体を分離回収可能な有望で技術で あることを明らかにし、革新的⁶Li 分離回収 法としての基盤技術の確立に見通しを得た。



(Li回収率47.6%においても高い分離係数1.05を示す)

*Tsuyoshi Hoshino ¹QST

# イオン伝導体を用いたリチウム同位体分離条件に対する数値解析

Numerical analysis for the condition of Lithium isotope separation using ionic conductor *小林 恵太¹, 星野 毅¹

#### ¹量研

リチウムイオン伝導体を分離膜としてリチウム含有溶液からリチウム回収を行うことにより、リチウム6 とリチウム7の同位体分離を行うことが可能になる。この時、溶液中に含まれるプロトン、ナトリウム等 の一価イオンが回収効率の阻害要因となる。今回、マテリアルインフォマティクス的な手法により、表面 が他元素で交換されにくいイオン伝導体の解析、及び探索を行った。

**キーワード**: リチウム 6 濃縮、リチウム同位体分離、リチウムイオン伝導体、第一原理計算、トリチウム 増殖材料

# 1. 緒言

リチウムイオン伝導体を分離膜として用い、Li 含有溶液から ⁶Li と ⁷Li の同位体分離を行うことが可能 となるが[1]、リチウム回収効率は Li 含有溶液中に含まれるプロトン(H)やナトリウム(Na)等の他元素の 影響を受ける。このため、効率よく同位体分離を行うためには、リチウム吸着選択性の高いリチウムイオ ン伝導体が望まれる。本発表では古典力場+第一原理計算と機械学習を組み合わせた、マテリアルインフ オマティクス的な手法により、イオン伝導体表面が H や Na に交換されにくいイオン伝導体の探索を行った。

#### 2. 手法

第一原理計算データーベース Material Project から Li,O を含有する 3,4 元系化合物、約 9000 の結晶構 造を対象とした。約 9000 件の中からリチウムイオン伝導体として機能し得る物質をスクリーニングする必 要がある。ここでは、古典力場により Li イオン伝導における活性化エネルギーの簡易計算を実行し、約 9000 件の中から高い活性化エネルギー、分解エネルギーを持つものを除外した 2386 構造を評価の対象と した。次に、2386 構造から 469 構造をランダムに選び出し、第一原理計算により、H,Na に関するイオン 交換エネルギーの計算を行った。イオン交換エネルギーを目的変数とし、電気陰性度、原子半径、動径分 布関数等を記述子とした重回帰分析を行い、イオン交換性能の予測モデルを機械学習により作成した。

#### 3. 結論

第一原理計算データーから Li-H(Na)イオン交換エネルギーに対する予測モデルを構築した。交差検証の結果 Li-H、Li-Na 交換予測モデルの R² 決定係数は約 0.75、0.65 となり予測能のあるモデル構築が可能であることを確かめた。また、予測モデルから未計算 1917 構造に対するイオン交換エネルギーを算出したところ、第一原理計算データーの分布を再現していることを確認した(右図)。



左図:第一原理計算により計算した469構造に対するLi·Hイ オン交換エネルギーとその頻度.。右図:未計算1917構造に 対し予測モデルから算出されたLi·Hイオン交換エネルギー とその頻度。

#### 参考文献

[1] 「イオン伝導体による革新的リチウム同位体分離技術の開発」,星野毅,日本原子力学会2017年秋の大会

*Keita Kobayashi¹, Tsuyoshi Hoshno¹ ¹QST

# 熱核融合実験炉トリチウム増殖材料の中心的使用条件における LisZrO₆の リチウム蒸発挙動

Lithium vaporization behavior of  $Li_8ZrO_6$  under typical use conditions for tritium breeders of

thermonuclear fusion reactors

*新村 潔人¹,本多 駿資¹,星野 毅²,佐々木 一哉¹ ¹弘前大学大学院,²量研機構

高いリチウム原子密度を有するトリチウム増殖材料として有望な LisZrO₆の、320℃・0.1% H₂/He 気流中におけるリチウム種の蒸発挙動と熱化学的安定性を評価する。

キーワード:LisZrO6,トリチウム増殖材料,リチウム蒸発,熱核融合炉

### 1. 緒言

核融合原型炉用のトリチウム増殖材料としては、Li_{2+x}TiO₃[1]が第一候補材料であるが、Li₈ZrO₆はリチウ ム原子密度が高く、トリチウム増殖比の観点ではより優れた材料である。一方、Li₈ZrO₆焼結体の実使用環 境下での健全性の解明が望まれる。そこで本研究では、トリウム増殖材料が晒される代表的な環境下(320℃、 0.1% H₂/He 気流)にLi₈ZrO₆焼結体を保持し、リチウム種の蒸発挙動と熱化学的安定性を評価する。

#### 2. 実験方法

Li₂CO₃ 粉末と ZrO₂ 粉末を 5/1 (mol 比) で混合・粉砕し、酸素分圧制御下の固相反応[2]により Li₈ZrO₆ 粉末を合成した。得られた Li₈ZrO₆ 粉末を酸素中 1100℃・1 h で焼結し、直径約 5 mm、高さ約 2.6 mm の焼 結体を作製した。本焼結体を、内径 42 mm の管状炉内で 320℃ で 0.1%H₂/He 気流 (10 ml/min [室温流量]) 中に保持し、所定時間後に熱処理を中断し、電子天秤で質量変化を測定した。また、測定後の焼結体を硝 酸に溶解後、ICP 発光分光法による Li と Zr の濃度分析を行い、Li 種の蒸発速度に関する評価も行った。 更に、一定時間の熱処理ごとにおける相変化を、粉末 X 線回折分析により調べた。

### 3. 実験結果および結論

作製した焼結体は、Li₈ZrO₆とLi₂Oの混合体となり、試料中のLi/Zr比は約10/1(mol)であった。試料

重量は、320°C・0.1%H₂/He 気流中での熱処理開始直後に急増し、一 定値に近づいた(Fig. 1)。本挙動を考察したところ、熱処理の間に Li₂O が実験体系内の水蒸気(0.1%H₂/He 混合ガス中の不純物 H₂O) と反応して LiOH・H₂O を生成しており、この質量増加は LiOH・H₂O 生成によると推定される。しかし、この間に Li/Zr 比は変化しなかっ た(Fig. 2)。したがって、本研究では、不純物水蒸気の影響で LiOH・ H₂O が生成したが、320°C・0.1%H₂/He 気流中では Li₈ZrO₆ からの Li 種の蒸発は極めて少なく、Li₈ZrO₆ 焼結体が高い Li 原子密度を維持で きるであろうことが確認された。

#### 参考文献

T. Hoshino, et al., Fusion Engineering and Design, 82 (15-24), 2269-2273 (2007).
 K. Shin-mura, et al., Fusion Engineering and Design, 109-111, 1739-1743 (2016).

*Kiyoto Shin-mura¹, Shunsuke Honda¹, Tsuyoshi Hoshino² and Kazuya Sasaki¹

¹ Hirosaki Univ., ²QST.



# 微粒子混合による溶融塩の熱伝導率変化

Change in Thermal Conductivity of Molten Salt by Mixing Fine Particles

*植木 祥高¹,藤田 尚之¹,芝原 正彦¹

1大阪大学大学院機械工学専攻

溶融塩は核融合ブランケットの冷却材の候補として見込まれているが,熱エネルギー取り出しの効率化 には伝熱促進技術が不可欠である.溶融塩にナノスケールの微粒子を混合することにより熱伝導率の変化 を実験的に調査し,熱物性改善による伝熱促進の実現可能性を検討した.

キーワード:溶融塩,熱伝導率,微粒子

1. **緒言** 溶融塩は高温環境にて使用可能であるといった利点を有するものの,高プラントル数流体である 点が熱媒体として使用するに主たる障害となる.このような背景のもと,球充填管を用いた流動攪拌によ る既存の手法とは大きく異なる伝熱促進手法として,ナノスケールの微粒子を溶融塩に混合することによ り熱伝導率といった物性を改善することを検討した.

2. 計測手法 熱伝導率測定にはアルミナの電気絶縁被膜を施した金属細線を用いる非定常細線法を使用 した[1].本研究のように異なる長さの2本の白金細線を用いる場合,ホイートストンブリッジ回路を内部 構造に含む測定回路を用いた.これにより白金細線の抵抗値の時間変化をホイートストンブリッジ回路の 非平衡電位差の時間変化として検出した.本研究において用いた白金細線の長さは0.06 m と 0.03 m であり, 直径は共に50 µm である.試料セルには試料温度の均一性を確認するために,高さの異なる複数点に熱電 対を挿入して熱伝導率測定時の温度を計測した.溶融塩にナノ粒子を混合することにより有効熱伝導率が 上昇するか実証を行うことを目的に,ナノ粒子を懸濁する溶融塩試料にはフッ化物溶融塩の代替流体とし て HTS (Heat Transfer Salt: 40 wt% NaNO₂, 7 wt% NaNO₃, and 53 wt% KNO₃)をベース流体として使用した.ナ ノ粒子には腐食耐性に優れ,ベース流体と比較して熱伝導率が良好なシリコンカーバイド(SiC)の公称粒径 は 100 nm 未満のものを用い,粒子体積密度を0.72%とした.各試料における熱伝導率の温度依存性を調査 した(図 1).測定試料が非均一化する融点近傍領域を除く200-250℃の試料温度領域にてナノ粒子を混合し た場合にはベース流体と比べ約 1.5 倍の熱伝導率の上昇を得ることが明らかとなった.また,200-250℃の

試料温度領域にて温度上昇に伴うナノ粒子混合試料の熱伝導率の 変化率は概ねベース流体のものと同等の傾向を示した.本結果は ナノ粒子が輸送する熱エネルギーは,試料温度が変化しても概ね 変化しないことを示していると考えられる.

3. 結論 本研究では,溶融塩に熱伝導率が良好なナノ粒子を混合 することにより有効熱伝導率を向上させることが可能であること を実証した.上記の結果を踏まえて,材料共存性が良好な SiC ナ ノ粒子をフッ化物溶融塩に混合することにより同様に熱伝導率の 上昇を見込まれると考えられる.



#### 参考文献

[1] Y. Ueki, et al., "Thermal Conductivity of Molten Salt-Based Nanofluid", AIP Advances, 7(5) 055117 (2017).

*Yoshitaka Ueki¹, Naoyuki Fujita¹ and Masahiko Shibahara¹

¹Osaka Univ.
Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

### [3C05-09] Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys and SiC

Chair: Takuya Nagasaka (NIFS)

Wed. Mar 28, 2018 10:35 AM - 11:55 AM Room C (R1-211 - R1 Building)

[3C05] Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications

> *Shuhei Nogami¹, Shotaro Watanabe¹, Takaya Hattori¹, Jens Reiser², Michael Rieth², Kohei Tsuchida¹, Takeshi Miyazawa¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. KIT) 10:35 AM - 10:50 AM

[3C06] Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications

> Takaya Hattori¹, Shuhei Nogami¹, Shotaro Watanabe¹, Jens Reiser², Michael Rieth², Kohei Tsuchida¹, Takeshi Miyazawa¹, *Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. KIT) 10:50 AM - 11:05 AM

### [3C07] Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications

*Shotaro Watanabe¹, Shuhei Nogami¹, Takaya Hattori¹, Jens Reiser², Michael Rieth², Kohei Tsuchida¹, Takeshi Miyazawa¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. KIT) 11:05 AM - 11:20 AM

[3C08] Recrystallization behavior of hot-rolled tungsten plates by hightemperature thermal history

*Takeshi Miyazawa¹, Kohei Tsuchida¹, Shuhei Nogami¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku University)

11:20 AM - 11:35 AM

### [3C09] Evaluation of Interlaminar Strength of NITE-SiC/SiC Composites with Laminated Fiber Reinforced Structure

*Joon-Soo Park¹, Jong-II Kim², Naofumi Nakazato¹, Hirotatsu Kisimoto¹, Takashi Nozawa³ (1. OASIS, Muroran Institute of Technology, 2. Graduate School of Engineering, Muroran Institute of Technology, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST))

11:35 AM - 11:50 AM

### 核融合炉用タングステン合金の熱機械特性 (1) 純タングステンの熱機械特性と合金開発の概要

Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications

(1) Thermo-mechanical Properties of Pure Tungsten and Overview of Alloy Development

*野上 修平¹, 渡邊 捷太郎¹, 服部 剛弥¹, Jens Reiser², Michael Rieth²,

土田 航平1, 宮澤 健1, 長谷川 晃1

1東北大学,2カールスルーエ工科大学

核融合炉用タングステン(W)には、DBTTの低減など熱機械特性の向上が求められる。本発表では、異なる方法で製作された純Wの引張特性および衝撃特性と、開発した各種W合金の概要について報告する。

キーワード:タングステン,衝撃特性,引張特性,結晶粒組織,カリウムドープ,レニウム添加

### 1. 緒言

タングステン(W)は、融点、熱伝導率およびスパッタリング耐性などの観点から、核融合炉ダイバー タへの適用が期待されている。しかし、延性脆性遷移温度(延性から脆性に変化する温度であり、DBTT と呼ばれる。)が使用温度下限値よりも高くなる可能性があるため、低温脆性による損傷形成が懸念されて いる。よって、強度や延性、DBTTなど、熱機械特性の向上が、核融合炉用Wでは重要である。

我々は、これら熱機械特性の向上などを目的として、結晶粒微細化、カリウム(K)ドープ、レニウム(Re) 添加などを施した各種W合金を開発した。本研究では、これらの材料の引張特性およびDBTTを含む衝撃 特性について明らかにすることを目的とする。本発表では、異なる方法で製作された純Wについて、引張 特性および衝撃特性と結晶粒組織との関係を議論するとともに、開発したW合金の概要について報告する。

### 2. 実験方法

供試材は、①アライドマテリアル社製の粉末焼結と熱間圧延で製作した純 W 板、②プランゼー社製の粉 末焼結と熱間圧延で製作した純 W 板、③プランゼー社製の粉末焼結と熱間鍛造で製作した純 W ラウンド ブランクである。これらの受け入れまま材から、外形が 27 mm x 3 mm x 4 mm、ノッチの深さ 1 mm、先端 半径 0.1 mm、開口角 60°のシャルピー衝撃試験片(KLST 型)と、平行部が 5 mm x 1.2 mm x 0.5 mm の引 張試験片(SS-J型)を製作した。これらの試験片を用いて、室温から 1300℃、真空中(室温試験のみ大気 中)において、シャルピー衝撃試験および引張試験を実施した。

### 3. 結果

シャルピー衝撃試験の結果、①、②および③の DBTT は、それぞれ 550℃、450℃および 700℃であり、 DBTT の低い材料ほど上部棚エネルギー(USE)が高い傾向が見られた。また、DBTT および USE と結晶 粒径の関係を評価した結果、ノッチ方向(板厚方向)の結晶粒の寸法が小さな材料ほど、DBTT が低く、 USE が高い傾向が見られ、結晶粒微細化が熱機械特性向上に効果的であることが示唆された。

本研究では、K バブル分散と Re 添加による結晶粒微細化と、機械特性や再結晶耐性の向上を期待し、①の純 W と同様の条件で K ドープ W、W-3% Re および K ドープ W-3% Re を製作した。これらのうち K ドープ W および K ドープ W-3% Re では、DBTT の低減や USE の増加が見られ、その効果が確認された。

^{*}Shuhei Nogami¹, Shotaro Watanabe¹, Takaya Hattori¹, Jens Reiser², Michael Rieth², Kohei Tsuchida¹, Takeshi Miyazawa¹ and Akira Hasegawa¹

¹Tohoku Univ., ²Karlsruhe Institute of Technology

### 核融合炉用タングステン合金の熱機械特性 (2) タングステンの熱機械特性に及ぼすカリウムドープの影響

Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications (2) Effect of Potassium Doping on Thermo-mechanical Properties of Tungsten *服部 剛弥¹, 野上 修平¹, 渡邊 捷太郎¹, Jens Reiser², Michael Rieth², 土田 航平¹, 宮澤 健¹, 長谷川 晃¹ ¹東北大学, ²カールスルーエ工科大学

核融合炉用タングステン(W)には、DBTTの低減など熱機械特性の向上が求められている。本発表では、 タングステンの熱機械特性に及ぼすカリウムドープの影響を報告する。

キーワード:タングステン,衝撃特性,引張特性,結晶粒組織,カリウムドープ

#### 1. 緒言

タングステン(W)は、融点、熱伝導率およびスパッタリング耐性などの観点から、核融合炉ダイバー タへの適用が期待されている。しかし、延性脆性遷移温度(延性から脆性に変化する温度であり、DBTT と呼ばれる。)が使用温度下限値よりも高くなる可能性があり、炉の運転中や保守時などの低温時における 破損が懸念されている。よって、強度や延性、DBTTなどの熱機械特性の向上が、核融合炉用Wでは重要 である。一般的に、純Wは高温において粒界すべりに起因するクリープ変形によるたるみ(サグ)を示す。 このサグ特性の改善法として、カリウム(K)添加により微細なKバブルを分散させるKドーブが知られ ている。Kドープの効果は、主に電球用フィラメントなどに用いられる線材や細径棒材などでは確認され ていたが、ダイバータ用の厚板などでは十分に評価されていなかった。本発表では、我々のグループで開 発したKドープW厚板について、引張特性および衝撃特性に及ぼすKドープの影響について報告する。

### 2. 実験方法

供試材は、アライドマテリアル社製の粉末焼結と熱間圧延で製作した純W板およびKドープW板であ る。これらの受け入れまま材から、外形が27mmx3mmx4mm、ノッチの深さ1mm、ノッチ先端半径0.1 mm、開口角60°のシャルピー衝撃試験片(KLST型)と、平行部が5mmx1.2mmx0.5mmの引張試験片 (SS-J型)を製作した。衝撃試験片の長軸方向は素材の圧延方向、ノッチ方向は板厚方向、引張試験片の 長軸方向は素材の圧延方向と圧延方向と垂直な方向の2つのものを製作した。これらを用いて、室温から 1300℃、真空中(室温試験のみ大気中)において、シャルピー衝撃試験および引張試験を実施した。

#### 3. 結果

衝撃試験の結果、K ドープ W の DBTT は 350℃であり、純 W に比べて約 200℃低下した。また、上部棚 エネルギー(USE)は、純 W に比べて平均約 40%増加した。引張試験においては、K ドープ W の最大引 張強さ(UTS)は試験温度および試験方向によらず純 W に比べて高かった。一方、全伸びや絞りについて は、300℃以下において K ドープによるわずかな改善が確認されたが、それ以外の温度で両材料の間に顕著 な違いは見られなかった。K ドープ W では、主に K バブル分散のほかに、純 W と比べて結晶粒も微細化 されているため、これらの影響により衝撃特性と引張特性が向上したと考えられる。

* Takaya Hattori¹, Shuhei Nogami¹, Shotaro Watanabe¹, Jens Reiser², Michael Rieth², Kohei Tsuchida¹, Takeshi Miyazawa¹ and Akira Hasegawa¹

¹Tohoku Univ., ²Karlsruhe Institute of Technology

### 核融合炉用タングステン合金の熱機械特性 (3) タングステンの熱機械特性に及ぼすレニウム添加の影響

Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications (3) Effect of Rhenium Addition on Thermo-mechanical Properties of Tungsten *渡邊 捷太郎¹, 野上 修平¹, 服部 剛弥¹, Jens Reiser², Michael Rieth², 土田 航平¹, 宮澤 健¹, 長谷川 晃¹ ¹東北大学、²カールスルーエ工科大学

核融合炉用タングステン(W)には、DBTTの低減など熱機械特性の向上が求められている。本発表では、 タングステンの熱機械特性に及ぼすレニウム添加の影響を報告する。

キーワード:タングステン、衝撃特性、引張特性、結晶粒組織、レニウム添加

#### 1. 緒言

タングステン(W)は、融点、熱伝導率およびスパッタリング耐性などの観点から、核融合炉ダイバー タへの適用が期待されている。しかし、延性脆性遷移温度(延性から脆性に変化する温度であり、DBTT と呼ばれる。)が使用温度下限値よりも高くなる可能性があるため、低温脆性による損傷形成が懸念されて いる。よって、強度や延性、DBTTなどの熱機械特性の向上が、核融合炉用Wでは重要である。

Wの強度や延性、再結晶特性を改善する固溶元素として、レニウム(Re)が知られている。Reを数%固 溶させた W-Re 合金は、固溶軟化による低温域での延性の上昇、固溶強化による高温域での強度の上昇、 また、DBTT の低下や再結晶温度の上昇を示すことが知られている。本発表では、我々のグループで開発 した Re 添加した W 合金の引張特性および衝撃特性の評価結果を基に、W の熱機械特性に及ぼす Re 添加 の影響と結晶粒組織との関係について報告する。

### 2. 実験方法

供試材は、アライドマテリアル社製の粉末焼結と熱間圧延で製作した純W板、W-3%Re板およびKドー プW-3%Re板である。これらの受け入れまま材から、外形が27mmx3mmx4mm、ノッチの深さ1mm、 ノッチの先端半径0.1mm、開口角60°のシャルピー衝撃試験片(KLST型)と、平行部が5mmx1.2mmx 0.5mmの引張試験片(SS-J型)を製作した。衝撃試験片の長軸方向は素材の圧延方向、ノッチ方向は板厚 方向、引張試験片の長軸方向は素材の圧延方向とした。これらの試験片を用いて、室温から1300℃、真空 中(室温試験のみ大気中)において、シャルピー衝撃試験および引張試験を実施した。

#### 3. 結果

衝撃試験の結果、W-3%ReのDBTT は純Wと同程度の550℃であったが、KドープW-3%ReのDBTT は 250℃であり、KドープWに比べて約100℃低下した。従来の研究において、W中に固溶した Re はDBTT を低下させる効果があると報告されているのに対し、本研究では、純Wに対する Re 添加では効果が見ら れず、KドープWでは効果がわずかに見られた。純WとW-3%Reの結晶粒径はほぼ同程度であるのに対 し、KドープW-3%Reの結晶粒径はKドープWに比べて約20%小さかったことから、このDBTTの低下 は、固溶 Reの効果そのものより、結晶粒微細化の効果が主として影響した可能性が示唆された。

*Shotaro Watanabe¹, Shuhei Nogami¹, Takaya Hattori¹, Jens Reiser², Michael Rieth², Kohei Tsuchida¹, Takeshi Miyazawa¹ and Akira Hasegawa¹

¹Tohoku Univ., ²Karlsruhe Institute of Technology

### 熱間圧延したタングステン板材の高温熱履歴による再結晶挙動

Recrystallization behavior of hot-rolled tungsten plates by high-temperature thermal history

*宮澤 健¹, 土田 航平¹, 野上 修平¹, 長谷川 晃¹

1東北大学

圧延加工による転位強化によって W 材料に良好な機械特性が付与される。しかしながら、W が再結晶化 すると、この転位強化が失われる。本研究では、熱間圧延して製造した W 板材の高温熱履歴による再結晶 挙動を明らかにすることを目的とした。

キーワード:核融合炉,ダイバータ,タングステン板,再結晶,結晶粒組織

### 1. 緒言

タングステン(W)は核融合炉ダイバータのアーマ材として最有力な候補材である。圧延加工による転位強 化によってW材料に良好な機械特性が付与される。しかしながら、核融合炉運転時の非定常な熱負荷等に よってWの再結晶化が進行して結晶粒が粗大化すると、延性脆性遷移温度(DBTT)が上昇し、低温域におけ る強度と靱性低下することが知られている[1]。再結晶は時間と温度に依存するため、長時間熱履歴におい ては短時間では起こらなかった温度条件であっても再結晶が起きる可能性がある。本研究では、熱間圧延 して製造したW板材の高温熱履歴による再結晶挙動を明らかにすることを目的とした。

### 2. 実験方法

供試材にはアライドマテリアル(A.L.M.T.)社製の純 W 板材を用いた。これらは粉末冶金法と熱間圧延を 用いて製造された板材で、900℃ x 20 min の応力除去熱処理を経て供給された。1100℃では 3115 h までの 等温熱処理を実施した。結晶粒組織観察には電子線後方散乱回折法(EBSD)を用いた。EBSD 及びビッカー ス硬さ試験は、圧延方向に平行で、且つ、圧延面に垂直な面に対して行った。

### 3. 結果·考察

硬さの熱処理時間依存性を図1に示す。純Wの受入 れまま(AR)状態の硬さは477 HVであった。1100℃で 10h熱処理をすることで、硬さが減少し始めた。EBSD から内部に歪みの無い等軸な再結晶粒の発生が観察さ れた。これは回復及び再結晶による軟化が起きたと考 えられる。30h,50hと熱処理時間の増加に伴い、再結 晶粒の成長が見られたが、未再結晶領域も依然として 残っていた。100hの熱処理により、組織は全て等軸で 歪みの無い結晶粒に占められたため、完全に再結晶し た。講演では再結晶率の評価についても報告し、W板 材の再結晶挙動を明らかにする。



### 参考文献

[1] K. Farrell, et al., Journal of the Less Common Metals 13.2 (1967) 141-155.

*Takeshi Miyazawa¹, Kohei Tsuchida¹ Shuhei Nogami¹ and Akira Hasegawa¹

¹Tohoku Univ.

### 積層型繊維強化構造を有する NITE-SiC/SiC 複合材料の層間強度特性評価

Evaluation of Interlaminar Strength of NITE-SiC/SiC composites with Laminated Fiber Reinforced Structure

*朴 峻秀^{1*},金 鍾壹²,中里 直史¹,岸本 弘立¹,野沢 貴史³ ¹室蘭工大 OASIS,²室蘭工大(院),³量子科学技術研究開発機構

DNS・WC 法による層間引張・せん断強度評価を試みると共に、繊維強化構造との相関を明らかにした。

キーワード: NITE-SiC/SiC 複合材料,強度異方性,層間せん断強度、層間引張強度

### 1. 緒言

炭化ケイ素の非常に微力的な特長(優れた熱・機械特性、低放射化特性等)により、核融合炉の内壁構造物、原子炉の炉心構造物への適用に向けた研究開発が行われている。SiC/SiC 複合材料の製造手法の中で、 NITE プロセスは既存プロセスと異なり、非常に緻密で結晶性の高い SiC マトリックスを形成させる事が可能で、高温強度特性のみならず、高いガス気密性を提供する。近年、工業化に向け改良された NITE プロセス(DEMO-NITE プロセスと称す。)の根幹は製造性に優れた乾式中間素材(プリプレグシート)である。 NITE-SiC/SiC 複合材料は主に SiC マトリックス原料を繊維バンドル内部に含浸させ、一方向に繊維を並ばせた一方向(Uni-directional, UD)プリプレグシートを積層する手法により製作している。よって、材料設計・使用において、繊維強化構造を考慮した強度特性評価手法を用い、三次元強度異方性データを構築する必要がある。本研究では両端ノッチせん断試験(Double Notch Shear, DNS)およびくさび圧縮試験(Wedge compression, WC)を用いる NITE-SiC/SiC 複合材料の積層方向での強度特性評価への適用性に関する検討を行うと共に、繊維強化構造の影響を解析する事を目標とする。

#### 2. 実験方法

500nm 程度の炭素被覆を施した Hi-Nicalon Type-S を強化材とする UD プリプレグシートを中間素材として用いた。繊維強化構造との相関を調べる為に、プリプレグシートを 0 度/90 度で交互に積層した①クロスプライ材(XP)と短冊プリプレグシートを織物にした②織物材(WP)、短冊プリプレグシートを 3~5mm

程度にしランダムに配置した③短繊維(SF)の三種 類のプリフォームを製作した後、ホットプレスで加 熱・加圧を行い、焼結体を得た。層間せん断及び層 間引張試験における試験片及び試験ジグの写真を図 1 に示す。試験速度は 0.5mm/min である。試験後は FE-SEM を用いた破断面観察を行った。

#### 3. 実験結果

DNS 試験および WC 試験ともに、ノッチが導入されており、応力集中による強度の過小評価可能性があるものの、既存データと類似な結果が得られた。 層間引張強度は繊維強化構造に関係なく、約15MPa

前後であった。層間せん断強度に関しては、平ら な積層構造を有する XP 材及び WP 材が約 20~ 25MPa 程度であった事に比べて、ランダムな構造 で厚さ方向においても複雑な構造となっている SF 材がより高いせん断強度 35MPa で高い。

### 4. 結論

プリプレグ積層型の NITE-SiC/SiC 複合材料の 積層方向での強度特性を DNS 及び WC により評 価した。厚さ方向で複雑な繊維強化構造を導入す る事により層間せん断強度向上が期待出来る。組 織観察・FEM による応力分布予測を含めた詳細を 報告する。



*Joon-Soo Park¹, Jong-Il Kim², Naofumi Nakazato, Hirotatsu Kishimoto¹ and Takashi Nozawa³

¹OASIS, Muroran Institute of Technology, ²Graduate School of Engineering, Muroran Institute of Technology.

³National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

### [3C10-13] Microstructures of Fusion Materials

Chair: Shuhei Nogami (Tohoku Univ.) Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 3:55 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[3C10] Study on recrystallization behavior of the cold rolled 12Cr ODS steel *Jingjie Shen¹, Zishou Zhao¹, Zhengang Duan², John McGrady¹, Huilong Yang¹, Sho Kano¹, Hiroaki Abe¹ (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University) 2:45 PM - 3:00 PM

[3C11] Microstructural Determinants of Toughness of F82H HIPed Joints *Hirotatsu KISHIMOTO¹, Takeshi Kanda², Kaito Honma², Naofumi Nakazato¹, Joon-Soo Park¹ (1. Muroran Institute of Technology, 2. Graduate School of Muroran Institute of Technology) 3:00 PM - 3:15 PM

# [3C12] Development of ODS-Cu alloys by REDOX-controlled MA method *Ryuta Kasada¹, Hideaki Yao², Satoshi Konishi², Mohammad Aghamiri³, Naoko H. Oono³, Shigeharu Ukai³, Hiroyuki Noto⁴, Yoshimitsu Hishinuma⁴, Takeo Muroga⁴ (1. IMR, Tohoku Univ., 2. IAE, Kyoto Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. NIFS)

3:15 PM - 3:30 PM
[3C13] Development of low-activation vanadium alloy for recycling within 10 years after use in fusion reactors
*Takuya Nagasaka^{2,1}, Teruya Tanaka^{2,1}, Takuya Goto^{2,1}, Takeo Muroga^{2,1}, Akio Sagara^{2,1}, Kazuhiro Nomura³, Seiji Sakurai³, Hideo Yoshinaga³, Takamasa Sugawara⁴, Kunio Yubuta⁴ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. Taiyo Koko Co., LTD., 4. IMR, Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

Study on recrystallization behavior of the cold rolled 12Cr ODS steel

*Jingjie Shen¹, Zishou Zhao¹, Zhengang Duan², John McGrady¹, Huilong Yang¹, Sho Kano¹, Hiroaki Abe¹
¹Nuclear Professional School, Univ. Tokyo, ²Institute for Materials Research, Tohoku Univ.

### Abstract

The recrystallization behavior of cold rolled 12Cr ODS steel with 60%-90% thickness reductions under 800-1100°C annealing was investigated by SEM, EBSD, TEM and hardness testing. Results show that recrystallization and fewer voids were achieved at lower than 1100°C. Partial recrystallization occurred at 800°C and 900°C, whereas, abnormal grain growth was observed at higher temperatures.

Keywords: Oxide dispersion strengthened steels, cold rolling, recrystallization, abnormal grain growth

#### 1. Introduction

Oxide dispersion strengthened (ODS) steels have been developed as one of prospective candidate materials for fast reactor cladding as well as fusion reactor blanket applications. Mechanical alloying and then consolidation by hot isostatic pressing and/or hot extrusion are frequently implemented in the fabrication of ODS steels. These features introduce strong anisotropy in mechanical properties as well as high hardness, low ductility. The recrystallization process has been regarded as an approach to overcome this hurdle for ODS ferritic steels. However, the recrystallization temperature is so extremely high that porosity would be developed in the previous study [1], which has a detrimental effect on mechanical properties, such as loss of strength and ductility, and acceleration of creep fracture process. Aiming to obtain recrystallization and avoid porosity formation, cold rolling and its influence on the microstructural evolution during lower temperature annealing will be investigated.

#### 2. Experimental procedure

The 12Cr ODS steel with a nominal composition Fe-12Cr-2W-0.3Ti-0.25Y₂O₃ (in wt. %) was fabricated by KOBELCO. The specimens with a thickness of 3 mm were cut through original transverse direction (TD) from the as-received plate, and then cold rolling was conducted on the original normal direction (ND)-TD plane several cycles with thickness reductions of 60%, 75% and 90% by a laboratory rolling mill. Afterwards, the cold-rolled plates were cut into small pieces for the subsequent heat treatment, which was isothermal annealing in the range 800-1100°C for 3 h in the vacuum furnace. Microstructure and crystallographic texture of specimens were characterized by field-emission scanning electron microscope (SEM) equipped with an electron backscatter diffraction (EBSD) device. The specimens were also examined by transmission electron microscope (TEM).

#### 3. Results

Cold rolling induced  $\gamma$ -fiber ({111}//ND) texture promoted recrystallization, which was achieved with fewer voids at lower than 1100°C. Partial recrystallization and abnormal grain growth were dependent on the annealing temperature and thickness reduction, which will be discussed in detail.

### References

 Jingjie Shen, et al. Effects of pre-deformation on microstructural evolution of 12Cr ODS steel under 1473-1673 K annealing, Nuclear Materials and Energy. (under review)

### F82H 鋼 HIP 接合材の靱性を決定する微細組織因子

Thermal Conductivity of W/SiC Joints for Divertor in Fusion Reactor

*岸本 弘立1、神田 健2、本間 海人2、中里 直史1、朴 峻秀1

1室蘭工業大学、2室蘭工業大学(院)

F82H 鋼の核融合炉第一壁の製作技術として期待される HIP 法は、接合材の靱性が母材に比較して低くなる 傾向がある。HIP 界面に析出する酸化物や炭化物の靱性に与える影響について議論する

### キーワード:F82H 鋼、HIP 接合、靭性

### 1. 緒言

F82H 鋼を用いた核融合炉第一壁製作では複雑な形状の構造部材を製作する必要性から熱間等方圧加圧 (HIP)法を用いることが考えられている。F82H 鋼の HIP 接合材では接合界面近傍にケイ素酸化物が形成さ れること、HIP 接合部の上部棚エネルギーが母材に比べ低下すること、DBTT が高温側にシフトすることが わかっており、結果として F82H 鋼 HIP 接合材の靱性は母材に比べて低くなる。接合前の表面処理によっ ては接合部の靱性が改善されることがこれまでの研究により分かってきているが、表面処理条件と析出物

の形成、および HIP 接合材の靭性の相互関係の 詳細は明らかではない。本研究では表面処理に 伴うと接合による界面近傍の組成の変化と、析 出物を解析から HIP 接合材の靭性決定因子につ いて議論を行う。

### 2. 実験方法

供試材は F82H 鋼を用い、機械研磨のみと、機 械研磨後に酸洗処理を施した後 HIP 接合を行っ たものの二種類を製作した。酸洗条件は塩酸 3% 溶液を用い、処理時間は 1h、温度は室温で行っ た。HIP 接合材は缶に封入し、600℃で 2 時間脱 気し、温度 1100℃、圧力 145MPa、保持時間 2h で加圧した。HIP 後の試料は 960℃で 0.5h、750℃ で 1.5 時間の熱処理を実施した。ホットプレス 材は温度 1100℃、圧力 20MPa で 2h 保持して接 合を行なったのち、960℃で 0.5h、750℃で 1.5 時間保持した。接合前後の試料表面の SEM お よび EPMA を用いて介在物/析出物の評価を行 なった。

### 3. 結果と議論

図1はHIP 接合材で特徴的な細かいディンプル 破面の SEM 像である。図1のような破面では 母材では形成されないが、機械研磨後 HIP 材と 酸洗後 HIP 材で、ともに破断面に細かいディン プル破面が形成されることから、HIP による影 響であると思われる。図1の破面上の析出物に は Ta-O 酸化物、Si-O 酸化物、炭化物が含まれ ると考えられ、図2のようにサイズ分布は異な るものの、平均粒径は 0.2µm 程度とほぼ等し くなる。HIP 接合界面上に占める析出物の面積 の割合(面積率)や破面上の析出物の平均長さ は吸収エネルギーと相関があるとされ、図3に



図 1. (a) 機械研磨材、(b)酸洗材



図 2. HIP 界面上の析出物サイズ分布(a)機械研 磨材、(b)酸洗材



図3. 吸収エネルギーとHIP材の析出物パラメー

ターの相関(a) 面積率(b)平均長さ

機会研磨材表面の酸化物析出物、HIP 接合材の界面部の酸化物評価から得られた面積率、平均長さと1/3CVN 衝撃試験で得られた吸収エネルギーの相関を示した[1]。面積率は破面上の酸化物の量、平均長さは量とサ イズの要素が入るが、Si-O はある程度の相関がみられるのに対して、Ta-O は明確な関係が認められない。 以上から Si-O のほうが衝撃値に影響を与えていると推察される。

#### 参考文献

[1] A.D. Wilson, Transaction of the ASME 101 (1979) 265-274

^{*}Hirotatsu Kishimoto¹, Takeshi Kanda¹, Kaito Honma¹, Naofumi Nakazatoi¹, Joon-Soo Park¹,

¹Muroran Institute of Technology, ²Graduate School of Muroran Institute of Technology

### REDOX 反応制御 MA 法による ODS-Cu 合金の創製

Development of ODS-Cu alloys by REDOX-controlled MA method

*笠田 竜太¹, 八尾 栄彰², 小西 哲之², Mohammad Aghamiri³, 大野 直子³, 鵜飼 重治³, 能登 裕之⁴, 菱沼 良光⁴, 室賀 健夫⁴ ¹東北大金研,²京大エネ理工研,³北大院,⁴核融合研

本研究では、核融合炉ダイバータ用に開発を進めている ODS-Cu 合金のプロセス課題であるメカニカルア ロイング(MA)中の Cu 粉末の凝集を防ぐために、Y₂O₃ではなく YH₂と CuO を複合添加することによっ て MA 中にこれらの REDOX 反応を起こさせ、粉末の凝集を防ぎつつ MA を進展させる方法を開発した。

キーワード: ODS 銅合金,メカニカルアロイング, REDOX 反応制御, 熱伝導特性

1. 序論 原型炉以降のダイバータのヒートシンク材料として、酸化物分散強化(ODS) Cu 合金の開発を 進めている。しかし、母相となる Cu の粉末は高い延性を有するためにメカニカルアロイング(MA)中に 粉末が凝集して合金化が進展せず、酸化物(Y₂O₃)の微細分散が困難であることが明らかとなっている。 前回の報告において、高エネルギー水冷型ボールミルを用いて、Y₂O₃を直接添加するのではなく、YH₂と CuO を複合添加して MA する REDOX 反応制御によって粉末の凝集を防ぐことに成功している。今回は得 られた合金の結晶組織から本合金における硬さや熱伝導特性の向上に寄与する因子について考察する。

2. 実験方法 純 Cu 粉末、Cu-1.0wt%Y₂O₃混合粉末、Cu-3.0wt%CuO-0.8wt%YH₂-1.26wt%CuZr 混合粉末、Cu-1.5wt%CuO-0.4wt%YH₂-0.62wt%CuZr 粉末、Cu-0.5 wt%Y₂O₃-0.5 wt%ZrO₂粉末を、それぞれ Ar 中 500rpm において実時間 24 時間で水冷 MA 処理した。粉末の焼結は、ホットプレスを用いて Ar 雰囲気中 800℃に て行った。

3. 結果および考察 図1に、焼結材のビッカー ス硬さと熱拡散率の関係を示す。ビッカース硬さ は酸化物の添加によって増加する傾向があるもの の、特に CuZr 粉末添加した合金において添加量 に依存せず低下する場合があることがわかった。 結晶組織を調べたところ、硬さが低い合金におい ては結晶粒サイズが粗大化している傾向にあるこ とがわかった。また、Cu-1Y₂O₃ 合金においては、 熱伝導特性と強度特性のトレードオフ関係を克服 できる可能性が示されており、このような関係に は母相中に合金元素を固溶させず、また微細粒強 化を得ることが必要であることが示唆された。



図1	ODS-Cu	合金におけるビッカース硬さと
熱拡背	数率の関係。	

¹IMR, Tohoku Univ., ²IAE, Kyoto Univ., ³Hokkaido Univ., ⁴NIFS

^{*}Ryuta Kasada¹, Hideaki Yao², Satoshi Konishi², Mohammad Aghamiri³, Naoko Oono³, Shigeharu Ukai³, Hiroyuki Noto⁴, Yoshimitsu Hishinuma⁴ and Takeo Muroga⁴

### 核融合炉で使用後10年以内に再利用可能な低放射化バナジウム合金の開発 (2)候補合金の不純物レベルと機械特性の評価

Development of low-activation vanadium alloy for recycling within 10 years after use in fusion reactors (2) Evaluation of impurity levels and mechanical properties of candidate alloys *長坂琢也^{1,2},田中照也^{1,2},後藤拓也^{1,2},室賀健夫^{1,2},相良明男^{1,2},野村和宏³,櫻井星児³, 吉永英雄³,菅原孝昌⁴,湯蓋邦夫⁴,松川義孝⁴,笠田竜太⁴,藪内聖皓⁵,木村晃彦⁵ ¹核融合科学研究所,²総合研究大学院大学,³太陽鉱工株式会社赤穂研究所, ⁴東北大学金属材料研究所,⁵京都大学エネルギー理工学研究所

核融合炉用低放射化材料は使用後 100 年程度の冷却期間を経て再利用することが検討されてきた。本研 究では、バナジウム合金を用いこれを 10 年以下にすることを最終目標とする。高精製バナジウムより試作 した候補合金では、放射化不純物 Co, Mo を従来合金と比較してそれぞれ 50,90%除去することに成功した。 **キーワード**:核融合炉ブランケット,高純度化,再使用プロセス,引張強度と延性

### 1. 緒言

本研究では、(1)放射化で長半減期の核種を生成する有害放射 化不純物の低減、(2)同様に有害放射化合金元素 Ti の濃度最小化、 さらに(3)冷却期間中における⁴²Ar の除去を検討している。第二 報として、候補合金の試作と、機械特性評価について報告する。

### 2. 実験方法

共通材料 NIFS-HEAT-2 (NH2, V-4 mass%Cr-4 mass%Ti) で使用 した NH4VO3 を追加精製し、V2O5 を経て高精製 V を 2 kg 試作し た。市販高純度 Cr, Ti をアーク溶解により添加し、V- (4-12) mass%Cr- (0-4) mass%Ti 合金の 50 g ボタンを作製した。不純物分 析、冷間加工後熱処理、硬さ試験、及び引張試験を行った。

### 3. 結果と考察

表1に試作合金 H44 (V-4 mass%Cr-4 mass%Ti) 及び H81 (V-8 mass%Cr-1 mass%Ti) の化学分析結果を示す。有害放射化不純物 の Co と Mo を、NH2 と比較してそれぞれ 50%及び 90%除去す ることに成功した。一方、Al は増加したが、これは V₂O₅のテル ミット還元に用いた Al が残留したもので、還元後の真空中電子 ビーム溶解を十分にすることで低減できる見込みである。Nb も

表 1	封作合金の化学分析結果
衣工	戦性ロエリルチカ州和木

		NH2	H44	H81
合金	Cr	4.02	4.11	7.83
元素	Ti	3.98	3.89	1.00
侵入型	С	69	80	80
不純物	Ν	122	30	30
	0	148	180	150
有害	Al	59	330	300
放射化	Co	0.7	0.36	0.35
不純物	Ni	7	6.5	6.5
	Cu	2	4.5	2.9
	Nb	0.8*	2.9**	6.3**
	Мо	24	2.3	2.5

Cr, Ti: mass%, その他: mass ppm,

C: 燃焼赤外線吸光分光法, N, O: 融解ヘリ ウム搬送熱伝導度法, Cr, Ti: ICP-OES,

Nb: *ICP-MS, **GD-MS, その他: GD-MS

増加を示したが、合金化前の純 V の段階では 0.9 mass ppm とその濃度は低く、H44 と H81 の比較では、Cr 濃度とともに Nb 濃度が上昇していることから、GD-MS 分析における Ar グロー放電で妨害イオン (⁵³Cr-⁴⁰Ar)⁺が生成し、⁹³Nb⁺の質量ピークを見かけ上増加させている可能性がある。今後は NH2 と同様、Ar 圧力が低く妨害イオンの影響が小さい ICP-MS や原子炉での放射化分析等、他の方法も試みる。講演では、 加工後再結晶挙動、機械特性に及ぼす Ti 濃度減少の効果についても報告する。

^{*}Takuya Nagasaka^{1, 2}, Teruya Tanaka^{1, 2}, Takuya Goto^{1, 2}, Takeo Muroga^{1, 2}, Akio Sagara^{1, 2}, Kazuhiro Nomura³, Seiji Sakurai³, Hideo Yoshinaga³, Takamasa Sugawara⁴, Kunio Yubuta⁴, Yoshitaka Matsukawa⁴, Ryuta Kasada⁴, Kiyohiro Yabuuchi⁵, Akihiko Kimura⁵

¹National Institute for Fusion Science, ²SOKENDAI (The Graduate University for Advanced Studies) ³Ako Lab., Taiyo Koko Co., LTD., ⁴Institute for Materials Research, Tohoku Univ., ⁵Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ,

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

### [3D01-05] MOX Fuels for Fast Reactor

Chair: Shuhei Miwa (JAEA)

Wed. Mar 28, 2018 9:30 AM - 10:55 AM Room D (R1-212 - R1 Building)

### [3D01] Science-based Integrated Models for MOX Properties

*Shun Hirooka¹, Masato Kato¹, Masatoshi Akashi¹, Kyoichi Morimoto¹, Taku Matsumoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:30 AM - 9:45 AM

### [3D02] Science-based Integrated Models for MOX Properties

*Masashi Watanabe¹, Taku Matsumoto¹, Shun Hirooka¹, Masato Kato¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

### [3D03] Science-based Integrated Models for MOX Properties

*Masato Kato¹, Kyoichi Morimoto¹, Hiroki Nakamura¹, Masahiko Machida¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

### [3D04] Irradiation Behavior of Fast Reactor Fuel Pins

*Tomoyuki Uwaba¹, Keisuke Yokoyama¹, Yoshihisa Ikusawa¹, Junich Nemoto¹, Ikuo Ishitani¹, Masahiro Ito¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 10:15 AM - 10:30 AM

### [3D05] Irradiation Behavior of Fast Reactor Fuel Pins

*Keisuke Yokoyama¹, Tomoyuki Uwaba¹, Takashi Tanno¹, Hiroshi Oka¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

### MOX 燃料基礎特性の機構論的統合モデル

### (1) 格子定数、熱膨張率、機械特性、比熱の関係

Science-based Integrated Models for MOX Properties (1)Relation among lattice constant, coefficient of thermal expansion,

mechanical properties and heat capacity

*廣岡 瞬 ¹,加藤 正人 ¹,赤司 雅俊 ¹,森本 恭一 ¹,松本 卓 ¹

1日本原子力研究開発機構

MOX の音速を取得し機械特性を評価した。MOX の物性は格子振動によって説明ができるため、デバイ モデルを用いて、過去に取得した格子定数及び熱膨張率と、新たに取得した機械特性の関係を評価した。 さらに、定積比熱と比熱の熱膨張項を導出し、幅広いパラメータにおいて各物性の関係が整理された。 **キーワード**: MOX, 格子定数, 熱膨張, 機械特性, 比熱

### 1. 緒言

原子力機構では高速炉用 MOX 燃料の様々な基礎特性について幅広いパラメータで取得してきた。これ らの基礎特性は機構論的にモデル化することで、それぞれの特性が相互に関連し、燃料組成に対してシー ムレスに整理することができる。本シリーズ発表では、MOX の基礎特性の機構論的統合モデルについて、 新たに取得したデータと合わせて報告する。シリーズ発表の一番目では、新たに取得した MOX の音速と、 格子定数、熱膨張率、音速から導かれる機械特性及び比熱の関係を報告する。

### 2. MOX の音速測定

超音波法によって室温における MOX ペレット中の音速を測定した。既報の(U_{0.8}Pu_{0.2})O_{2-x}の空隙率 (0.0543~0.1439) 及び O/M (1.963~2.000) をパラメータとしたデータに加えて、新たに Pu 含有率 (0~1) をパラメータとしたデータを取得することで、これらすべてのパラメータを含む評価式を導出した。

### 3. 格子定数、熱膨張率、機械特性、比熱の関係

音速のデータから、ヤング率、ポアソン比、剛性率、体積弾性率の機械特性を評価することができる。 デバイモデルを用いることで、音速と格子定数からデバイ温度を、デバイ温度から定積比熱を評価するこ とができる。また、音速、格子定数、定積比熱及び熱膨張率からグリュナイゼン係数及び比熱の熱膨張項 を評価することができる。これら基礎特性の関係を図1に示す。また、グリュナイゼン係数が温度によら ず一定と仮定することで、ヤング率の温度依存性が導出される。(U_{0.8}Pu_{0.2})O₂において評価した結果、ヤン グ率は高温で低下し、図2に示す通り文献と同様の傾向が得られた。



### 参考文献

[1] Padel et al., "Elastic constants of carbides, nitrides and oxides of uranium and plutonium", J. Nucl. Mater. 33 (1969) 40–51.

*Shun Hirooka¹, Masato Kato¹, Masatoshi Akashi¹, Kyoichi Morimoto¹ and Taku Matsumoto¹ ¹Japan Atomic Energy Agency

### MOX 燃料基礎特性の機構論的統合モデル

### (2) 酸素ポテンシャル、酸素拡散係数、蒸気圧の関係

Science-based Integrated Models for MOX Properties

(2) Relation among oxygen potential, oxygen diffusion coefficient and vapor pressure

*渡部 雅¹, 松本 卓¹, 廣岡 瞬¹, 加藤 正人¹

1日本原子力研究開発機構

MOX 燃料の酸素ポテンシャル、酸素拡散係数及び蒸気圧について、先行研究及び原子力機構で取得した 実験データを評価し、幅広い温度、組成及び O/M 比に対応可能な関係式を導出することに成功した。

キーワード: MOX, 酸素ポテンシャル, 酸素拡散係数, 蒸気圧

### 1. 緒言

原子力機構では高速炉用 MOX 燃料の様々な基礎特性について幅広いパラメータで取得してきた。これ らの基礎特性は機構論的にモデル化することで、それぞれの特性が相互に関連し、燃料組成に対してシー ムレスに整理することができる。本シリーズ発表では、MOX の基礎特性の機構論的統合モデルについて、 新たに取得したデータと合わせて報告する。シリーズ発表の二番目では、酸素ポテンシャル、酸素拡散係 数及び蒸気圧の関係を報告する。

2. 酸素ポテンシャル、酸素拡散係数、蒸気圧の関係

MOX 燃料の酸素ポテンシャルは、原子力 機構でこれまでに取得したデータと先行研 究のデータについて欠陥化学に基づいた解 析を実施し、各欠陥反応における欠陥生成エ ネルギーを評価することで幅広い温度領域 や組成に対応可能な関係式を導出した。

酸素化学拡散係数は、原子力機構で取得し た実験データから点欠陥の移動エンタルピ ーを評価することで酸素自己拡散係数の温 度及び組成に対する関係式を導出し、前述の 酸素ポテンシャルの関係式と組み合わせる ことで、幅広い O/M 比、温度及び組成に対応 する関係式を得た。本式を用いて求めた酸素 自己拡散係数及び酸素化学拡散係数を図1に 示すが、O/M 比、温度及び組成を変数として 酸素拡散係数が表現できていることが分かる。



図 1 MOX 燃料における酸素化学拡散係数及び酸素自己拡 散係数の O/M 比、温度及び組成依存性

蒸気圧は、先行研究のデータ及び本研究で得られた酸素ポテンシャルの関係式を用いて再評価を行い、 幅広い温度、組成に対応する関係式を求めた。

*Masashi Watanabe¹, Taku Matsumoto¹, Shun Hirooka¹ and Masato Kato¹

¹Japan Atomic Energy Agency

### MOX 燃料基礎特性の機構論的統合モデル (3) 比熱及び熱伝導率

Science-based Integrated Models for MOX Properties (3)Heat capacity and thermal conductivity *加藤正人¹、森本恭一¹、中村博樹¹、町田昌彦¹ ¹日本原子力研究開発機構

MOX 燃料の音速、格子定数、熱膨張率及び酸素ポテンシャルを用いて、比熱と熱伝導率を評価するモ デルを導出した。本モデルは、様々な物性データ間の関連性を記述することによって、温度、Pu含有 率及び 0/M 比をパラメータとして MOX の基礎特性を評価することを可能とした。

キーワード: MOX, 比熱, 熱伝導率

### 1. 緒言

これまで、高速炉用 MOX 燃料の様々な基礎特性について幅広いパラメータで取得してきた。燃料の熱 的評価において重要な特性である熱伝導率は、レーザフラッシュ法によって測定された熱拡散率[1]と、密 度及び比熱によって得ることができる。本報告では、密度と比熱について、シリーズ発表(1)及び(2)で報告 した関係式を用いて再評価し、得られた熱伝導率を用いて組成依存性を表す式を導出した。

### 2. 比熱の評価

MOX 燃料の比熱は、定積比熱(C_v)と熱膨張項(C_d)に加えて、f 電子の寄与であるショットキー項(C_{sch})と高 温励起項(C_{exe})を考える必要がある。(C_v+C_d)は、音速及び熱膨張率から算出でき、シリーズ発表(1)で報告す る。C_{sch}は、第一原理計算により PuO₂及び UO₂の値を評価し、さらに実験データを用いてパラメータの調 整を行った。C_{exe} としては、フレンケル欠陥生成項(C_f)と電気伝導項(C_e)を考え、それぞれの欠陥生成エン タルピとエントロピについて、シリーズ発表(2)で報告する欠陥生成エネルギを用いた。その結果、高温領 域までの広範囲おいて比熱の組成依存性を評価すことを可能とした。

### **3. 熱伝導率の評価**

これまでに報告した熱拡散率[1]と、熱膨張率の関 係式[2]及び上述の比熱を用いて熱伝導率を再評価 した結果を図1に示す。図中の線で示した計算結果 は、Slack の式を用いて得られた結果( $\lambda_s$ )を(1)式 により  $C_{sch}$ 、 $C_f$ 、 $C_e$ の効果を考慮することによって 得た。計算結果は、実験結果を O/M 比及び Pu をパ ラメータとしてよく再現できた。

$$\lambda = \lambda s \cdot \frac{\left(C_v + C_d + C_{sch} + C_f + C_e\right)}{\left(C_v + C_d\right)} \qquad (1)$$

### 4. まとめ

本モデルは、MOX の各基礎データ間の関連性を記述し、機械的、熱的特性について組成、温度、密度に対して精度良く評価可能であることを確認した。

### 参考文献

[1] Morimoto et al., J. Nucl. Mater. 443 (2013) 286-290, [2] Kato et al., J. Nucl. Mater. 469(2016)223-227

^{*}Masato Kato¹, Kyoichi Morimoto¹, Hiroki Nakamura¹ and Masahiko Machida¹, ¹Japan Atomic Energy Agency



図1 MOX の熱伝導率(29.4%Pu, 93%TD)

### 高速炉燃料ピンの照射挙動 (1)計算コードの連成による Cs 挙動評価

Irradiation Behavior of Fast Reactor Fuel Pins

(1) Evaluation of Cesium Behavior by Coupling Computer Codes

*上羽 智之¹, 横山 佳祐¹, 生澤 佳久¹, 根本 潤一², 石谷 行生², 伊藤 昌弘²

¹日本原子力研究開発機構,²株式会社 NESI

燃料ピン挙動解析コードと Cs 挙動解析コードを連成し、高速炉で照射した MOX 燃料ピン内の Cs の軸方 向移動や Cs-U-O 化合物による FCMI 挙動を評価した。

**キーワード**:高速炉, MOX 燃料ピン, セシウム, セシウムウラネート, 燃料スエリング、燃料-被覆管機 械的相互作用, 計算コードの連成

### 1. 緒言

高速炉で照射した MOX 燃料ピンでは、燃焼が進むと核分裂生成物(FP)の Cs が燃料ピン内を移動し、 燃料や他の FP と化合物を生成する。燃料ピンの照射挙動に及ぼす Cs の影響を評価するため、照射中の燃 料ピンの熱・機械的挙動を解析する計算コードと Cs 挙動の解析に特化した計算コードを連成して解析した。

### 2. 評価

### 2-1. 計算コードの連成解析の整備

燃料ピンの温度や変形を計算するコード「CEDAR」^[1]と燃料内のCs 挙動を計算するコード「MINERVA」 ^[2]を以下の方法で連成し、Cs 挙動と燃料ピンの熱・機械挙動を互いに関連付けて解析できるようにした。

(1) MINERVA は、CEDAR の燃料内温度分布計算を基に、燃料ピンの Cs 移動と燃料と Cs を含む FP との化 学反応を計算する。

(2) CEDAR は、MINERVA が計算した Cs-Mo-O 化合物と Cs-U-O 化合物(Cs ウラネート)を、それぞれ CEDAR 燃料温度と燃料スエリングの計算で考慮する。Cs ウラネートによる燃料スエリングは燃料-被覆管機械的 相互作用(FCMI)の計算でも考慮する。

### 2-2. 評価対象の燃料ピン

高速炉 Phenix でピーク燃焼度 108GWd/t まで定常照射した中実 MOX ペレットの燃料ピン^[1]の照射挙動を、 連成した計算コードで解析し、Cs 軸方向移動やCs ウラネートによる FCMI を評価した。

### 2-3. 評価結果

(1)Cs 移動:照射後試験(PIE)では、MOX 燃料カラ ムとブランケット(UO₂)の上下境界部にCs 強度ピ ークが確認されている。コード解析でも、Cs が軸方 向移動して同境界部に蓄積する結果となった(図1)。 (2) FCMI: PIE ではCs 関与の FCMI による被覆管の 外径増加は認められない。コード解析では、Cs ウラ ネートによる燃料スエリングで FCMI が発生したが、 これによる被覆管外径増加への影響は僅かであった。



### 3. 結論

燃料ピンの照射挙動に対して Cs の影響を考慮で

きるように計算コードを連成し、高燃焼度燃料ピンの挙動解析を実施した。解析結果と PIE 結果の比較か ら、計算コードは燃料ピンの Cs 挙動について妥当な予測評価ができると考えられる。

### 参考文献

[1] T. Uwaba et al., Nuclear Engineering and Design 280 (2014) 27-36.

[2] H. Furuya et al., Journal of Nuclear Materials 201 (1993) 46-53.

*Tomoyuki Uwaba¹, Keisuke Yokoyama¹, Yoshihisa Ikusawa¹, Junichi Nemoto², Ikuo Ishitani² and Masahiro Ito²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²NESI

### 高速炉燃料ピンの照射挙動 (2) 中空燃料ピンの照射挙動

Irradiation Behavior of Fast Reactor Fuel Pins (2) Irradiation Behavior of Annular Pellet Pins

### *横山 佳祐¹, 上羽 智之¹, 丹野 敬嗣¹, 岡 弘¹

### 1日本原子力研究開発機構

EBR-II で照射された MOX 燃料ピンの照射後試験データを基に中空燃料ピンの照射挙動を評価し、中空燃料ピンは中実燃料ピンと比較して FCMI や Cs 移動挙動が異なることを示した.

**キーワード**:高速炉,中空燃料ピン,照射後試験,γ-スキャニング,燃料ピン外径測定,金相試験,セシ ウム(Cs)移動挙動,燃料-被覆管機械的相互作用(FCMI)

### 1. 緒言

中空燃料は、燃料溶融に対する裕度の増加や燃料-被覆管機械的相互作用(FCMI)の緩和などの点で高性能化(高線出力化と高燃焼度化)に対して有効であると考えられており、高速実証炉と実用炉の高性能燃料として有望視されている.中空燃料ピンの照射挙動を把握することを目的として、EBR-IIで定常照射された MOX 燃料ピンの照射後試験データ^[1]の整理・評価を行った.

### 2. 評価内容と結果

MOX 燃料ピンは中空燃料ピン及び中実燃料ピンの両方とも、ピーク燃焼度が 40~130 GWd/t、ピーク線 出力が 34~49 kW/m の照射条件で照射された.これらの MOX 燃料ピンの照射後試験(燃料ピン外径測定, γ-スキャニング,金相試験)の結果を中空燃料ピンと中実燃料ピンで比較評価した.

### 2-1. 燃料ピン外径測定

燃料カラム部での外径増加は、中空燃料ピンの方が中実燃料ピンと比較して小さくなっていた.ただし、 高燃焼度の燃料ピンにおける燃料カラム-ブランケット境界部には局所的な外径増加が生じ、その外径増加 率は中空燃料ピンの方が中実燃料ピンと比較して大きくなっていた.

#### 2-2. γ-スキャニング

¹³⁷Cs の γ 線軸方向強度分布から、中空燃料ピンは中実燃料ピンと比較して Cs 移動がより活発であると 考えられ、Cs 移動により燃料カラム-ブランケット境界部に Cs が蓄積していることが分かる(図 1). 燃料 ピン外径測定との対応から、境界部での局所的な外径増加は Cs が関与した FCMI が原因と考えられる.

### 2-3. 金相試験

金相試験による中空燃料と中実燃料の比較において,燃料組織変化に大きな差異は認められなかった.一方,燃料-被覆管ギャップ幅には差異が認められ,低燃焼度の燃料ピンにおいては中空燃料のギャップ幅が中実燃料と比較して大きくなっていた.

### 3. 結論

本研究により以下のことが分かった.

- ① 中空燃料ピンは中実燃料ピンと比較して, FCMI が減少する ことで燃料カラム部での外径増加が緩和される.
- ② 中空燃料ピンでは Cs 移動が活発であり、燃料カラム-ブランケット境界部への Cs 移動・蓄積、及びそれによる局所的な外径増加が大きい。

今後,これらの燃料照射挙動(Cs 移動, FCMI 等)をより系統的に 理解・予測するため、計算コードを用いた解析評価を行う.

#### 参考文献

[1] 岡 他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会 (3J14)

*Keisuke Yokoyama¹, Tomoyuki Uwaba¹, Takashi Tanno¹ and Hiroshi Oka¹
¹Japan Atomic Energy Agency



Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

### [3D06-09] Fundamental Properties of Fuels and FPs

Chair: Masashi Watanabe (JAEA) Wed. Mar 28, 2018 10:55 AM - 12:00 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

## [3D06] Prediction of decay heat of fuel debris considering volatilization of fission products

*Keisuke Okumura¹, Eka Sapta Riyana¹, Wakaei Sato², Hirobumi Maeda², Manabu Fujita³ (1. JAEA, 2. NESI, 3. JPC)

10:55 AM - 11:10 AM

# [3D07] Microstructure development in YSZ induced by high density electronic excitation

*Yoshiaki Yamaguchi¹, Tomokazu Yamamoto¹, Satoru Yoshioka¹, Kazuhiro Yasuda¹, Syo Matsumura¹, Seiya Takaki², Norito Ishikawa² (1. Kyushu Univ., 2. JAEA) 11:10 AM - 11:25 AM

### [3D08] Behavior Characterization of Volatile Fission Products in Meltdown Nuclear Fuels by a Method in Consideration of Surface and Interface Effects

*Hiroto Ishii¹, Yuji Ohishi¹, Hiroaki Muta¹, Masayoshi Uno², Shinsuke Yamanaka¹, Ken Kurosaki ^{3,2,1} (1. Osaka University , 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. JST PRESTO)

11:25 AM - 11:40 AM

[3D09] Hydrogenation Behavior of Zircaloy and Hafnium during Corrosion *Kazuhiro Tsuchida¹, Thi Mai Dung Do¹, Kenta Murakami¹, Masahide Suzuki¹, Akihiro Iwase² (1. Nagaoka University of Technology, 2. Osaka Prefecture University) 11:40 AM - 11:55 AM

### 核分裂生成物の揮発を考慮した燃料デブリの崩壊熱予測

Prediction of decay heat of fuel debris considering volatilization of fission products

^{*}奥村 啓介 ¹, Eka Sapta Riyana¹, 佐藤 若英 ², 前田 裕文 ², 藤田 学 ³

¹原子力機構, ²NESI, ³JPC

福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置と燃料デブリの特性評価に資するため、事故時から将来にわたる崩壊 熱の経時変化および主要な寄与核種を、事故時の核分裂生成物の揮発を考慮して評価した。 キーワード:福島第一原子力発電所,燃料デブリ,崩壊熱,核分裂生成物,放出率

1. 緒言 燃料デブリの崩壊熱に寄与する放射性核種は数多く、各核種の寄与率は時間の経過とともに変化 する。それらの中には、事故時の高温により燃料デブリから揮発される核分裂生成物(FP)も数多い。そこ で、最新の核データを用いた計算と FP 放出試験の結果を用いて、号機毎の崩壊熱と寄与核種の経時変化を 評価した。

2. 評価方法 崩壊熱の計算は以下の手順で行った。1)事故炉のボイド率と燃 焼度の分布を考慮した 3 次インベントリ計算[1]を行い、事故炉全体の燃料 組成を得る。2)被覆管やチャネルボックス等の燃料集合体構造物に対し、微 量不純物を含めた放射化計算を行う。3)燃料及び放射化物を混合し、事故時 の燃料デブリに含まれる放射性核種組成を得る(安定核種を含め約 1300 核 種)。4)主要なFP核種の量を表1の4つの放出率モデルで減少させる。Model1 は FP 放出無しの場合、Model4 は仮想的な高放出率を模擬した場合で、それ ぞれ崩壊熱の上限と下限を与えるものとして設定した。また、Model2 及び Model3 は、FP 放出試験 PHEBUS-FPT5[2]と VERCORS 5[3]の実験結果を参

表1 FP 放出率(%)モデル

放出元素	Model1	Model2	Model3	Model4
希ガス (Xe,Kr,)	0	99	99	99
I	0	97	93	99
Cs	0	84	93	99
Te	0	80	98	99
Mo	0	77	92	99
Rb	0	53	0	99
Cd	0	44	0	99
Ba	0	35	55	99
Sb	0	30	98	99
Pd	0	27	0	99
Ag	0	9.2	0	99
Tc	0	7.1	0	99
Ru	0	1.8	6	99
Sr	0	1.4	6	99
La,Ce,Nd,	0	0	3	5

考に設定したものである。5)FP 放出後の組成を基に評価時期までの崩壊計算を行う。6) JENDL Decay Data File 2015[4]を用いて総和計算により崩壊熱を計算し、寄与核種を特定する。

3. 結果と考察 各号機(1F1~1F3)の崩壊熱評価結果を表 2 に示す。例えば、2 号機(1F2)の現在(2018 年 3 月)の崩壊熱 は、FP 放出率を考慮して約 50kW であり、FP 放出率の不確 かさを考慮しても17~84kWの範囲と推定される。FP放出 を考慮しない場合の主要な崩壊熱寄与核種は、⁹⁰Y(29%)、 ^{137m}Ba(26%)、¹³⁴Cs(9%)、¹³⁷Cs(8%)、⁹⁰Sr(6%)であり、⁹⁰Y は ⁹⁰Sr の、^{137m}Ba は ¹³⁷Cs の放射平衡核種であることから、半

表2 FP 放出率モデル毎の崩壊熱経時変化

	Date	Unit	Model1	Model2	Model3	Model4
	2011.3	1F1	88.4	59.8(68%)	58.8(67%)	39.7(45%)
	(事故時)	1F2	154	104(68%)	102(66%)	68.8(45%)
	単位MW	1F3	153	104(68%)	102(67%)	68.6(45%)
	2018.3	1F1	66.9	42.7(64%)	38.9(58%)	14.6(22%)
	(7年後)	1F2	83.8	52.7(63%)	47.7(57%)	16.5(20%)
	単位kW	1F3	81.6	52.3(64%)	47.7(58%)	18.3(22%)
	2031.3	1F1	45.9	31.5(69%)	29.2(64%)	12.6(27%)
	(20年後)	1F2	56	37.9(68%)	35(63%)	13.8(25%)
	単位kW	1F3	56	38.9(69%)	36.2(65%)	16.3(29%)
	へ ()/tModel1に対する割へ					<b>  </b> ム

()はModel1に対する割台

減期が30年程度の¹³⁷Csと⁹⁰Srにより、現在の崩壊熱は支配的に決まっており、当面の崩壊熱をより正確 に評価するためには、これら2核種のデブリ中濃度を把握することが重要である。Csが84%放出されるモ デル(Model2)の場合には、⁹⁰Y+⁹⁰Sr (55%)と^{137m} Ba(7%)の他に、²³⁸Pu(9%)、²⁴⁴Cm(6%)、²⁴¹Am(5%)の寄与が 大きい(括弧内の数値は2号機 2018年時点)。また、事故後20年以上経過すると、FP核種の寄与は相対的 に小さくなり、²⁴¹Puの崩壊により生成する²⁴¹Amや²³⁸Puの寄与が徐々に大きくなってくる。

参考文献 [1] K. Okumura, et al., JAEA-Conf 2013-002, pp.15-20 (2013), [2] P.D.W.Bottomley, et al., Nuclear Engineering and Technology, 38(2). pp.163-184 (2006), [3] Y. Pontillon and G. Ducros, Nuclear Engineering and Design, 240, pp.1853-1866 (2010), [4] J. Katakura and F. Minato, JAEA-Data/Code 2015-030 (2016).

^{*}Keisuke Okumura¹, Eka Sapta Riyana¹, Wakaei Sato², Hirobumi Maeda², Manabu Fujita³

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA), ²NESI, ³JPC

### 電子励起損傷に伴う安定化ジルコニアの微細構造発達

Microstructure development in YSZ induced by high density electronic excitation

*山口 芳明 1, 山本 知一 2, 吉岡 聰 2, 安田 和弘 2, 松村 晶 2, 高木 聖也 3,石川 法人 3

1九州大学大学院工学府,2九州大学工学研究院,

3日本原子力研究開発機構原子力基礎工学研究センター

高速重イオンを照射した安定化ジルコニア(YSZ)のイオントラック構造を透過電子顕微鏡法を用いて観察した。イオントラック中心領域では原子数密度が低下するものの、蛍石構造は保持されていることが分かった。しかしながら、同一の蛍石構造を有する CeO₂と比べると、トラックサイズおよび回復影響領域は小さく、形成効率は著しく低いことが明らかになった。

キーワード:イオントラック,高密度電子励起損傷,蛍石型酸化物,電子顕微鏡

### 1. 緒言

優れた耐照射損傷性を有する蛍石型酸化物セラミックスは、軽水炉燃料としての実績があり、核変換処 理材料として期待されている。これらの材料中には核分裂片によって高密度電子励起損傷が誘起され、柱 状の照射欠陥(イオントラック)が形成される。イットリア添加安定化ジルコニア(YSZ)は CeO₂ と同じ立方 晶蛍石構造を有し、長寿命核種核変換母相材料として期待されているが、酸素構造空孔の存在および低い 熱伝導度により、イオントラック構造や形成過程は CeO₂^{(1),(2)}と異なることが予想される。本研究では高速 重イオンを照射した YSZ のイオントラック構造を透過型電子顕微鏡を用いて観察し、その原子構造と蓄積 過程を明らかにした。

### 2. 実験方法

9.8 mol% Y₂O₃を添加した YSZ 単結晶、8 mol% Y₂O₃の YSZ 粉末から作製した焼結体を試料とし、これに 日本原子力研究開発機構のタンデム加速器を用いて 200 MeV Xe¹⁴⁺イオンおよび 100 MeV Kr⁸⁺イオンを室温 にて 3×10¹¹~1×10¹⁵ cm⁻²まで照射した。この試料を九州大学超顕微解析研究センターの電子顕微鏡(JEOL, ARM-200F および JEM-2100HC)を用いて観察した。

### 3. 実験結果

YSZ 中のイオントラックはデフォーカス量に応じてコントラストが白黒反転するフレネルコントラスト として観察された。200 MeV Xe¹⁴⁺ を照射した YSZ 中のイオントラックサイズは直径 1.5 nm であり、CeO₂ のトラックサイズ(2.2 nm)に比べて小さいことが分かった。また、イオントラック数密度は低照射量域では 照射量に比例して増加し、高照射量域で飽和した。このことは、高照射量域ではイオントラックの形成と 回復が平衡していることを示している。一方、イオントラック蓄積過程の解析から評価したトラック形成 効率は、CeO₂の 0.62 に対して YSZ では 0.07 と極めて小さく、また飽和数密度は、YSZ(8.6×10¹¹ cm⁻²)の方 が CeO₂(4.7×10¹¹ cm⁻²)の 2 倍程度高い値となった。この飽和数密度と形成効率に基づいて、YSZ および CeO₂ の回復影響領域をそれぞれ直径 4.6 nm、および 13.2 nm の柱状領域と評価した。以上の結果は、YSZ の方 が CeO₂よりも電子励起損傷からの回復が起こりやすいことを示している。

### 参考文献

[1] S. Takaki et al., Prog. Nucl. Energy, 92 (2016) 306.

[2] 永石大誠:"修士学位論文"(九州大学, 2017).

*Yoshiaki Yamaguchi¹, Tomokazu Yamamoto¹, Kazuhiro Yasuda¹, Syo Matsumura¹, Seiya Takaki² and Norito Ishikawa²

¹Kyushu Univ., ²Japan Atomic Energy Agency.

### 表面·界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価 (6)液体セシウムハライドの酸化物単結晶表面に対する濡れ性

Behavior Characterization of Volatile Fission Products in Meltdown Nuclear Fuels by a Method in Consideration of Surface and Interface Effects

(6) Wettability of Liquid Caesium Halides on Oxide Single Crystals

*石井 大翔¹, 大石 佑治¹, 牟田 浩明¹, 宇埜 正美², 山中 伸介¹, 黒崎 健^{1,2,3} ¹大阪大学, ²福井大学附属国際原子力工学研究所, ³JST さきがけ

イットリア安定化ジルコニア(YSZ)、TiO₂、MgO それぞれの単結晶表面における液体セシウムハライド(CsCl、 CsBr、CsI)の濡れ性を実験的に検証した。

キーワード:濡れ性,セシウムハライド,酸化物単結晶,ヨウ化セシウム

### 1. 緒言

原子力過酷事故時における主要な揮発性核分裂生成物(FP)であるセシウム(Cs)とヨウ素(I)の燃料からの 放出挙動を正確に評価することは、ソースターム評価の精度向上に貢献する。我々のグループは、液体 FP 化学種の燃料固体表面に対する濡れ挙動に着目しており、これまでの研究^{[11][2]}において、固体二酸化ウラン (UO₂)の表面と UO₂ と同じ立方晶蛍石型結晶構造をとるイットリア安定化ジルコニア(Yttria-Stabilized Zirconia: YSZ)単結晶の表面で溶融したヨウ化セシウム(CsI)が、いずれの固体表面に対しても接触角が 0° と測定されるほどの極めて良好な濡れ性を示すことを報告した。しかし、液体 CsI の固体表面での極めて 良好な濡れのメカニズムは解明されていない。本研究では、液体 CsI の特異な濡れのメカニズムを解明す るために、結晶構造が UO₂、YSZ と異なる二酸化チタン(TiO₂)単結晶(100)表面(ルチル型構造)ならびに酸化 マグネシウム(MgO)単結晶(100)表面(NaCl 型構造)の固体表面における CsI の濡れを検証した。

### 2. 結果·考察

Fig. 1.(a)に TiO₂(100)表面で溶融する CsI の外 観を、(b)に MgO(100)表面で溶融する CsI の外 観それぞれ示す。溶融の様子は左から右へと時 系列で示されている。図中のスケールバーは



系列で示されている。図中のスケールバーは Fig. 1. (a)TiO₂(100)表面、(b)MgO(100)表面で溶融する CsI の外観. 1 mm に対応している。CsI は、TiO₂(100)表面では、UO₂ 多結晶表面、YSZ(100)表面と同様に、溶融後に接 触角が 0°と測定されるほどに極めて良好に濡れ広がった。一方で、MgO(100)表面において、液体 CsI は他 の固体表面での挙動と全く異なり、その接触角が 23°と測定された。我々は、固体表面に形成される酸素欠 陥密度の大小が液体 CsI の濡れ挙動に影響を与えたと考えている。

### 参考文献

[1] K. Kurosaki et al, "High wettability of liquid caesium iodine with solid uranium dioxide", Sci. Rep. 7 (2017) 11449.

[2] H. Ishii *et al*, "Wettability of liquid caesium iodine and boron oxide on yttria-stabilized zirconia", J. Nucl. Sci. Technol. (Submitted)

*Hiroto Ishii¹, Yuji Ohishi¹, Hiroaki Muta¹, Masayoshi Uno², Shinsuke Yamanaka¹ and Ken Kurosaki^{1, 2, 3}

¹Osaka Univ., ²Univ. of Fukui, ³JST PRESTO

### 六方晶金属の腐食に伴う水素化挙動に関する研究

### Hydrogenation Behavior of Zircaloy and Hafnium during Corrosion

*土田 雄大¹, Do Thi Mai Dung¹, 村上 健太¹, 鈴木 雅秀¹, 岩瀬 彰宏²

1長岡技術科学大学,2大阪府立大学

カソードチャージ法及び加速器を用いたイオン注入によって Hf に水素を導入し、Hf 中の水素挙動を Zr 合金の水素化と比較し明確にすることを目的とする。異なる方法で水素導入した結果、Hf、Zr 合金ともに 腐食環境下で水素化物を形成しやすいが、Hf は Zr 合金に比べ水素化しにくいことが示された。 キーワード:ハフニウム,ジルコニウム合金,水素化,微細組織

### 1. 緒言

Hfは Zr と同様の稠密六方構造を持つ金属であり、BWR の制御棒材料に用いられている。国内 BWR の Hf 制御棒のシース部にて IASCC と推定されるひび割れが確認されたことから、Hf の炉内環境での照射成長に 関する研究は多く実施されてきた。一方、Hf は燃料集合体に使用される Zr 合金と同様、供用期間中の酸化反 応に伴って水素化物が形成すると考えられるが、高温水中における Hf 水素化物の形成過程の詳細は十分に調 べられていない。従って、水素導入方法や集合組織の影響に着目し、Hf 水素挙動を Zr 合金と比較して明らか にすることを本研究の目的とする。

### 2. 試験条件

水素導入する試料は、熱間圧延後に歪取り焼鈍をした高純度 Hf、及び Zry-4 を用いた。この試料から試験 に適した断面を切り出した後に表面を平滑化し、水素導入前の集合組織を走査電子顕微鏡による後方電子散 乱パターン(EBSD)によって確認した。水素の導入は、NaCl水溶液中でのカソード水素チャージ法と、加速器 を用いたイオン注入によって実施した。水素吸収による変化は、エックス線回折(XRD)、EBSD、透過型電子 顕微鏡(TEM)観察によって分析した。

### 3. 試験結果

XRD 分析の結果、カソードチャージ法で水素雰囲気下に 48 時間ばく露させると、Hf では  $\delta$  水素化物のピーク、Zry-4 では  $\epsilon$  水素化物のピークが確認された。Zr の水素化に関する研究より、水素化物は  $\delta$  相から  $\epsilon$  相に相変態した後に、底面上に成長することが知られている。このことから、腐食環境下では Hf は Zr 合金に比ベ水素化しにくいことが示された。一方イオン注入法の場合、両者に明確な差異は確認できなかった。次に、水素導入面から断面を取り、EBSD 測定をして水素化物と集合組織の関係を確認した。その結果、Hf、Zry-4 ともに底面に近い面を晶癖面として水素化物が析出していることが示唆された。発表では、TEM を用いた水素化物の観察結果についても報告する。



- 注入方向

Fig.1 カソードチャージ後 XRD 結果 (a)Hf (b)Zry-4 Fig.2 カソードチャージ後 断面観察結果

### 参考文献

[1]日本原子力研究開発機構「商用再処理施設における機器の水素ぜい化割れに係るメカニズムに関する試験研究」(2013) [2]沼倉宏「チタン、ジルコニウム、ハフニウム中の水素の挙動と水素化物形成」日本金属学会会報第31巻第6号(1992)

*Kazuhiro Tsuchida¹, Thi Mai Dung Do¹, Kenta Murakami¹, Masahide Suzuki¹, Akihiro Iwase²

¹Nagaoka University of Technology, ²Osaka Prefecture University

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

### [3D10-13] Fuel Cladding

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui) Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 3:55 PM Room D (R1-212 - R1 Building)

### [3D10] Development of Corrosion Resistant Coating Technology to Silicon Carbide Fuel Materials

(2)

*Ryo Ishibashi¹, Kazushige Ishida¹, Katsumasa Miyazaki¹, Takao Kondou² (1. Hitachi,Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

### [3D11] The development of self-healing coating on zirconium alloy for light water reactors

*Zhengang Duan¹, Huilong Yang², Sho Kano², Jingjie Shen², Zishou Zhao², John McGrady², Hiroaki Abe² (1. Tohoku University, 2. The University of Tokyo) 3:00 PM - 3:15 PM

### [3D12] Correlation between Fe distribution and irradiation defects in irradiated zirconium alloys

*Takashi Sawabe¹, Takeshi Sonoda¹ (1. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM

### [3D13] Evaluation of Mechanical Property of High Burnup BWR Fuel Cladding by Internal Pressurization Burst Test

*Akihiro Yamauchi¹, Keizo Ogata¹ (1. Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

3:30 PM - 3:45 PM

### 核燃料用炭化珪素材料に適用する耐食被覆技術の開発(2)

Development of Corrosion Resistant Coating Technology to Silicon Carbide Fuel Materials (2)

*石橋 良¹,石田一成¹,宮崎 克雅¹,近藤 貴夫²

¹日立製作所,²日立 GE ニュークリア・エナジー

BWR-NWC 模擬環境での SiC の耐食性を向上する耐食被覆技術の確立を目的に、SiC 基材被覆に及ぼす接合の熱影響を調べるとともに、接合部を被覆した試験片を作製して高温水中での耐食性を評価した。

キーワード:燃料材料,炭化珪素,耐食性,被覆,接合部

### 1. 緒言

沸騰水型原子炉通常炉内水質(BWR-NWC)模擬環境での炭化珪素(SiC)の耐食性向上を目的に、SiC 接合 部に対する耐食被覆技術を検討した。事故耐性燃料材料として有望な SiC を燃料被覆管及びチャンネルボッ クスに適用する際の課題の一つが高温水腐食である^[1]。SiC 基材に対して物理蒸着とそれに続く熱処理を基本 プロセスとした被覆を検討した結果、密着性および高温水腐食の観点から Ti を主成分とする被覆が有望であ る^[2,3]。一方、被覆した SiC を接合すると、その被覆は接合による熱影響を受けて変質することが予想され、 その熱影響の把握とともに、接合部の耐食被覆構造および接合後に施工する耐食被覆の検討が必要である。

### 2. 検討方法

### 2-1. 耐食被覆と接合

SiC 基材に対しては、物理蒸着とそれに続く熱処理を基本プロセスとした Ti を主成分とする被覆を施し、 一方、接合部に対しては、減圧プラズマ溶射法を用いて Ti を主成分とする被覆を施した。

接合材を Si としグラファイトヒータを用いたヒータ加熱ロウ付け法^[4]により接合した。被覆の熱影響評価 では、SiC 基材に被覆を施した管( $\phi$ 10×100(mm))と丸棒( $\phi$ 10×100(mm))を接合し、X 線回折法により 被覆の構成相を同定し変質を評価した。

### 2-2. 高温水腐食試験

板(20×10×1.2 (mm))2枚を突合せた接合試験片に対して、試験片端部にSiC基材のための被覆を施した後、接合部に対する被覆を施した。溶存酸素濃度8 ppmの561 K高純度水環境で腐食試験を実施し、外観及び重量の変化から被覆試験片の耐食性を評価した。

#### 3. 結果

接合部付近のヒータユニット内では表面温度が1400℃以上 に達し、TiがTiCまたは金属間化合物に変化した。少なくと も接合部から離れた 530℃以下の位置では被覆構成相の変化 は確認されなかった。高温水腐食試験後の重量変化の結果を 図1に示す。試験開始時に重量が増加した後、重量変化が小 さくなることから、被覆の耐食性が高いことが期待される。

### 参考文献

[1] Y. Katoh, et al., ORNL/TM-2014/210, (2014).
[2]石橋ほか,日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集, 2J15, (2017).
[3]石橋ほか,日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 2I08, (2017).
[4]石橋ほか,日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集, 2G10, (2016).

*Ryo Ishibashi¹, Kazushige Ishida¹, Katsumasa Miyazaki¹ and Takao Kondo² ¹Hitachi, Ltd., ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd..





The development of self-healing coating on zirconium alloy for light water reactors *Zhengang Duan¹, Huilong Yang², Sho Kano², Jingjie Shen², Zishou Zhao², John McGrady², Hiroaki Abe² 1 Tohoku University, 2 The University of Tokyo

Abstract: For the extension in burnup and enhancement in safety margin within a short term, a new conception of a self-healing coating has been proposed. The combination reactions between MoO₃ and the transition metal ions coming from the corrosion product of the structural materials to form the insoluble molybdate compounds were applied as the self-healing reactions. The chemical stability of the candidate materials in autoclave and furnace were assessed. The rate of the self-healing reactions will be calculated by the investigation of the effects of temperature and exposure time on the formation of molybdate compounds in the autoclave.

Keywords: self-healing, zirconium alloy, fuel cladding, molybdate compound

#### 1. Introduction

During the development of advanced fuel claddings for light water reactors (LWRs), the waterside corrosion of the fuel claddings is generally recognized as one of the main limitations to burnup extension of nuclear fuels, reducing operator refueling downtime. Moreover, accelerated hydrogen uptake in the claddings was observed at high burnups, which is also one of the most important issues limiting high burnup fuel performance from the viewpoint of cladding integrity. The coating technology has been widely applied in cladding to increase water corrosion and wear resistance due to its outstanding profits. The major benefit is the economics as the resistances can be improved using a coating on existing Zr-based claddings without the necessity to modify the base materials, contributing to the possibility for commercial application in the very near term. In addition, the self–healing coating, which can repair the damages automatically, or by an external trigger, is much more attractive.

### 2. Self-healing concept

If the corrosion products of the structural materials, main consisting of the transition metal ions or compounds, could react with MoO₃ to form the insoluble molybdate compounds, these reaction products will deposit and fill the crack in the coating. Based on this idea, a self-healing concept was proposed for the coating on the fuel cladding. The coating was design to consist of two layers: MoO₃ layer and protective layer. The protective layer is to protect the MoO₃ from being dissolved while MoO₃ layer is to react with transition metal ions or compounds if a crack occurs. Therefore, the preliminary research is being conducted to assess the stability of the candidate materials and confirm the combination reactions.

#### 3. Results and conclusion

As the candidate materials for the protective layer, the chemical stability and the compatibility with MoO₃ of Fe₂O₃, Cr₂O₃, Al₂O₃, ZrO₂, SiO₂, and TiO₂ were assessed by the autoclave and furnace experiments. The investigation on the rate of combination reaction between MoO₃ and Fe₂O₃, FeOOH, ZrO₂, Zr(OH)₄, NiO and Ni(OH)₂, respectively, is being conducted by changing the exposure time and temperature of the autoclave experiments. Preliminary results show MoO₃ could react with Fe₂O₃, FeOOH, ZrO₂, Zr(OH)₄, NiO and Ni(OH)₂ to form the corresponding molybdates, which indicate that this self-healing mechanism is promising to be applied for the coating on the fuel cladding. Acknowledgement:本研究は「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「新しい

事故耐性燃料「自己修復性保護皮膜つきジルコニウム合金」の開発」による助成を受けています。

### 照射ジルコニウム合金中の Fe 分布と照射欠陥の関係

Correlation between Fe distribution and irradiation defects in irradiated zirconium alloys

*澤部 孝史¹, 園田 健¹

1電力中央研究所

アトムプローブ(APT)測定の空間分解能を向上させることで、照射ジルコニウム合金の母相における詳細な Fe 分布を明らかにした。その結果、高燃焼度では Fe が照射欠陥の周囲に集まり、リング状の Fe クラ スターを形成することがわかった。

キーワード:ジルコニウム合金,燃料被覆管,析出物,照射欠陥,アトムプローブトモグラフィー

#### 1. 緒言

ジルコニウム合金被覆管の耐食性には、添加した合金元素の Fe, Cr, Ni の分布が影響すると考えられる。こ れら合金元素はジルコニウムに固溶せず、微細な析出物を形成するが、照射により析出物から母相へ溶出 する。当所は照射ジルコニウム合金を APT 測定し、母相での溶出元素の分布[1]および添加 Fe 量や照射量 が Fe 分布に及ぼす影響[2]を報告した。しかし、APT 測定の空間分解能が十分ではなく、詳細な Fe 分布は 未確認であった。今回、測定条件を再検討し、高い空間分解能での測定に成功した。

### 2. 試料と実験方法

照射ジルコニウム合金は、Fe 量を増大した改良合金(Fe 量 0.43 at%) と比較用のジルカロイ-2(0.29 at%) である。こ れらは BWR で 15×10²⁵/m²(E>1 MeV)まで照射された。 APT 測定には LEAP4000X-HR を用い、試料温度を 20K、レ ーザーエネルギーを~30 pJ とした。従来のレーザーエネル ギー(2 nJ) と比較して大幅に低く、電界蒸発時の熱影響を 抑制することで Fe 分布をより鮮明に取得する。

### 3. 結果

Fe 量を増大した改良合金の母相において、リング状の Fe クラスターが六方晶の底面に沿って観察された(図1)。リ ング径は10-40 nm 程度であり、リングの面は六方晶の底面 に対して垂直に並ぶ(図2)。このことから Fe は a 成分転位 の周囲に濃化すると考えられた。また、微量の Ni が Fe と 同じ分布であり、溶出 Ni も a 成分転位の周囲に濃化するこ とを確認した。一方、Fe 量の少ないジルカロイ-2 ではリン グ状 Fe クラスターが僅かなことから、Fe の溶出量に応じて リング状 Fe クラスターが形成されると考えられた。



図1 母相でのFe, Ni分布(改良合金)



図2 (a) 六方晶底面に並ぶリング状のFeクラスター
 (b) 六方晶底面と垂直な方向(c軸)からのマップ

#### 参考文献

[1] T. Sawabe, T. Sonoda, S. Kitajima, Proceedings of WRFPM 2014, Sendai, Japan, Sep. 14-17, 2014, Paper No. 100139.
[2] 澤部孝史, 園田健, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 予稿集 2P23.

*Takashi Sawabe1 and Takeshi Sonoda1

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

### 内圧破裂試験による高燃焼度 BWR 燃料被覆管の機械的性質評価

Evaluation of Mechanical Property of High Burnup BWR Fuel Cladding by Internal Pressurization Burst Test

*山内 紹裕¹,緒方 惠造¹ ¹原子力規制庁長官官房技術<u>基盤</u>グループ

高燃焼度使用済燃料被覆管を用いた内圧破裂試験から得られた機械的性質と被覆管中の水素濃度の関係を整理した。 さらに、水素化物の方位等を表す指標により、水素化物の析出形態と被覆管の延性低下の相関を調べた。

キーワード:沸騰水型原子炉、高燃焼度燃料被覆管、内圧破裂試験、機械的性質、水素化物

1. 緒言 核燃料の使用期間が長期化すると被覆管中の水素濃度が加速度的に増加する傾向を示している^[1]。水素濃度 の増大に伴って周方向破断伸び(延性に相当)が低下するとの知見が得られており^[2]、また、水素濃度のみならず水素 化物の析出形態(方位等)も被覆管の機械的性質に影響を及ぼすことが知られている。本研究では、水素化物の析出形 態に関連する指標を算出し、機械的性質との関係を整理することで被覆管の延性が低下する条件の定量化を試みた。

2. 実施内容 内圧破裂試験により使用済燃料被覆管(国内商用炉照射、燃焼度: 52.5-68.8 GWd/U)の機械的性質を調べた⁽³⁾⁽⁴⁾。本内圧破裂試験では、照射まま材 に加え、水素添加材、水素添加及び水素化物半径方向再配向処理材を供試材とし た。各試料の Zr ライナ部分を含む被覆管全体の平均水素濃度はそれぞれ 119-281 ppm、331-615 ppm、265-1515 ppm であった。これらについて、得られた周方向破 断伸びと被覆管中の水素濃度との関係を整理した。さらに、各試料の断面金相写 真を画像解析することで、Zry-2 部分に存在する水素化物の析出形態に関連する指 標を算出し、周方向破断伸びとの関係を整理することで周方向破断伸びが 1%以下 となる条件について検討した。



### 3. 結果・考察

供試材からZrライナを除去したZry-2部分の水素濃度と周方向破断伸びの関係を図1に示す。水素濃度が高い試料において周方向破断伸びのばらつきが大きかった。周方向破断伸びへの影響は、被覆管中の水素化物が半径方向に配向している程大きいが、水素濃度には水素化物の析出形態が反映されていないことが原因だと考えられる。

これに対し、周方向破断伸びを、Zry-2部分に存在する水素化物の半径方向への投影長さの累積値を測定面積で除した値(以下「指標値」という。)で整理したところ、指標値増加に伴う延性低下の傾向が比較的良く示された(図2)。本試験の範囲内では、指標値が29.4 mm/mm²、Zry-2部分の水素濃度が213 ppm以上を示した試料が1%未満の周方向破断伸びを示した。また、それらは全て商用炉での使用後に水素添加及び水素化物再配向処理を施した試料だった。以上より、Zry-2部分に200ppm程度(本試験の供試材では、Zrライナ部分を含む被覆管全体の平均水素濃度600ppm程度に相当)の水素化物が存在し、さらに半径方向への配向の度合いが大きい場合、被覆管の周方向破断伸びは1%以下になる可能性があることがわかった。



*単軸応力条件結果を二軸応力条件結果に補正

### 参考文献

- Y. Hirano et al, Irradiation Characteristics of BWR High Burnup 9x9 Lead Use Assemblies, Proc. 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Kyoto, Oct. 2-6, 2005.
- [2] 平成 18 年度高燃焼度燃料安全裕度確認試験 成果報告書、(独) 原子力安全基盤機構、07 基炉報-0003、平成 19 年 11 月
- [3] K. Ogata et al, Effect of Increased Hydrogen Content on the Mechanical Performance of Irradiated Cladding Tubes, Proc. TopFuel 2012, Manchester Sept. 2-6, 2012.
- [4] A. Yamauchi et al, Quantification of Morphology of Zr-Hydride Precipitates for Evaluation of High-Burnup Fuel Cladding Mechanical Property, NuMat2016, Montpellier, Nov. 7-10, 2016.
- *Akihiro Yamauchi¹ and Keizo Ogata¹

¹Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

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

### [3E01-04] Environmental Radioactivity and Radiation

Chair: Michio Aoyama (Fukushima Univ.)

Wed. Mar 28, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room E (R1-311 - R1 Building)

[3E01] Radiation measurements associated with lightning and thunderclouds in winter at the coastal area of the Japan Sea
*Harufumi Tsuchiya¹, Teruaki Enoto², Yuuki Wada^{4,3}, Yoshihiro Furuta³, Kazuhiro Nakazawa³, Takayuki Yuasa⁵, Kazufumi Okuda³, Kazuo Makishima⁴, Toshio Nakano⁴, Daigo Umemoto⁴ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. Univ. of Tokyo, 4. RIKEN, 5. Singapore )
9:30 AM - 9:45 AM
[3E02] Consideration of tracer of hazardous substances in the atmosphere from continent
*Keita Funyuu¹, Naoto Hagura¹, Kouichi Kashimata¹ (1. Tokyo City University Graduate School)
9:45 AM - 10:00 AM
[3E03] Analysis of sources and removal of radon decay products-associated radioactive acrosol particles inside ordinary houses with ventilation

radioactive aerosol particles inside ordinary houses with ventilation. *Jun Moriizumi¹, Taishi Naoi¹, Hiromi Yamazawa¹ (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3E04] Concentration estimation method for air-borne radioactivity from NaI(TI) pulse height distribution

*Hiromi Yamazawa¹, Atomu Oku¹, Jun Moriizumi¹ (1. Nagoya Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

### 日本海沿岸における冬の雷や雷雲に伴う放射線観測

Radiation measurements associated with lightning and thunderclouds in winter at the coastal area of the

Japan Sea

*土屋 晴文¹, 榎戸 輝揚², 和田 有希^{3,4}, 古田 禄大³, 中澤 知洋³, 湯浅 孝行⁵, 奥田 和史³, 牧島 一夫⁴,中野 俊男⁴, 棋本 大悟⁴

¹JAEA,²京都大学,³東京大学,⁴理化学研究所,⁵シンガポール

冬に雷が多発する日本海沿岸では、雷の発生や雷雲の通過に伴って高エネルギー放射線が観測されている。 本発表では、これまでに明らかにした雷や雷雲における放射線発生のメカニズムを解説するとともに、雷 が光核反応を誘発し、中性子、陽電子及び酸素や炭素の放射性同位体を生成した事象についても報告する。 **キーワード**:雷,雷雲,粒子加速,ガンマ線,中性子,陽電子、放射性同位体

### 1. 緒言

日本海沿岸地域にある原子力発電所や自治体が持つモニタリングポストにより、雷の発生や雷雲の通過 に伴った放射線量の増大が観測されている。増大の原因は、雷や雷雲中の強電場により加速された電子が 制動放射によってガンマ線を放出するためであると考えられていた。しかし、中性子や陽電子に由来する と考えられる信号を検出したという報告もあり、雷や雷雲の中で起こっている現象は、これまでの制動放 射によるガンマ線の発生という単純な描像では全てを説明することが出来なかった。

### 2. 観測手段

2006年より、Nal や BGO シンチレータなどで構成された放射線検出器、大気電場計及び光検出器を柏崎 刈羽原子力発電所構内の 2 地点に設置して観測を続けてきた。しかし、雷や雷雲の中で起こっている現象 を解明するためには、観測データの高品質化と観測地点の数を増やす必要があった。そのため、可搬性や 時間応答に優れた検出器システムを開発し、発電所構内の観測地点を 2 ヶ所増設するとともに金沢市と小 松市などにも新たな観測拠点を構築した。

### 3. 結果と今後

2017 年 3 月までの観測によって、放射線量の増大が数分ほど続くロングバーストと呼ばれる事象を 27 例、1秒程度かそれ以下のショートバーストを 9 例検出した。多くの場合、ロングバーストで観測される ガンマ線のエネルギーはおよそ 10~20 MeV であり、ガンマ線の大気伝播や検出器の応答を考慮したシミ ュレーションモデルとの比較により、観測されたエネルギースペクトルは相対論的なエネルギーにまで加 速された電子の制動放射ガンマ線に由来するとして説明できる。一方、ショートバーストでは 10 MeV の ガンマ線が観測される事象は少なく、稀に 511 keV の対消滅ガンマ線を伴うことがあった。2017 年 2 月に 観測されたショートバーストでは、対消滅ガンマ線に加えて、窒素の中性子捕獲ガンマ線も捉えることに 成功した。捕獲ガンマ線と対消滅ガンマ線の同時観測は、雷が光核反応 (γ+¹⁴N->n+¹³N) を引き起こし、 中性子と短半減期核種である放射性同位体 ¹³N を生成したと考えることで、うまく説明できる。この事象 では ¹³N に加えて、酸素や炭素の放射性同位体 ¹⁵O や ¹⁴C も生成されたと考えられる。今後は、どのような 条件下で雷が光核反応を引き起こすのかを詳細に検証していく予定である。

### 参考文献

[1] Enoto et al, "Photonuclear reactions triggered by lightning discharge", Nature 551, 481-484 (2017)

^{*}Harufumi Tsuchiya¹, Teruaki Enoto², Yuuki Wada^{3,4}, Yoshihiro Furuta³, Kazuhiro Nakazawa³, Takayuki Yuasa⁵, Kazufumi Okuda³, Kazuo Makishima⁴, Toshio Nakano⁴, Daigo Umemoto⁴

¹JAEA, ²Kyoto Univ., ³Univ. of Tokyo, ⁴RIKEN, ⁵Shingapore

### 大陸由来の大気中有害物質のトレーサーの検討

### Consideration of tracer of hazardous substances in the atmosphere from continent

*舟生 慶太¹,羽倉 尚人¹,樫又 恒一¹

### 1東京都市大学

東京都市大学原子力研究所は1週間ごとに大気浮遊塵を集塵・採取している。大陸由来の有害物質とし て硫黄があり、硫黄と Be-7 は同じ大気浮遊塵に付着して飛来する性質がある。今回は硫黄と相関のある Be-7 の検討を大気浮遊塵試料の解析結果などを用いて行う。

### キーワード: Be-7,Pb-210, γ線スペクトロメトリ,粒子線励起 X 線分析(PIXE),安定同位元素

### 1. 緒言

黄砂などの大陸由来の大気汚染問題の研究において大気浮遊塵の採取と分析は重要なものである。東京 都市大学原子力研究所では毎分の吸入量が7000のハイボリューム・エア・サンプラとフィルター(ADVANTEC 社、QR-100、シリカ製)を使って1週間ごとに大気浮遊塵を集塵・採取している。大気浮遊塵の中には有 害物質の硫黄が含まれている。硫黄と Be-7 は同じ大気浮遊塵に付着する性質がある。本学研究所は大気浮 遊塵に HP-Ge 半導体検出器を用いてγ線スペクトロメトリを行っている。しかし、硫黄は安定同位元素の ためγ線スペクトロメトリでは測定できない。本研究は、大気中の有害元素である硫黄と相関性がありト レーサーになりうる Be-7 に注目し、Be-7 と Be-7 に関するものの検討を行う。

### 2. 方法

### 2-1. Pb-210と Be-7 の相関

Be-7 は硫黄のトレーサーとして有効だが、半減期が 53 日で短いという 欠点がある。そのため Be-7 を含む時間が大幅に経過した試料中の測定結 果は較正するとともに、Be-7 が下限値以下で見えない時のために Be-7 の 推量を行える元素を見つける必要がある。Pb-210 は Be-7 と同じ大気浮遊 塵に付着する性質があるため、Pb-210 と Be-7 の相関を取り(図 1)、他の研 究機関^[1]と同様な相関係数が取れるかを検討する。

Be-7 は成層圏の酸素や窒素と宇宙線が核破砕反応をして生成されたの



### 2-2.宇宙線とBe-7の関係性の検討

(2016年から2017年の試料の解析)

ち対流圏中を浮遊・流動している。オウル大学宇宙線ステーション^[2]では1年ごとから1日ごとまでの宇宙線の計数値を知ることができる。今回は、オウル大学宇宙線ステーション^[2]の2016年から2017年までの宇宙線の変動を見ながら、その結果とBe-7の放射能量を比較・検討する。

### 3. 今後の予定

Be-7とBe-7に関する元素の解析結果と今後行う粒子励起X線分析(PIXE)で得られる硫黄の測定結果を比較 して本研究の検討が妥当なものかを評価していきたい。

### 参考文献

[1] 松本洋平ら、大気中浮遊塵物質に含まれる放射性同位元素と金属元素の関係、NMCC 共同利用研究成果報文集 16(2009)

[2] オウル大学 宇宙線ステーション http://cosmicrays.oulu.fi/

*Keita Funyuu¹, Naoto Hagura¹ and Koichi Kashimata¹

¹Tokyo City Univ.

### 換気のある一般家屋内でのラドン起因放射性エアロゾルの生成・除去解析

Analysis of sources and removal of radon decay products-associated radioactive aerosol particles

inside ordinary houses with ventilation.

*森泉 純¹, 直井 大志¹, 山澤 弘実¹

1名古屋大学・院・工学研究科

一般家屋内の総エアロゾル濃度変動には屋内生成よりも屋外との交換過程の寄与が主で、屋外エアロゾル が流入経路で除去される効率は一定しなかった。屋内外の放射能粒径分布は概ね一致した。

キーワード: ラドン 222, 放射性エアロゾル, 粒径分布, 沈着, 換気, 一般家屋, 内部被曝, 屋内退避

### 1. 緒言

放射性エアロゾル粒子の物体表面への沈着効率はその空気力学的直径により異なる。沈着効率は、沈着 面が呼吸気道であれば吸入による内部被曝の、建物内壁であれば屋内空気中濃度及び壁面上の汚染の程度 を通じてそれぞれ内部・外部被曝の線量に影響する。人が実際に生活・滞在する屋内でのエアロゾル動態 の物理過程の速度の把握を試みた。

### 2. 方法

2-1. 測定 既報^[1]を含め、名古屋市内の3つの一般家屋の居室A,B及びC(それぞれ戸建・容積280m³、 集合住宅・33m³、集合住宅・29m³)において、窓、ドア等の開口部を閉じた状態で、屋内外の5つの粒径 範囲毎(最小は0.3–0.5µm)の総エアロゾル粒子個数濃度、屋内²²²Rn 濃度、屋内²¹⁸Po 濃度を2日間程度 連続測定した。期間中に屋内外の²²²Rn 壊変生成核種付着の放射性エアロゾル粒子の放射能粒径分布

(0.05-12 µm の 11 段と>12 µm、<0.05 µm の計 13 段)、及び屋内の換気率を適宜測定した。期間中、「自然 換気」(小型の換気扇による常時換気)および厨房、浴室等の換気扇の作動による「機械換気」の異なる 2 つの換気条件を設定した。加えて、空気清浄機によるエアロゾル除去の擾乱への上記測定項目の応答を測 定した。測定機器は各居室の中央、床面より高さ 1.0 m に設置した。

**2-2. 解析** 屋内の総エアロゾル粒子個数濃度  $C_{in}$ の時間変動は屋内での生成 P、屋外(濃度  $C_{out}$ )からの流入、内壁への沈着除去と屋外への排出の収支により決定される:  $dC_{in}/dt = P + k(P_eC_{out} - C_{in}) - aC_{in}$ 。ここで k は屋内外のエアロゾル粒子の交換率を表す係数、 $P_e$  は屋外空気中のエアロゾル粒子が屋内への流入経路 上の障害物との衝突・遮断による除去を免れる確率(浸透率)、a は沈着率を表す係数である。k は換気率 の実測値( $h^{-1}$ )と等しいと仮定し、 $C_{in}$ の実測値を最もよく再現する  $P, P_e$ とaの値を決定した。

### 3. 結果

浸透率 P。の流入する外気の流速への依存性は、住居 A, C では自然換気で 0.8-1、機械換気で 0.6-0.8 と負 であったのに対し、住居 B では正の傾向を示し、一定しなかった。容積の大きな住居 A では、換気による 流入排出過程の速度(k)は沈着除去過程(a)の 2 倍程度、B, C では同程度であった。エアロゾル除去擾乱への 応答から、住居 B, C でのエアロゾル粒子の屋内生成は換気の 1/3 程度の速度であった。屋内エアロゾルの 物理における換気過程の主要性が示唆される。自然換気条件、日中の住居 B での屋内でのエアロゾル放射 能粒径分布はそれらの測定から 1 h 及び 4 h 後に測定した屋外の分布と概ね等しい空気力学的放射能中央径 (AMAD)を示し、換気による外気の屋内空気への寄与が大きいとする見方と合致する。

### 参考文献

[1] 直井大志 他、日本原子力学会 2016 年春の年会、3A02、東北大学、仙台市 (2016)。

^{*}Jun Moriizumi¹, Taishi Naoi¹ and Hiromi Yamazawa¹

¹Graduate School of Engineering, Nagoya Univ.

### NaI(TI)波高分布からの放射性物質大気中濃度推定法の検討

Concentration estimation method for air-borne radioactivity from NaI(Tl) pulse height distribution

*山澤 弘実1, 奥 安人夢1, 森泉 純1

1名大院工

既設のモニタリング施設 NaI(T1)検出器で測定される波高分布から放射性プルーム通過時の大気中濃度 を求める既存の二方法を融合した方法を提案し、茨城県内で得られた波高分から濃度推定を行った。

### キーワード: NaI(T1)波高分布、大気中濃度、放射性プルーム、モニタリング、

### 1. 諸言

既設のモニタリング施設の NaI(T1)検出器で測定される波高分布から事故放出 FP 核種の大気中濃度 の推定方法について検討する。計数率測定値はグランドシャイン(GR)とクラウドシャイン(CL)の 両者が含まれているため、両者の分離評価が焦点となる。これまでに提案されている散乱成分と全吸 収ピークの計数率の比を用いる方法(方法1)と、プルーム通過前後の計数率増加を用いる方法(方 法2)の整合性、得失及び推定下限を検討するとともに、両者の長所を利用した推定法を提案する。 2. 推定方法

方法1は、主要核種の全吸収ピークの存在しない低エネルギー域(120-180keV)のコンプトン散乱 成分の計数率と全吸収ピークの計数率の比がGRとCLで異なることを利用して両成分を分離し、各核 種の全吸収ピークの計数率のEGS5算値が実測と整合する核種濃度を求める。この方法には、複数核種 の濃度を同時に推定で、単一のNaI波高分布から濃度推定が可能であるという利点があるが、周辺に 樹木が存在するMPでは推定できない短所がある。方法2では、各プルーム中の単位時間あたりの沈着 量が大気中濃度に比例すると仮定し、プルーム前後の計数率増加をGRの増分と考え、GRとCLに分離 する。この方法は、どのような周辺環境であっても濃度推定が原理的に可能であるという利点を持つ 一方で、推定可能な核種数が方法1より少ない。

### 3. 結果

融合手法を村松 MS、石神 MS に適用した。対象期間は 2011 年 3 月 15 - 31 日とし、対象核種は波高 分布から全吸収ピークが確認できた核種(¹³³Xe、¹³¹I、¹³²I、¹³³I、¹³²Te、¹³⁴Cs、¹³⁶Cs、¹³⁷Cs)とした。 村松 MS での推定結果は¹³¹I、¹³²I、¹³³I、¹³²Te、¹³⁴Cs について実測値をファクター2 の範囲で再現した

が、¹³⁶Cs では大きく過大評価となり、¹³⁷Cs では推定値を 得ることができなかった。石神 MS での推定結果は¹³³I を除く全ての核種で参考値に比べ系統的に低い値が得ら れた。これは、発表者らによるプルーム輸送経路の解析 結果で示された内陸部では沿岸部と比較し大気中濃度が 低くなることに矛盾していない。この融合手法を用いて 推定した¹³¹I 濃度の水平分布の例を図に示す。これまで の推定ではプルーム軸の位置が不明であったが、海岸よ りやや内陸側に存在することが明らかになった。



Hiromi Yamazawa¹, Atomu Oku¹ and Jun Moriizumi¹

¹Nagoya Univ.

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

### [3E05-09] Environmental Radioactivity and Dose Assessment

Chair: Takahashi Fumiaki (JAEA)

Wed. Mar 28, 2018 10:35 AM - 12:00 PM Room E (R1-311 - R1 Building)

[3E05] Development of an air dose rate evaluation system tool using DEM/DSM data and realistic building/tree models *Minsik Kim¹, Alex Malins¹, Kazuyuki Sakuma¹, Akihiro Kitamura¹, Masahiko Machida¹, Yukihiro Hasegawa², Hideaki Yanagi² (1. JAEA, 2. RIST) 10:35 AM - 10:50 AM [3E06] Generation Origin of Insoluble Cs Particles Observed in Kanto District Four Days After the Fukushima Daiichi NPP Accident *Akihide Hidaka¹ (1. JAEA) 10:50 AM - 11:05 AM [3E07] Long term behavior of radiocaesium and tritium off Fukushima *Michio Aoyama¹ (1. Inst. of Environmental Radioactivity, Fukushima Univ.) 11:05 AM - 11:20 AM [3E08] Environmental Impact of Radioactive Materials inside Harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Including a Wide Costal Area *Masahiko Machida¹, Susumu Yamada¹, Hasahisa Watanabe¹ (1. JAEA) 11:20 AM - 11:35 AM [3E09] Dose assessment to crew member by Advection Diffusion Model for Maritime Mobile Radiation Monitoring System *Ryota Adachi¹, Hiroki Ofuji¹, Yutaka Mori¹, Masato Kanasaki¹, Mizuo Kajino², Keiji Oda¹ (1. Graduate School of Maritime Science, Kobe University, Japan, 2. Atmospheric Environment and Applied Meteorology Research Department) 11:35 AM - 11:50 AM

### DEM・DSM データと現実的な建物・樹木モデルを用いた 空間線量率評価システムツールの開発

Development of an air dose rate evaluation system tool using

DEM/DSM data and realistic building/tree models

*金 敏植¹, Alex Malins¹, 佐久間 一幸¹, 北村 哲浩¹, 町田 昌彦¹, 長谷川 幸弘², 柳 秀明² ¹日本原子力研究開発機構,²高度情報科学技術研究機構

複雑な3次元環境中に放出された放射性セシウムによる空間線量率分布を明らかにするため、航空レーザー測量、人工衛星等から得られる数値表層モデル(DSM)、数値標高モデル(DEM)及び樹木・建物モデルを用いることで、地形をはじめ樹木や建物などを詳細に再現できるツールを開発した。これにより、現実的な3次元モデルが容易に作成可能となり、放射線輸送解析プログラムのPHITSによる空間線量率評価が迅速に実施できる。

キーワード:空間線量率、モデル、東京電力福島第一原子力発電所事故、モンテカルロ、PHITS

### 1. 緒言

福島県の避難区域等においては、森林や市街地等で詳細に空間線量率の測定が行なわれているが、3次元 構造物モデルを作成し、計算によって空間線量率分布を詳細に評価した例は数少ない。空間線量率分布を より正確に計算するためには、地形をはじめ周辺の被覆状況、構造物等を考慮した上で計算・評価する必 要がある。そこで本研究では、DSM、DEM を基に PHITS に供するために開発した樹木・建物モデルを用 いることで、地形をはじめ樹木や建物等を詳細に再現する空間線量率評価システムツールを開発した。

### 2. 空間線量率評価システムツールの概要

### 2-1. モデルの作成

構造物については、日本の典型的な9種類の建物 モデルを用いて作成される。また、樹木について は広葉樹と針葉樹モデル、地形モデルは、地形を 考慮した地表面モデルを取り込んだ。線源設定で は、¹³⁴Cs 及び¹³⁷Csの放射能分布をモデルの様々 な環境要素に対し任意に分布設定が可能である。



図 1. 空間線量率評価システムツールの計算手順

### 2-2. 計算手順

計算対象モデルの作成に当たっては、DEM、DSM

を用いて、自動でモデルを構築する一方、ユーザーによるマニュアル作成・修正も可能であり、その際は 対象領域のオルソ画像を利用する。計算対象モデルの作成後、放射線輸送解析計算コードである PHITS に 適したフォーマットでシステムから出力され、空間線量率の計算が実施可能となる(図1)。

### 3. 結論

本空間線量率評価システムツールを用いることで、地形や構造物の3次元構造の数値モデル化が容易となり、詳細な線量率分布の計算が可能となった。

*Minsik Kim¹, Alex Malins², Kazuyuki Sakuma¹, Akihiro Kitamura¹, Masahiko Machida¹, Yukihiro Hasegawa², and Hideaki Yanagi²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Research organization for Information Science & Technology

### 福島第一原発事故の4日後に関東地方で観測された不溶性 Cs 粒子の生成起源

Generation Origin of Insoluble Cs Particles Observed in Kanto District Four Days

After the Fukushima Daiichi NPP Accident

### *日高 昭秀1

1日本原子力研究開発機構

3/15 午前中に関東地方で観測された不溶性 Cs 粒子は、同位体比等から2号機起源とされてきたが、1号機起源の粒子より小粒径であること等を考えると、3号機の水素爆轟時に生成し、爆風で R/B 深部に移動した粒子が、3/15未明の3号機注水再開時に発生した蒸気流れによって再浮遊して放出した可能性が高い。 キーワード:福島第一原発事故、ソースターム、不溶性 Cs 粒子、水素爆轟、溶融物微粒化、再浮遊

### 1. 緒言

福島第一原発事故時に環境中に放出された Cs の一部は、ケイ酸塩ガラスに覆われた不溶性 Cs 粒子(通称、Cs ボール)であった[1]。その粒子には A タイプ(2~10  $\mu$  m)と B タイプ(70~400  $\mu$  m)があり、¹³⁴Cs/¹³⁷Cs 比から、B タイプは 1 号機起源(水素爆燃時に生成)、A タイプは 2 号機または 3 号機起源とされ[2]、炉の 温度状況や風速場等から 2 号機起源が有力と考えられてきた。しかしながら、粒子の性状から、その生成 機構は融体分断による微粒化と直後の冷却と推察され、B タイプの起源は妥当と考えられるが、A タイプ については、2 号機では温度の上昇と低下に伴う蒸発凝縮による生成が主と考えられるため、説明できない。

### 2. 不溶性 Cs 粒子生成に関する検討

事故中に融体分断を生じさせる激しい事象として報告されたのは1号機と3号機の水素爆発のみである。 従って、Cs 粒子は、原子炉建屋(R/B)の断熱材等に沈着した Cs が、爆発時の火炎によって溶融し、高速 流によって細かく分断、その後冷却されて生成されたと考えられる(図1参照)。液滴生成において表面張 力を支配的と仮定すると、Weber 数= $\rho V^2 L/\sigma$ はほぼ一定値をとる。1号機では緩やかな水素爆燃が起き、 3号機では伝播速度がより速い水素爆轟が起きたとされていることから、3号機起源の粒子は1号機より小 さな粒径となり、実測値の傾向と一致する。3号機で水素爆轟が起きた時(3/14,11:01)、風向きから粒子 の大部分は海側に流されたが、一部は爆轟時の風圧によって同機の R/B 深部に移動し残ったと考えられる。

### 3. 粒子を放出させるプラント事象及び風速場の検討

3 号機では、3/15,02:30 に約6時間中断していた炉心注水が再開した。その直後、炉内とD/W内で大量に発生した水蒸気がD/W 破損口を介して R/B内に流れを作り、3号機の水素爆轟時に生成 され、R/Bの配管深部や下層階等に沈着したCs粒子を再浮遊さ せたと推察できる。Cs粒子は3/159:10前につくば市で観測され たが、その通り道となる東海村において、3/156:30頃、高濃度の Cs粒子を観測しており[3]、この仮説を支持していると考える。



### 4. まとめと今後の課題

粒子生成に寄与した Cs は水素爆轟時に3 号機 R/B 上部に存在していた分のみと考えられる。この情報が 住民の被ばく評価や廃炉作業等に活かされることを望む。また、実験等で粒子の生成機構解明が望まれる。

#### 参考文献

[1] Adachi, K. Sci. Rep. 3, No. 2554 (2013). [2] 小森等, Bunseki Kagaku 62, 6 (2013). [3] 大倉等 JAEA-Data/Code 2012-010.

*Akihide Hidaka1

¹Japan Atomic Energy Agency

### 福島沿岸における放射性セシウムおよびトリチウムの長期挙動 Long term behaviour of radiocaesium and tritium off Fukushima

*青山 道夫

福島大学環境放射能研究所

キーワード: 放射性セシウム、トリチウム、福島第一原子力発電所事故、水循環

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東電福島第一原子力発電所(FNPP1) 事故によって放出された放射性セシウム(¹³⁴Cs と¹³⁷Cs) は、大気を経由してあるいは汚染水として直接北太平洋に注入された。トリチウム(³H)は水として大気に放出された後、降水あるいは河川水経由で海洋に入るとともに海洋表面から蒸発により大気に戻るという水循環に入っていると考えられる。また、³H は汚染水として直接海洋に注入された後、大気経由で海洋に入った³H と同様に水循環に入っていると考えられる[1]。今回は、福島沿岸での放射性セシウムおよび³H データを使い、解析期間は 2014-2015 年を主として、濃度の経時変化および挙動の違いを見るために、³H と¹³⁷Cs の放射能比および¹³⁴Cs と¹³⁷Cs の放射能比の挙動を研究したので、結果を報告する。

### 2. 使用したデータと誘導値

解析にあたり、著者等の観測結果(沿岸の表層海水[2]及び、富岡川と利根川の放射性セシウムおよび³H) および原子力規制庁(沿岸海水の放射性セシウムおよび³H)、福島県(河川水:3Hのみ)および東京電力 (事故サイト近傍及び沿岸の放射性セシウムおよび³H)が行っているモニタリングデータを使用した。事 故サイト近傍での放射性セシウムおよび 3H 濃度から、これら核種の事故サイトから海洋へのflux を計算 した[3]。また、北上川から利根川までの河川水の流量値(電中研 HYDREEMS と国土交通省)と河川水中 ³H 濃度のデータから河川経由の³Hのflux を計算した。³Hの事故サイト近傍での濃度はゆっくり減少して おり[1,3]、flux にすると 2014 年と 2015 年では平均して一日当たりそれぞれ 56 GBq と 42 GBq であった。 それに対し宇宙線起源³H が主である河川水中³H 濃度の時間変化は明瞭でなく、flux はこの期間では一日 当たり 120 GBq となった。また、³H に関しては水循環として海面からの蒸発速度が効くと考えられるので、 沿岸の気象データ(気温、気圧、水蒸気量、風速)と沿岸での海面水温から蒸発速度を二つの方法で求め た。冬季では一日当たり 2mm、夏季では 0.5mm 程度となった。

### 3. 考察

福島沿岸での表面海水中の放射性セシウムおよび 3H の放射能濃度は、福島第一原発の近傍で極大となり、 北と南の両方向に向かいそれぞれ減少傾向を示した。沖合に向かっての減少傾向は単調ではなかった。¹³⁴Cs と¹³⁷Cs の放射能比も濃度と同様に福島第一原発近傍で極大となり、北と南の両方向に向かいそれぞれ減少 傾向を示した。福島沿岸での¹³⁴Cs と¹³⁷Cs の放射能比の分布は、海流による輸送中に核実験起源の¹³⁷Cs を含む外洋の海水と物理的に混合し希釈されることによる比の減少であることを示している。直接漏洩速 度はゆっくり減少するとともに、その経時変化は、³H と¹³⁷Cs とでは¹³⁷Cs の減少の速度が大きく両者の減 少傾向は異なっていた。この結果 ³H と¹³⁷Cs の放射能比は徐々に大きくなっていくことが期待されたが、 観測された結果ではそうならず、³H と¹³⁷Cs の放射能比は福島沿岸では時間と空間で大きく変動していた。 ³H と¹³⁷Cs の放射能比の空間で動は、1)福島原発事故サイトからの³H の豊富な汚染水の散発的な流出が 近傍では認められるとともに、2)事故サイトから離れるにしたがって、セシウムと同様の外洋海水との混 合による希釈効果とともに、3)河川水からの寄与(比が大きくなる効果)あるいは³H のみが表層から蒸 発することによる寄与(比が小さくなる効果)が大きくなることによる複合的な結果であることを示唆し ている。表面からの蒸発量に関しては、外洋海水による希釈の効果や鉛直混合との関係で定量的な議論に 至っていない。

### 参考文献

[1] Aoyama, J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2018 in revise [2]Aoyama et al., J. Oceanography, DOI 10.1007/s10872-015-0335-z2016 [3]Tsumune et al., Proc. 4th Inter. Conf. on Environmental Radioactivity, 24-28, 2017, Vilnius, Lithuania

^{*}Michio Aoyama Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University
### 福島第一原子力発電所港湾内の放射性核種の環境動態:沿岸域を含めた環境影響 評価の取り組み

Environmental Impact of Radioactive Materials inside Harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Including a Wide Costal Area

*町田 昌彦¹,山田 進¹,渡辺 将久¹

1原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所(1F)事故以来、汚染水の海洋流出が課題となり、国・ 東電による汚染水移行抑制のための対策工事が実施されてきた。一方、原子力機構では「1 F 廃炉対策タ スクフォース」が組織され、機構内の研究者が集結し、多種多様な視点から汚染水等が有するリスクの評 価や直面する課題を解決すべく研究開発を進めてきた。本講演では、そのタスクフォース活動の一環とし て実施している1 F 港湾内の放射性核種の動態シミュレーション研究の成果を報告する。開発したシミュ レーションコードは、対象領域に対し階層化(ネスト構造)を施すことで、港湾内に流出した汚染水だけ でなく、港湾外からの影響も考慮し海水流動及び核種移行評価が可能である。

#### キーワード:福島第一原子力発電所港湾、ネスト構造、3次元動態解析シミュレーション

#### 1. 緒言

1F事故直後、汚染水が港湾内に流れ込み、海洋への放射性物質の流出が起こったため、1F廃炉対策タ スクフォースでは、その詳細な状況を科学的見地から評価するため、港湾内の海水流動場をシミュレーシ ョンするための3次元流体計算コードを開発した[1,2]。その後、国・東電による種々の対策工事によって 1F港湾内に流入する汚染水量は大幅に減少し、それと共に港湾内の各観測地点における放射性物質の濃 度も減少していることが、モニタリング結果により示されている。その一方、河川等により海洋に流出す る放射性物質の減少割合は港湾内と比べて小さく、放射性物質の海洋拡散を評価する際、現在は1F港湾 以外からの寄与が相対的に増加しつつある。また、港湾外に流出した汚染水の一部は港湾口から再び港湾 内に流入する分もあり、港湾内汚染は港湾内外の海水の行き来により大きな影響を受けている可能性が指 摘されている。従って、本講演では、これまでに開発した計算対象を階層化(ネスト化)可能なコード[2] を利用することで、計算領域を港湾外まで拡張し、港湾内に対する港湾外からの影響をも考慮し評価した 結果を報告する。

#### 2. 港湾外の影響を考慮した3次元シミュレーション

開発したコードを利用し、港湾外に放射性物質が流出した際のシミュレ ーション結果の一例を図1に示す。本結果から、港湾外に流出しても、条 件によっては一部が港湾口から港湾内に入り込み、滞留することが確認で きる。この流動様態は懸濁質の輸送に際し、更に一つの特徴的な振る舞い が現れる要因となる。計算結果及びその解釈等は当日報告する。

#### 参考文献

[1] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内放射性核種 の動態解析:(2)シグマ座標系3次元シミュレーションによる海水流動場シミ ュレーション」、原子力学会2017年春の大会

[2] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾を含む沿岸域 における放射性核種の環境動態」、原子力学会 2017 年秋の大会

*Masahiko Machida¹, Susumu Yamada¹ and Masahisa Watanabe¹

¹Japan Atomic Energy Agency.



図1 港湾外(矢印位置)から 放射性物質を流出した際の濃 度分布。一部が港湾口から流入 することが確認できる。

### 海上移動型放射線モニタリングにおける移流拡散モデルを用いた 船舶乗組員への線量評価

Dose assessment to crew member by Advection Diffusion Model for Maritime Mobile

#### Radiation Monitoring System

*足立 遼太¹、大藤 広暉¹、森 豊¹、金崎 真聡¹、梶野 瑞王²、小田 啓二¹ ¹神戸大学大学院 海事科学研究科,²気象庁気象研究所 環境・応用気象研究部

我々は船舶を活用した海上移動型放射線モニタリングシステムの運用を提案しており、発災した原子力発電 所に船舶で接近する際には放射性物質の拡散を予測することが重要であるので、移流拡散モデルを用いて、 船舶乗組員に対する被ばく線量を計算する手法を提案する。

キーワード: 放射線防護、移流拡散モデル、船舶

#### 1. 緒言

福島原発事故時、地震や津波による被害のためにオフサイトセンター等の機能が喪失し、さらには、陸路 から原発付近における事故直後の正確な線量評価ができなかった。これを受けて、既存のモニタリングシス テムを支援・補完する1つの対策として「海上移動型放射線モニタリング」が提案されている。このシステ ムは、あらかじめ設定された放射線レベルを超えない範囲まで船舶で接近し、場合によっては無人機を用い て放射線モニタリングを行うものである。モニタリングのために、発災した原発に接近する必要があるが、 船舶乗組員の被ばくを避けるためには放射性物質の拡散を予測する必要がある。そこで、移流拡散モデルで あるLM^[1]とEGS5を組み合わせることにより、船舶乗組員の被ばく線量の推定手法の確立を目指した。

#### 2. 計算方法·結果

練習船が2017年10月6日9時に和歌山県御坊市にある発電所(原子力発電所だ と仮定する)沖をモニタリングのため航行していた時に、発電所が発災したと仮定 する。気象条件は同日の条件、放出量は1.0×10¹⁶ Bq のパルス放出とし、練習船 は右図の航路で避難したとする。その際の船舶乗組員に対する線量を計算した。 また、LM の気象データには予報モードと再現モードがあり、それぞれについて 計算を行った。Cs-137, Cs-134, I-131の放射能濃度はLMによって計算格子毎の平 均濃度を計算し、その濃度の核種が格子内に均一に存在すると仮定し、練習船を 5 層に簡約化した体系で近似してEGS5 で船橋部分の平均吸収線量率を計算した。 その結果を基にそれぞれの1 cm 線量当量を計算した。その結果、予報モードにお ける Cs-137, Cs-134, I-131の線量は1.6, 1.1, 2.7 µSv (1: 6.6: 1.7)となり、再現モード における線量は0.52, 3.4, 0.78 µSv (1: 6.6: 1.5)となった。また、線量は予報モードの 方が再現モードよりも高くなり Cs-137, Cs-134 が 3.1 倍、I-131 が 3.5 倍となった。



図. 練習船航路

#### 参考文献

[1] Kajino et al., Atmos. Chem. Phys., 16(2016)13149

^{*}Ryota Adachi¹, Hiroki Ofuji¹, Yutaka Mori¹, Masato Kanasaki¹, Mizuo Kajino², Keiji Oda¹

¹Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, ²Atmospheric Environment and Applied Meteorology Research Department

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

### [3E10-14] Dose Assessment and Risk Assessent

Chair: Jun Moriizumi (Nagoya Univ.) Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 4:10 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

### [3E10] Development of internal-dosimetry code based on ICRP 2007 Recommendations *Takahashi Fumiaki¹, Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹ (1. JAEA) 2:45 PM - 3:00 PM

[3E11] Development of Internal-dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations

*Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹, Fumiaki Takahashi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:00 PM - 3:15 PM

### [3E12] Development of Internal-Dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations

*Kaoru Sato¹, Kentaro Manabe¹, Yosuke Shima², Fumiaki Takahashi¹ (1. JAEA, 2. VIC)
3:15 PM - 3:30 PM

### [3E13] Internal Dose Estimation Considering Digestion Absorption at Intake of Cs-137 Containing Mushrooms

*Kanoko Nishiono¹, Chiaki Sawai¹, Kaeko Murota¹, Hirokuni Yamanishi² (1. Faculty of Science and Engineering, KINDAI Univ., 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ.)
3:30 PM - 3:45 PM

### [3E14] Development of Interface Between Level 2 &3 PRA for Uncertainty Analysis

*Hiroki SUZUKI¹, Mika TAHARA¹, Satoshi YAGISHITA¹ (1. TOSHIBA Energy Systems &Solutions)

3:45 PM - 4:00 PM

### ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発(1)全体概要

Development of Internal-dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations

(1) Overall Plan
 * 高橋 史明¹,真辺 健太郎¹,佐藤 薫¹
 ¹原子力機構

国際放射線防護委員会(ICRP)は、2007年勧告に従う内部被ばく線量評価用モデルやデータを順次公開して いる。本研究では、ICRPの2007年勧告の取入れに伴う国内の放射線防護基準値の見直しにおける実効線量 係数の計算、モニタリング値から放射性核種の摂取量の推定を可能とするコードを開発する。

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、放射性核種の摂取量

#### <u>1. はじめに</u>

国内の放射線規制では、内部被ばくによる放射線障害の発生を防止するために空気中濃度限度等の基準 値が定められている。現在の基準値は国際放射線防護委員会(ICRP)の 1990 年勧告に従って整備されている が、国内では 1990 年勧告に置き換わる 2007 年勧告の放射線規制への取入れに関する検討も進められてい る。そこで、2007 年勧告に従う線量評価モデルやデータに基づき、内部被ばく線量評価に用いる実効線量 係数の導出や放射性核種の摂取量の推定を可能とするコードの開発に着手した。

#### <u>2. 開発するコードの概要</u>

① 実効線量係数の計算:空気中濃度限度等の基準値については、放射性核種の摂取量(単位:Bq)当たりの 預託実効線量(Sv)で定義される実効線量係数(Sv/Bq)に基づき、放射性同位元素の種類に応じて定められて いる。ICRP は、放射線防護で重要とされる14元素を摂取した作業者について、2007年勧告に従う実効線 量係数をPubl.134¹⁾の中で公表した。この数値に基づいて国内の放射線防護の基準値を見直して整備する場 合、ICRP の提供する実効線量係数の値が基本とする線量評価モデルやデータに従い正しく導出しているこ とを確証する必要がある。また、1990年勧告から実効線量係数の数値が大きく変更された場合、その原因 となる線量評価モデルやデータの見直しを把握することも重要となる。さらに、現時点で他の元素や年齢 群に対する体内動態モデル等は出揃っていないため、継続的にコードを改良していく必要がある。そこで、 これらの目的や状況に応じて、実効線量係数を計算する機能を開発することとした。

② 放射性核種の摂取量の推定:各事業所等などにおける作業者の被ばく管理においても、将来的には2007 年勧告に従い全身カウンタやバイオアッセイ等で得た測定値に基づき、内部被ばく線量を評価する必要が ある。いくつかの元素に対する体内動態モデルについては、従来よりも複雑化することが示唆されており、 内部被ばく線量評価はより困難になる可能性がある。そこで、モニタリング値から放射性核種の摂取量、 体内や排泄物中の放射性核種の放射能の時間推移等を与える機能の開発も計画している。

#### <u>3. おわりに</u>

ICRP の 2007 年勧告の国内規制への取入れに伴い、内部被ばく線量評価も同勧告に従い行っていくこと になる。今後、2007 年勧告に従う線量評価モデルやデータの公開に関する動向、作業者の被ばく管理に従 事する者からのニーズ調査等を踏まえて、本コードの開発を着実に進めていく予定である。

本件は、原子力規制委員会「平成29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) ICRP, Publication 134 "Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2", Ann. ICRP 45, (2016)

*Fumiaki Takahashi¹, Kentaro Manabe¹ and Kaoru Sato¹ ¹JAEA

### ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発 (2)実効線量係数計算機能の開発

Development of Internal-dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations

(2) Development of Calculation Function of Effective Dose Coefficients

*真辺 健太郎¹, 佐藤 薫¹, 高橋 史明¹

1原子力機構

実効線量係数とは放射性核種1Bq摂取当りの預託実効線量であり、内部被ばく線量評価における基礎的な値である。本研究では、内部被ばく線量評価コードの開発において、国際放射線防護委員会(ICRP)が 整備した最新の線量評価用のモデル及びデータを用いる実効線量係数計算機能を開発した。

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、体内動態モデル、比吸収割合

#### <u>1. 緒言</u>

内部被ばくに対する線量評価手順の概要は、ICRP Publ. 130 にまとめられている。しかしながら、体内放 射能変化の計算における常微分方程式(ODE)の解法や、放射線加重S係数の計算における比吸収割合(SAF) データの内挿法等、具体的な計算手法は明記されていない。そこで、OIR Data Viewer ver. 2.17(ICRP Publ. 134)に収録された実効線量係数をよく再現する手法を選択し、実効線量係数計算機能を開発した。

#### <u>2. 計算フロー及び使用モデル・データ</u>

本機能における実効線量係数計算のフローと使用するモデル・データの ICRP 刊行物番号を付して図 1 に示す。体内動態モデルのうち元素に固有の挙動を表すモデルは、現在、ICRP Publ. 134 において 14 元素

(作業者)のみ公開されている。今後、 他の年齢等に対する実効線量係数を計 算する際の放射線加重S係数の時間変化 に対応可能とするため、預託等価線量の 計算では、体内放射能と等価線量率を連 立させた ODE を構築し、数値解析を行 う方法を採用した。ODE の解法には、パ ブリックドメインの FORTRAN ソルバ LSODE を Java に変換した J-LSODE^[1]を 用いた。SAF データの内挿手法には、区 分的 3 次エルミート内挿法を採用した。



#### 3. 計算手法の検証

14 元素 101 核種について、化学形の違いを考慮した合計 454 種類の実効線量係数を計算し、有効数字 2 桁で収録された OIR Data Viewer の値と比較することとした。当日の発表では、その結果と選択した計算手 法の妥当性について報告する。

本件は、原子力規制委員会「平成29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] 平成 22 年原子力利用安全対策等委託事業「ICRP 技術的基準等の整備(計算コードの開発)」報告書

*Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹ and Fumiaki Takahashi¹ ¹JAEA

### ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発 (3)放射性核種の摂取量推定機能の概念設計

Development of Internal-Dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations (3) Conceptual Design of Calculation Function for Intake of Radionuclides *佐藤 薫¹, 真辺 健太郎¹, 嶋 洋佑², 高橋 史明¹ ¹原子力機構, ²VIC

ICRP2007年勧告に基づいた内部被ばく線量評価に用いるモデルやデータが、相次いで公開されている。 我々は、これらのモデルやデータに基づき、各種モニタリングの結果から放射性核種の摂取量を推定する機 能の開発に着手し、その概念設計を進めた。

キーワード: 内部被ばく、線量評価、国際放射線防護委員会、放射性核種の摂取量、モニタリング

#### <u>1. はじめに</u>

原子力、放射線施設等での個人線量管理を目的とした内部被ばく線量評価では、全身カウンタ、バイオ アッセイまたは作業環境における空気中放射能濃度の測定値から放射性核種の摂取量を評価することが不 可欠となる。そこで、順次公開されている 2007 年勧告に対応した内部被ばく線量評価に用いるモデルやデ ータに基づき、各種モニタングの結果から放射性核種の摂取量を推定する機能の概念設計を進めた。

#### <u>2. 放射性核種の摂取量推定機能の概念設計</u>

1990 年勧告に対応している既存コードの 分析及び作業者の被ばく管理を行う者から のニーズ調査を実施した。これらの結果から、 当該機能の基本となる計算フローを図1のよ うに構築した。最初に、線量係数の決定因子 となる核種と化学形(放射性同位元素の種 類)を選択し、被験者・摂取形態、残留放射 能計算の各パラメータを設定する。その後、 放射性核種 1Bq摂取当たりの各臓器における 残留放射能等を ICRP Publ. 130¹⁰、134²⁰等の体

内動態モデル、データ等に基づいて計算する。



図1 放射性核種の摂取量の計算フロ

この過程で、測定値からの摂取量推定で重要な情報として、体内や排泄物中の放射能の経時変化も計算する。これらの計算結果とユーザーが設定する測定値に基づき、評価対象となる従事者の放射性核種の摂取 量、預託等価線量及び預託実効線量を計算することが可能となる。

3. 今後の計画 ユーザーからの要求が想定される摂取条件に対応した残留放射能等の計算手法等の開発 を進める。その後、操作性の向上を目的として、各種パラメータを設定する GUI 機能、体内放射能の経時 変化や評価値をグラフや数表で与える機能の実装を行う予定である。

本件は、原子力規制委員会「平成29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) Ann. ICRP 44(2), 2015, 2) Ann. ICRP 45(3/4), 2016.

^{*} Kaoru Sato¹, Kentaro Manabe¹, Yosuke Shima² and Fumiaki Takahashi¹. ¹JAEA, ²VIC

### 放射性セシウム含有トキイロヒラタケを摂取した際の内部被ばく線量推定

Internal Dose Estimation Considering Digestion Absorption

#### at Intake of Cs-137 Containing Mushrooms

*西小野 華乃子¹, 澤井 千秋¹, 室田 佳恵子¹, 山西 弘城² ¹近畿大学理工学部,²近畿大学原子力研究所

トキイロヒラタケに含まれる Cs-137 による内部被ばく線量の算出をおこなった。本研究では、現行手法 で考慮されていない、キノコから消化液への放射性核種の溶出率を考慮して算出することで、現行手法と 比較した。その結果、トキイロヒラタケでは現行手法との差異はみられなかった。

キーワード: 内部被ばく線量評価, キノコ, トキイロヒラタケ, 溶出率, Cs-137, 消化吸収

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降,東北地方を中心とした,東日本各地で野生キノコの放射性セシウム(以下 Cs)濃度が高いと報告されている。濃度が高いため,経口摂取に伴う内部被ばく線量は大きい。しかし,現行の内部被ばく線量算出手法では,摂取した放射性 Csをすべて体内に吸収すると考えており,内部被ばく線量を過大評価している。そこで,本研究は、キノコ(トキイロヒラタケ)から消化液への放射性 Cs 溶出率を考慮することで,適切な内部被ばく線量評価をおこなうことを目的とした。また,検討の中で食する条件として乾燥保存と冷蔵保存,熱湯調理と食用油による揚げ調理の溶出率を比較して計算をおこなった。

#### 2. 方法

福島県川俣町山木屋地区で採取した落ち葉を混ぜた培地(850 cc ポリビン49本)でトキイロヒラタケの栽 培をおこない,保存または調理をおこなった後,人工模擬消化液を用いてトキイロヒラタケ(1 サンプル 10 g)を処理し,高純度ゲルマニウム半導体検出器を用いて消化液の Cs-137 濃度を定量した。その結果から, 溶出率および預託実効線量の算出をおこなった。保存は乾燥保存;室温で1週間以上風乾,冷蔵保存;冷 蔵庫で2日以上放置した。調理は,熱湯煮沸調理;沸騰した水

に5分間,素揚げ調理;160℃の食用油に5分間とした。

#### 3. 結果と方法

図に示すように溶出率は保存方法, 調理方法に関わらず約 100%であった。Cs-137濃度0.093±0.025 Bq/gキノコを100g摂 取したと仮定して預託実効線量を算出すると乾燥保存と冷蔵保 存したものがそれぞれ90.4±27.5 nSv,99.7±30.7 nSv, 熱湯煮沸 調理と素揚げ調理は66.9±12.7 nSv,91.6±26.3 nSv であった。現 行手法と比較すると, 熱湯煮沸調理以外は現行手法の値が本研 究の値より1~20%ほど大きいがいずれも誤差範囲であった。



#### 4. 結言

放射性セシウム含有キノコを食した際の内部被ばく線量評価を行う際に、キノコから消化液への放射性 核種の溶出率を考慮しても、溶出率は約100%であったため現行手法との差はなかった。

*Kanoko Nishiono¹, Sawai Chiaki¹, Kaeko Murota¹ and Hirokuni Yamanishi²

¹Faculty of Science and Engineering, Kindai Univ., ²Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ.

不確実さ解析に向けたレベル 2-3 PRA 間インタフェースの開発 ~レベル 3 PRA 評価に向けた放射性物質プルームの分割方法の検討~ Development of Interface Between Level 2 & 3 PRA for Uncertainty Analysis

> *鈴木 裕貴¹、田原 美香¹、柳下 智¹ 1東芝エネルギーシステムズ

レベル 3PRA 評価の解析負荷低減を目的として FP 放出経路に基づく効率的な放射性物質プルーム分割方法 を検討し、プルーム分割方法に応じたプルーム中心線線量の計算精度と計算時間の関係を明らかにした。

キーワード:レベル 3PRA、被ばく評価、ソースターム

<u>1. 緒言</u>:原子力の安全性向上の取組みの中で不確かさを含んだレベル 3PRA 評価が望まれることから、 MAAP コードで評価した Level 2PRA のソースタームとレベル 3PRA 評価コード WinMACCS 間のインタ

フェース開発を進めている。WinMACCS にはソースター ムとして時間分割した複数個の放射性物質プルームを入力 する必要がある。不確かさ解析では解析ケース数が膨大と なるため、解析精度を維持しつつ解析負荷を低減すること が課題となる。本報では FP 放出経路に基づく効率的なプ ルーム分割方法を検討する。

2. 手法:仮想プラントのソースタームを MAAP で評価す る。放出経路として、PCV フィルターベントによる放出と、 PCV 漏えいによる建屋放出の2経路を考慮する。各ソース タームについて放射性物質プルームを機械的に1時間刻み で分割した場合をベースケースとし、WinMACCS で事故 後7日間のプルーム中心線線量(気象平均値)を評価する。 他方、プルーム分割数を変更したケースについて同様にプ ルーム中心線線量を評価し、ベースケースと比較する。プ ルーム分割数変更ケースでは、任意の時間で等分する場合 (均等分割)及び放出直後を細かく分割する場合(重み分 割)を考慮する。線量評価には Surry の年間気象データ(24 時間×365 日=8760 サンプル)を使用し、住民の避難等の 被ばく低減対策は考慮しない。

3. 結論:ベント放出における放出点からの距離 1.5km で のプルーム中心線線量について、プルーム分割方法に応じ たベースケースとの相対誤差および計算時間比を図1に示 す。図1から、プルームを3個程度に重み分割することで



図2 中心線線量のプルーム分割数特性(建屋放出)

ベースケースとの相対誤差が0.5%以下となり、ベースケースに対して計算時間を1/20程度に低減できるこ とを確認した。同様に、建屋放出における中心線線量のプルーム分割数特性を図2に示す。図2から、プル ームを28個程度に均等分割することでベースケースとの相対誤差が2%以下となり、ベースケースに対して 計算時間を1/5程度に低減できることを確認した。以上の結果から、解析精度を維持しつつ解析負荷を低減 する上で、放射性物質プルームの分割方法が大きな影響を持つことを明らかにした。今後、住民の避難及び 長期被ばくを考慮した場合についても同様の検討を行い、安全性向上の取組みに活用していく。

※ WinMACCS:アメリカ合衆国原子力規制委員会(NRC)が所有するレベル 3PRA 評価コード。

*Hiroki SUZUKI¹, Mika TAHARA¹, and Satoshi YAGISHITA¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

### [3F01-04] New Type Reactor Development

Chair: Naoto Aizawa (Tohoku Univ.) Wed. Mar 28, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room F (U2-211 -U2 Building)

[3F01] SMR Development in the World and its Impact on Energy Sector *Takanori TANAKA¹ (1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center) 9:30 AM - 9:45 AM
[3F02] Neutronic analysis of natural circulation sodium-cooled,metal-fueled small fast reactor *Takanori Mochimaru¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City University) 9:45 AM - 10:00 AM
[3F03] Possibility of Breed and Burn Reactor with Spiral Fuel Shuffling *Kazuki Kuwagaki¹, Jun Nishiyama², Toru Obara² (1. School of Environment and Society, Transdisciplinary Science and Engineering, Nuclear engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology) 10:00 AM - 10:15 AM
[3F04] Pudding-shaped CANDU core for higher burnup(2)

*Soma Nakamura¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City University) 10:15 AM - 10:30 AM

### SMR を巡る国際動向とそのインパクト

#### SMR Development in the World and its Impact on Energy Sector

*田中 隆則

元 エネルギー総合工学研究所(現 原子力環境整備促進・資金管理センター)

近年、海外において SMR (Small Modular Reactor)の開発に向けての様々な取り組みが行われている。特 に、米国、英国、カナダにおいては、政府も積極的に開発を支援する動きがみられており、IAEA やOECD/NEA などの国際機関においても、SMR に関連する報告書が取りまとめられるなど、国際的に SMR への関心が 高まっている。このような SMR の特性を分析し、今後、世界のエネルギー需給に与える影響を考察する。 キーワード:小型モジュール炉、炉型戦略

#### 1. SMR への期待

SMR は、次のような特性を持っており、従来の大型炉と比べ、安全性の向上、電力自由化への対応、スマートグリッドへの適合性、などの点で時代のニーズにこたえるものとなるとの期待が持たれている。

- フルパッシブなど革新的な安全性設計が期待され、内蔵放射能が小さいことともあり、リスクの低減に従った合理的な安全基準の適用や防災計画エリアの縮小などが可能
- 殆どを工場で組み上げる生産方式の採用が可能となり、品質の維持・向上を達成しやすい
- 燃料取り換え不要、あるいは取替頻度を小さくすることにより、メンテナンスが容易となり、核セキュリティ上のメリットもある
- 電力需要が小さい地域や電力グリッドの未発達な地域(途上国等)への普及が可能となる
- 熱供給と併せた活用の自由度が拡大する
- 初期投資が抑えられ、早期の投資回収、段階的な容量増加など柔軟な選択が可能となり、電力自由 化市場に対応した経営戦略にマッチする

#### 2. 国際機関、各国における SMR を巡る動き

国際原子力機関(IAEA)は、2014年9月、SMRの開発状況等を取りまとめた報告書を公表。経済協力 開発機構/原子力機関(OECD/NEA)においても、加盟国の SMR への関心の高まりを踏まえ、2016年12 月、報告書を公表。

米国、英国、カナダにおいて、政府・産業界を挙げた取り組みが行われている。米国、カナダにおいて は、SMR に対する規制機関の審査も進められている。

#### 3. SMR の課題と求められる対応

国際的に SMR への期待が高まっていることは確かであるが、SMR は、実現までに解決すべき課題も多 く抱えている。特に、経済性、許認可、製造技術の面での課題があり、その対応が求められる。

4. 結び

SMR は、自由化市場の中で普及が始まった場合、脱炭素社会の需要、スマートグリッドやデジタルグリ ッドの進展、より高い安全性(より低い放射性物質拡散リスク)を求める社会的要求との親和性、などの 観点から、大型炉と共存する形で世界に普及する可能性があると考えられる。

「エネルギーの未来を拓くのは技術である」との、視点から、若手の技術者を巻き込んだ取り組みが期 待される。

Takanori Tanaka

formerly The Institute of Applied Energy (currently Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

### 自然循環 Na 冷却金属燃料小型高速炉の核解析

Neutronic analysis of natural circulation sodium-cooled, metal-fueled small fast reactor

*持丸 貴則 ¹,高木 直行 ¹,

#### 1東京都市大学

島嶼部での電力供給や水素製造など多様な用途のため小型炉の研究が進められている。その中でも 2006 年に JAEA が提案した Na 冷却金属燃料炉心は金属燃料の高い内部転換性能を活かし 30 年間の燃料無交換運転を特徴とする¹。本研究では、小型高速炉の ULOF の原理的排除を目的として自然循環 Na 冷却金属燃料小型高速炉の核解析を行った。

#### キーワード:自然循環、小型高速炉、金属燃料、Na 冷却

#### 1. 目的

一般的に、全ての冷却材ポンプが停止しスクラムにも失敗する事象(ULOF: unprotected loss of flow)が発生したとき、 燃料は除熱不足により破損に至る。ポンプで Na を循環させる強制循環方式ではなく、炉心出入口温度差による密度差 が駆動力となり自然に生じる対流現象を用いた自然循環方式にすることによって、ULOF は原理的に排除可能である。 本研究の目的は、JAEA が提案した出力 120MWt、炉心寿命 30 年の強制循環 Na 冷却金属燃料小型高速炉¹を基準とし、 自然循環が成立する様に炉心仕様を変更した際の燃焼特性の変化やその燃料仕様を明らかにすることである。

#### 2. 方法

熱流体的検討では、自然循環とするため、炉心部圧力損失が 0.001MPa 未満²を満足するよう燃料ピンの本数を減ら し、ピンピッチを調整して流路断面積を広げた。なお流量や出口温度等の設計値は参照炉心¹を参考(冷却材質量流量 [565kg/s]、出口温度 823[K])とし、減らした燃料ピン本数と変更前の燃料ピン本数の比に合わせ流量を調節した。核的 検討は、断面積ライブラリ JFS-3(JENDL-3.3)、実効断面積作成には SLAROM を用い、中性子拡散計算コード CITATION を使用してエネルギー70 群、2 次元円筒体系で計算を行った。

#### 3. 計算結果

表1に熱流体的検討の結果を示す。冷却材流路断面積を増やすため、 燃料集合体1体あたりの装荷燃料ピン本数を1層分減らし、燃料ピンピ ッチを16mm→19mmに拡張した。このため炉内重元素インベントリは 約0.7倍に減少したが、炉心部圧損の条件を満たし自然循環が成立する 見通しを得た。

表1 圧損評	F価結果	
集合体当たり燃料ピン本数(本)	127	91
炉心部圧力損失(MPa)	0.01	0.0007(<0.001)

図1に参照炉心¹と自然循環に変更した炉心の実効増倍率の時刻歴解 析の結果を示す。参照炉心の炉心寿命は30年であるのに対し、自然循 環炉心では初期の実効増倍率を1.03とすると、約7年に短縮された。 また Pu 富化度増大に伴い燃料内の fertile が減少し炉心の内部転換性能 が低下したことで、実効増倍率の時間変化傾向がスイングを描く形状か ら単調減少形状となった。燃焼度は74GWd/tから24GWd/tとなった。 今後炉心形状や燃料組成の変更により燃焼度と炉心寿命の改善を図る。



#### 図1 自然循環小型高速炉の増倍率変化

#### 参考文献

[1] 宇都成昭、岡野清、永沼正行、水野朋保、林秀行、小型高速炉の炉心・燃料設計研究(その 5)-平成 17 年度の研究成果のまとめ-, JAEA-Research 2006-060, (2006)

[2] 高木直行、宇都成昭、小型高速炉の炉心・燃料設計研究、JNC TN 9400 2002-053(2002)

*Takanori Mochimaru¹, Naoyuki Takaki¹

### スパイラル型燃料移動によるブリードバーン型原子炉の成立性

Possibility of Breed and Burn Reactor with Spiral Fuel Shuffling

*桑垣 一紀¹, 西山 潤², 小原 徹²

¹東京工業大学大学院 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 科学技術創生研究院 先導原子力研究所

ブリードバーン型原子炉において、中性子インポータンスの高い領域に高反応度の燃料が配置されるように、燃料集合体をスパイラル型に移動させて装荷する方法を考案した。金属燃料鉛ビスマス冷却高速炉 体系において、この燃料装荷方法の燃焼計算及び除熱計算を行い、その成立性を評価した。

キーワード:ワンススルー高速炉,ブリードバーン型原子炉,燃料シャッフリング,鉛ビスマス冷却

#### 1. 緒言

核分裂性物質の増殖(Breeding)と燃焼(Burning)による消費が同一炉心内で釣り合うブリードバーン型原 子炉では、低反応度の燃料が炉心に装荷されるため、他のタイプの原子炉に比べて臨界を維持するのが難

しいという課題がある。そこで、燃料集合体を炉心外側から装荷し、中心 へ向けてスパイラル型に移動させて取り出す方法を考案した。このような 装荷法において、燃料が炉心中心で高反応度に達するような平衡燃焼状態 が実現できれば、中性子インポータンスの高い炉心中心領域に常に高反応 度の燃料を位置させることができ、臨界性の向上が期待できる。本研究で は、このような燃焼状態が実現可能か明らかにすることを目的とする。

#### 2. 方法

これまでに開発したMVP-2.0及びJENDL-4.0をベースに用いた数値解析 ツール^[1]を使用し、高さ220.0cm、相当半径123.4cmの炉心に本燃料装荷 法を用いた場合について数値解析を行った。燃料にはNAT.U-Zr金属燃料、 冷却材には鉛ビスマス、燃料被覆管には9Cr-ODS 鋼を用いた。燃料 集合体は1/6 炉心領域ごとに、図1に示したパターンに沿って一定の 時間間隔で移動する。燃料移動の時間間隔は700日とし、炉心熱出 力は445MWとした。

#### 3. 結果

解析の結果、本燃料移動方式を用いた炉心は、増倍率の変化が 1.013-1.028 の間に維持される平衡燃焼状態に達した。出力が最も高 い燃料集合体について除熱計算を行った結果、燃料及び被覆材の最 高温度はそれぞれの融点、化学相互作用温度以下となった。これに より、スパイラル型燃料移動方式の実現可能性が示された。

参考文献: [1] 桑垣一紀,西山 潤,小原 徹,「連続燃料移動によるブリードバーン型原子炉の成立性」日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集 3F16 (2017).

^{*}Kazuki Kuwagaki¹, Jun Nishiyama² and Toru Obara²

¹ Graduate Major in Nuclear engineering, Tokyo Institute of Technology. ² Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.



Core center 図 1:1/6 炉心でのスパイラル型 燃料移動パターン



### 高燃焼度化のための円錐台 CANDU 炉心 Pudding-shaped CANDU core for higher burnup *仲村 宗真¹,高木 直行¹ ¹東京都市大学

従来の円柱形 CANDU 炉心を円錐台形 (プリン形) に変更することで高燃焼度化を図った新しい CANDU 炉心を提案し、基本的炉心特性や出力分布を評価した。

キーワード:重水/燃料体積比, 圧力管ピッチ, 炉心形状, CANDU-6

#### 1. 緒言

4.8%濃縮ウランを用いる最新の軽水炉では 55GWd/t と高い燃焼度を達成するが、燃料製造に費やした全 天然ウラン重量当たりの燃焼度は 6.52GWd/t に留まる。一方、天然ウラン燃料 CANDU 炉のその値は 7.5GWd/t とやや高く、ウラン資源利用効率の面で優れている。

本研究では、CANDU 炉の高燃焼度化を目的として、元々平行である圧力管に角度を持たせ、燃焼初期 では低減速状態として転換性能を向上し、燃焼が進む(燃焼位置が変わる)につれてバンドルピッチが増 大し高減速状態に推移する「円錐台 CANDU 炉心」を提案した。

#### 2. 解析モデルと解析条件

CANDU-6 炉心をベースに原子炉熱出力は 2180MWt、1 チャンネルのバンドル数は 12 で円錐台 CANDU 炉を模擬した。燃料チャンネルの両端に反射体の代わりに重水を 1 バンドル分(49.5cm)加え, 径方向では完

全反射領域にし、横軸方向は中性子の漏れを考 慮した。円錐台 CANDU 炉の燃料チャンネルの モデルを図1に示す。

円錐台 CANDU 炉では片側からしか燃料を装荷 せず、燃焼が進むにつれバンドルピッチが広が り重水/燃料体積比が変化するので、燃料交換を 考慮した取出燃焼度と出力分布を評価した。圧



図1 円錐台 CANDU 炉の燃料チャンネルモデル

力管の角度(傾き)は燃料装荷口と燃料取出口のバンドルピッチの増大により求まる。従来 CANDU 炉のバンドルピッチ 28.6cm を基準に、燃料装荷口を 18~34cm、燃料取出口は 28~40cm のバンドルピッチの範囲 で解析した。

解析には連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0、核データライブラリーには JENDL-4.0 を用いた。 3. 結果 燃焼度(GWd/t)

基準の CANDU 炉(28.6cm)と円錐台 CANDU 炉 (22.6→34.6cm)の解析結果を示す。運転サイクル日 数 2.5 か月(2GWd/t)、4 バッチ燃料交換した場合の k-inf の推移を図 2 に示す。

従来の円柱形から円錐台形にすることで約 0.9GWd/t高燃焼度化が見込めた。また、第8サイ クルで余剰反応度を2割程抑えられ、燃焼欠損反 応度は3割程小さな値を示した。

燃焼初期、末期の出力密度を比較すると円錐台

7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 4 1.14 -CANDU炉-28.6cm-4バッチ 1.12 1.1 円錐台CANDU炉-22.6→34.6cm-4バッチ 1.08 1.06 1.04 1.02 0.98 0.96 10 0 12 14 16 燃焼日数(月) 図2 円錐台 CANDU 炉の燃焼度延長効果

CANDU 炉では出力ピークが中央より燃料装荷口側にシフトした。また、ピーキング係数は従来 CANDU 炉で 1.4、円錐台 CANDU 炉では平衡サイクル初期で 2.1、同末期で 1.7 とやや悪化した。円錐台 CANDU 炉心の圧力管角度を最適化することでさらなる高燃焼度化と出力分布の改善の検討を行う予定である。

#### 参考文献

[1] 大塚益比古、三田重男、「CANDU 炉について」日本原子力学会誌, Vol.23, No.6, P339-407, 1981

* Soma Nakamura¹, Naoyuki Takaki¹

¹ Tokyo City Universitiy

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

### [3F05-09] Pu, MA Management

Chair: Satoshi Wada (TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 28, 2018 10:35 AM - 11:55 AM Room F (U2-211 - U2 Building)

### [3F05] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid *Shigeo Ohki¹, Kazuteru Sugino¹, Hiroyuki Moriwaki², Toru Tsuboi³ (1. JAEA, 2. MFBR, 3. MHI) 10:35 AM - 10:50 AM [3F06] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid *Akira Soga¹, Shigeo Ohki², Masayuki Naganuma², Masashi Ogura³ (1. NESI, 2. JAEA, 3. MFBR) 10:50 AM - 11:05 AM [3F07] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid *Kazuyuki Numata¹, Kazuteru Sugino², Shigeo Ohki² (1. NESI, 2. JAEA) 11:05 AM - 11:20 AM [3F08] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid *Kazuteru Sugino¹, Kazuyuki Numata², Shigeo Ohki¹ (1. JAEA, 2. NESI) 11:20 AM - 11:35 AM [3F09] Study on Reduction of plutonium by Using Thorium fuel *Mikihiko Muta¹, Satosi Takeda¹, Takanori Kitada¹ (1. Nuclear Social Engineering of Graduate

*Mikihiko Muta", Satosi Takeda", Takanori Kitada" (1. Nuclear Social Engineering of Graduate Schook of Engineering Osaka University)

11:35 AM - 11:50 AM

### 高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討

(1) 概要

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(1) Overview

*大木 繁夫¹, 杉野 和輝¹, 森脇 裕之², 坪井 亨³

¹原子力機構,²MFBR,³三菱重工

高次化したプルトニウムを核燃料として発電に利用するとともに廃棄物減容・有害度低減に貢献する高 速炉の炉心概念を示す。

キーワード:高速炉、炉心、プルトニウム、マイナーアクチノイド、高次化

#### 1. 緒言

高速炉はプルトニウム (Pu)の増殖・持続的利用において中心的 な役割を果たす。昨今の原子力を取り巻く情勢の変化により、軽水 炉での Pu 利用が長期化し、高速炉が受け入れる Pu の組成が従来の 想定よりも高次化したものとなる可能性がでてきている。また、高 速炉の主要エネルギー源としての役割が終わった後の将来のフェー ズアウトモードにおいては、システム内に存在する Pu 及びマイナー アクチノイド (MA)のインベントリを最小化するために、高次化し た Pu 及び MA の燃焼に特化した炉心を考える必要がある。本発表で は我が国の次世代ナトリウム冷却高速炉 (150 万 kWe 実用炉、75 万 kWe 実証施設)のレファレンス炉心設計をベースとした近い将来に おける高次化 Pu 燃料炉心、引き続く発表において遠い将来のフェー ズアウトモードにおける高次化 Pu・MA 燃焼炉心の検討結果を述べ る。

#### 2. 高次化 Pu 燃料炉心

75万 kWe 実証施設で設計した炉心^[1]と炉心構成要素のサイズや配置、プラントとの取合条件が同一となる高次化 Pu 燃料炉心(図1)の核熱設計を行い、設計成立性を確認した。本炉心では、炉心部取 出平均燃焼度を実証施設の148 GWd/t から122 GWd/t に低減させる 必要があるが、実証施設で想定する燃料組成範囲を越えた高次化 Pu

(表1)の受け入れが可能であり、PuとMAを合わせた超ウラン元素(TRU)の富化度上限目安(35 wt%以下)、ナトリウムボイド反応 度の制限(6\$以下)、ボイド反応度/ドップラ係数比(V/D)で表した 自己作動型炉停止機構の有効性目安を満足する。

高次化 Pu の燃焼を行う場合、TRU 変換量として 64~134 kg/GWe-y (稼働率 89.9%考慮)を達成する。ただし、Pu と MA の高次化に伴 うナトリウムボイド反応度の増加によって MA 含有率が制約を受け る。組成①の場合、MA 含有率は重金属の 1.8 wt%まで減少させなけ ればならず、追加の MA 核変換対策が必要となる。なお、ブランケ ットの設置により Pu を増殖したり、高次化 Pu の同位体組成を改善 することも可能である。

#### 3. 結言

次世代ナトリウム冷却高速炉と互換可能で、高次化した Pu を燃料 として用いることのできる炉心概念を見出した。

#### 謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成28年度高速炉 国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

#### 参考文献

[1] T. Kan et al., "Core Design of the Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor in Japan," *Proc. ICAPP 2017*, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28, 2017, Paper 17221 (2017).

^{*}Shigeo Ohki¹, Kazuteru Sugino¹, Hiroyuki Moriwaki² and Toru Tsuboi³

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Mitsubishi FBR Systems, ³Mitsubishi Heavy Industries.



図1 75万 kWe 炉心の炉心配置

表1 高次化燃料組成 [wt%]

		["""]
核種	組成①	組成②*
Pu-238	8.9	0.9
Pu-239	31.2	39.4
Pu-240	32.8	44.6
Pu-241	3.2	4.7
Pu-242	9.2	10.4
Np-237	2.6	_
Am-241	7.3	_
Am-242m	0.6	_
Am-243	2.7	_
Cm-243	0.1	_
Cm-244	1.2	_
Cm-245	0.2	_

* MA リサイクル無しの場合

## 高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討(2) 高次化 Pu・MA 燃焼炉心

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(2) Dedicated Core Concept for Degraded Pu and MA Burning

*曽我 彰¹, 大木 繁夫², 永沼 正行², 小倉 理志³

¹NESI,²原子力機構,³MFBR

遠い将来の高速炉フェーズアウトモードにおいて、システム内に存在する Pu 及び MA のインベントリを 減少する燃焼炉心の概念を示す。

キーワード:高速炉、炉心、プルトニウム、マイナーアクチノイド、高次化、フェーズアウト、燃焼炉

#### 1. 緒言

高速炉の主要エネルギー源としての役割が終わった将来のフェーズアウトモードにおいては、システム 内に存在していたプルトニウム(Pu)及びマイナーアクチノイド(MA)のインベントリを最小化し、将来 世代への負の遺産を極力少なくすべきである。高速炉はそれが可能な自己完結型のエネルギー体系である ことを示すべく、高次化 Pu・MA 燃焼炉心を検討した。

#### 2. 高次化 Pu•MA 燃焼炉心

#### 2-1. 検討条件

150万 kWe 実用炉を多数基運転するリサイクル平衡状態からのフェーズアウトを考え、75万 kWe、30万 kWe の燃焼炉を用いて、段階的な炉心サイズの小型化と基数減少により TRU (Pu+MA) インベントリを減少させる。ここで、TRU 富化度 45 wt%程度以下、ナトリウムボイド反応度 6 \$以下、ボイド反応度/ドップラ係数比 (V/D) 1.0 以下等の制限目安を設け、稼働率を考慮した TRU 変換量の最大化と、最終的にシステムに残る TRU を最小化するための炉心コンパクト化の両立を目指した。燃焼とともに進む TRU の高次化に対応するため、30万 kWe 燃焼炉では構造材に SiC を用いて中性子を減速し、V/D の改善を図る^[1]。

#### 2-2. 検討結果

炉心コンパクト化と TRU 変換量最大化の観点から燃料 ピン径をサーベイした結果、75万 kWe、30万 kWe 共に 8.0 mm が適していることが分かった。表1に示すように制限 目安を満足しながら、350~370 kg/GWe-yのTRU変換量と、 最終的にはTRUインベントリ4t/基のコンパクト化の見通 しを得た。フェーズアウトの簡易リサイクル計算結果を図 1 に示す。75 万 kWe 燃焼炉では後半期に 60 GWd/t までの 燃焼度低減で高次化に対応し、TRU インベントリを 1/5 ま で低減させた。その後を引き継いだ 30 万 kWe 燃焼炉心で は、SiC の効果で V/D に余裕を持った状態で TRU インベン トリを低減できる。ここで特記すべきは、SiCのTRU 高次 化抑制効果である。図1に示すように²³⁹Pu 同位体組成比 の安定化や、MA の蓄積を抑えるなど、フェーズアウトモ ードにおける TRU 核種組成平衡状態を実現し、最後の1基 分になるまで Puと MA のバランスをとりながら TRU イン ベントリを減少可能であることが分かった。

#### 3. 結言

遠い将来のフェーズアウトモードにおける高次化 Pu・ MA 燃焼炉心を検討し、Pu・MA の高次化を抑制しながら、 最後の1基分になるまでインベントリを減少させる原理的 可能性を見出した。

#### 謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成 果を含む。

#### 参考文献

[1] 小川他, 日本原子力学会 2008 年春の年会, K39.

表1 主な炉心仕様

項目	75万kWe燃焼炉	30万kWe燃焼炉 (SiC使用)
炉心高さ [cm]	70	70
炉心燃料体数(内/外) [体]	480 (284/196)	214 (130/84)
炉心等価直径 [m]	4.0	2.7
燃料ピン径 [mm]/ピン本数 [本/SA]	8.0 / 235	8.0 / 235
TRU富化度(内/外) [wt%,TRU/HM]	35.6 / 43.2	39.6 / 44.7
燃焼反応度 [%∆k/kk']	1.4	1.7
TRUインベントリ [t/基]	9.1	4.3
ナトリウムボイド反応度(V)[\$]	5.1	4.2
ドップラ係数 (D) [×10 ⁻³ Tdk/dT]	-4.0	-6.7
V/D [相対値]*	1.00	0.49
TRU変換量 [kg/GWe-y]**	345	372

* 75万kWe実証施設の最大値に規格化(参考値)

** 稼働率考慮(75万kWe:85.5%、30万kWe:84.5%)



^{*}Akira Soga¹, Shigeo Ohki², Masayuki Naganuma² and Masashi Ogura³ ¹NESI Inc., ²Japan Atomic Energy Agency, ³Mitsubishi FBR Systems.

### 高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (3) 高次 Pu の炉物理実験解析

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(3) Reactor Physics Experimental Analysis of Degraded Plutonium

*沼田 一幸 1, 杉野 和輝 2, 大木 繁夫 2

#### 1NESI, 2原子力機構

高速実験炉「常陽」、臨界実験装置 ZPPR 等で得られた高次プルトニウムに関する炉物理実験データについて実験解析及び断面積感度解析を行い、核データの不確かさの低減ができる具体的な核種・反応を特定し、断面積調整計算による核データの課題解決に有望なデータとして抽出した。

キーワード:実験解析,高次化,感度解析

#### 1. 緒言

高次化 Pu 燃料炉心の設計に反映するために、国内の最新の核データ JENDL-4.0^[1,2]を調査したところ、断面積の不確かさは主要なエネルギー範囲において、Pu-241 核分裂断面積は Pu-239 核分裂断面積の 2 倍以上、Pu-240、Pu-241、Pu-242 の捕獲断面積では U-238 捕獲断面積の 2 倍以上も大きく評価されており、低減の余地が見られる。そこで、高次化 Pu の炉物理実験データとして国際炉物理実験データベース等の公開文献を調査することにより、前記の課題解決の可能性が考えられる国内外の炉物理実験データの候補を取り上げ、感度解析を行い、断面積の不確かさの低減が期待できる有望な炉物理実験データを抽出する。

#### 2. 高次化 Pu に係る炉物理実験・実機試験データ

国内では高速実験炉「常陽」における MA サンプル照射試験、英国では臨界実験装置 ZEBRA の高次化 Pu を用いた反応率比実験と高速原型炉 PFR におけるアクチノイドサンプル照射試験、米国では臨界実験装置 ZPPR における Pu-241/U-235 核分裂反応率比や Pu-240 サンプル反応度、ロシアでは臨界実験装置 BFS-1 における高次化プルトニウムサンプル反応度等を取り上げた。

#### 3. 有望なデータの選定

前記した核特性の断面積の感度係数を計算したところ、表1に示す核特性に、高次化Puの核分裂断面積 や捕獲断面積に大きな感度が見られた。これらの核特性を含めた断面積調整計算を行うことにより、高次 化Puの核データの不確かさ低減に有望であると考えられる。

#### 4. 炉物理実験・実機試験データ解析

表1に示された核特性を決定論的解析手法により解析し、最確値を算出した。さらに、感度解析により 断面積の不確かさを算出した。JENDL-4.0 とその断面積共分散を用いた解析結果を表1に示す。C/E 値の1 からのズレは、ほぼ合計誤差以内に収まっているが、原子数比やサンプル反応度等の一部については合計 誤差を超えるものの2倍以内には収まった。

宇脉体验	実験データ	主な断面積とその感度係数		C/E值	不確かさ(%)		
天歌旭政	天歌ノノ			0/ 口區	実験	解析モデル	断面積
「常陽」	Pu-241/Pu-240原子数比(炉心部)	Du_2/0坩塔	0.06~0.08	0. 918	4.8	2.0	$1.2 \sim 1.7$
MK-II	(反射体)	Fu ⁻ Z40拥按	0. 90. 0. 90	0.700~0.853	4.7 <b>~</b> 8.2	26~38	4. 2. 4. 7
ZEBRA	Pu-241/Pu-239核分裂反応率比	Pu-241核分裂	1.00	1.020~1.059	2.9 <b>~</b> 3.8	0.2~0.3	1.1~1.5
ZPPR	Pu-241/U-235核分裂反応率比	Pu-241核分裂	1.00	0. 994	1.8	0.1	1.6
	Pu-240サンプル反応度(内側炉心)		-1.42~-1.73	0.974~1.060	3. 2~6. 9	1.9~14.5	9.1~10.8
	(外側炉心)	Pu-240拥獲	-0.86	0.999	6.6	5.1	6.0
	Pu-241/Pu-240原子数比	Pu-240捕獲	0.94~1.06	1.006~1.118	2.7~4.9	0.6~1.0	4. 2~6. 8
PFR	Pu-242/Pu-241原子数比	Pu-241捕獲	0.69~0.94	1.040~1.079	3.0 <b>~</b> 3.6	0.5~0.9	6.4~7.1
	Am-243/Pu-242原子数比	Pu-242捕獲	0.87~1.06	0.984~1.032	2.8~3.1	0.7~0.8	9.1~12.2
BFS-1	Pu-240サンプル反応度	Pu-240捕獲	-0.31	0.946~0.977	0.4~0.9	0.7~0.9	3.6

表1 炉物理実験・実機試験データの感度係数と解析結果 (JENDL-4.0)

#### 5. 結言

炉物理実験・実機試験データの解析結果から高次化 Pu の核データの不確かさ低減に Pu-241/Pu-239 核 分裂反応率比やPu-240サンプル反応度、Pu-242/Pu-241 原子数比等の核特性が有用であることが分かった。 謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成28年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

#### 参考文献

[1] K. Shibata, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 48, No. 1, p. 1-30 (2011).

[2] O. Iwamoto, et al., J. Korean Phys. Soc., Vol. 59, No. 2, p. 1224-1229 (2011).

*Kazuyuki Numata¹, Kazuteru Sugino² and Shigeo Ohki²

¹ NESI Inc., ² Japan Atomic Energy Agency.

### 高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (4) 高次化 Pu 燃料炉心の核設計精度評価

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(4) Nuclear Design Accuracy Evaluation of Fast Reactor Core Using Degraded Plutonium

*杉野 和輝1, 沼田 一幸2, 大木 繁夫1

#### ¹原子力機構,²NESI

本研究で設計した高次化 Pu 燃料炉心の出力分布や反応度係数等の核設計精度及び高次 Pu の燃焼に係る 不確かさの評価を行う。また、断面積調整法を活用し、本研究で解析・評価を行った高次 Pu 炉物理実験・ 試験データを追加することにより、核設計精度と高次 Pu 燃焼に係る不確かさ評価の改善を図る。

キーワード:核設計精度,高次化,不確かさ,断面積調整

#### 1. 緒言

軽水炉取出使用済燃料を装荷した基準炉心に対して、高次化 Pu 燃料を装荷した炉心においては、高次 Pu 自体あるいはその燃焼に伴う特定核種の生成量の増加に伴う核設計精度あるいはインベントリ評価の不確かさへの影響が課題となる可能性がある。そこで、高次化 Pu 燃料の装荷に伴う影響評価を行うと共に、断面積調整法を活用し、新たに高次 Pu 炉物理実験・試験データを追加することにより、核設計精度とインベントリ評価の改善を試みる。

#### 2. 検討条件

統合炉定数 ADJ2010^[1]の作成時に使用された 485 個の多様な積分データに、本シリーズ発表(3)で示され た高次 Pu 炉物理実験・試験データ 27 個を追加した計 512 個の積分実験データを用いて断面積調整計算を 行い、統合炉定数 ADJ2010H(仮称)を作成した。

そして、75万 kWe の次世代高速炉の基準炉心^[2]及び本シリーズ発表(1)で設定した高次化 Pu 燃料炉心を 対象に、統合炉定数 ADJ2010 及び ADJ2010H を用いて核設計精度と取出燃料中の核種インベントリ不確か さの評価を行った。評価で取り扱う不確かさは解析モデル起因及び断面積起因のものとした。

#### 3. 検討結果

核設計精度評価結果を表1に示す。高次化Pu燃料炉 心の核設計精度は基準炉心のものと同等であることが 分かる。なお、高次Pu炉物理実験・試験データの追加 による設計パラメータや核設計精度の変化はほとんど 見られなかった。

次に、高次化 Pu 燃料炉心の取出燃料中の高次 Pu 及 び代表 MA 核種のインベントリの不確かさ評価結果を 図1に示す。ADJ2010を適用した場合には不確かさ が1~6%見られていたが、ADJ2010Hの適用により、 不確かさが0.5~2%へと低減されていることが分か る。これは、高次 Pu 炉物理実験・試験データを追加 することにより、主にPu-240~242の捕獲断面積の 不確かさが効果的に低減されたためである。

#### 4. 結言

断面積調整において、新たに高次 Pu 炉物理実験・ 試験データを追加することにより、高次 Pu 及び代表 MA 核種のインベントリ評価の不確かさが効果的に 低減できることが分かった。

#### 謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平 成28年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として 実施した成果を含む。

#### 参考文献

[1] 杉野, 他, JAEA-Research 2012-013. [2] T. Kan et al., Proc. ICAPP 2017, Paper 17221.

^{*}Kazuteru Sugino¹, Kazuyuki Numata² and Shigeo Ohki¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²NESI Inc.

表1 ADJ2010Hによる核設計精度評価結果

核特性	基準炉心		高次化Pu	↓燃料炉心
臨界性	0.36	(0.22)	0.41	(0.28)
出力分布	2.2	(1.0)	2.2	(1.0)
制御棒価値	0.9	(0.9)	1.1	(1.1)
Naボイド反応度	2.0	(1.8)	2.2	(2.0)
ドップラ係数	2.0	(2.0)	2.0	(2.0)

※単位:%(括弧内は断面積起因の不確かさ)





### トリウム燃料装荷 ABWR 炉心によるプルトニウムの削減に関する検討

Study on Reduction of Plutonium by Using Thorium fuel

*牟田 幹彦¹, 竹田 敏¹, 北田 孝典¹, Cheuk Wah Lau

¹大阪大学,²Thor Energy

原子力発電所の運転によってプルトニウムの保有量が増大している。プルトニウムの削減のために CASMO-4E/SIMULATE-3 を用いてトリウム・プルトニウム MOX 燃料を用いた炉心の設計を行い、効率的 なプルトニウムの削減を達成できることを確認した。

キーワード: ABWR、トリウム燃料,プルトニウムの削減

#### 1. 緒言

現在までの長期間にわたる原子力発電所の運転によって、ウラン燃料から生成されたプルトニウムの貯 蔵量が原子力発電所を保有する諸国で増大している。核不拡散の観点により、プルトニウムの貯蔵量を減 少することが求められ、本研究ではウラン燃料(UO₂)ではなくトリウムとプルトニウムからなる MOX 燃料 (Th+Pu MOX)を燃料に用いた ABWR 炉心を設計しプルトニウムの削減に関する検討を行った。トリウム燃 料装荷によるプルトニウムの削減量を明らかにするために、ウラン燃料のみで構成される ABWR 平衡炉心 (U炉心)とトリウム燃料装荷 ABWR 平衡炉心(Th 炉心)の計算を核計算コード CASMO-4E/SIMULATE-3 を用 いて実施し、結果として得られるプルトニウム量を比較した。

#### 2. 解析

出力と運転期間が同等となる U 炉心及び Th 炉心を上記計算コードにより設計した。炉心の成立条件と して、燃料集合体内の燃料棒ピーク値(局所ピーク)と炉心内の集合体ピーク値(半径方向ピーク、軸方向ピ ーク)を用いた。プルトニウムの削減量に関しては、U 炉心と Th 炉心のサイクル初期(BOC)とサイクル末期 (EOC)のプルトニウム量の差を求め、比較することで評価した。

#### 3. 結果

表1にU炉心、Th炉心それぞれのBOCとEOC での全プルトニウム量とその差を示す。ウラン燃 料を用いた場合、U-238 が中性子捕獲を経由して Pu-239 が生成されるため、サイクルを通じてプル トニウム量が増加する。一方で、トリウムとプル トニウムからなる MOX 燃料を用いることで、1

表 1 し	J炉心と	Th 炉心の	)全プル	トニ	ウム	量比較
-------	------	--------	------	----	----	-----

	全プルトニウム量(Metric ton)			
	BOC	EOC	Δ(EOC-BOC)	
U炉心	85	126	<u>41</u>	
Th 炉心	1308	1115	<u>-193</u>	

サイクルあたり193トンのプルトニウムを削減できることが分かった。

#### 3. 結論

本研究では、ABWR 炉心にトリウム燃料を装荷した平衡炉心を設計し、プルトニウムを削減する検討を 行った。同等の出力と期間で運転した場合、1 サイクルあたり U 炉心では 41 トンのプルトニウムが生成さ れ、Th 炉心では 193 トン削減可能であることが分かった。

#### 参考文献

[1] "CASMO-4E User's Manual," Studsvik Scandpower - University Release SSP-09/443-U Revo.

- [2] "SIMULATE-3 User's Manual," Studsvik University Release SSP-09/447-U Rev0.
- [3] "Analysis of Experimental Data for High Burnup BWR Spent Fuel Isotopic Validation SVEA-96 and GE14 Assembly Designs,"- U.S.NRC/NUREG/CR-7162/ORNL/TM-2013/18
- *Mikihiko Muta¹, Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹ and Cheuk Wah Lau²

¹Osaka Univ., ²Thor Energy

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

### [3F10-14] Radioactive Toxic Reduction, Nuclear Transmutation

Chair: Shigeo Ohki (JAEA)

Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 4:05 PM Room F (U2-211 - U2 Building)

[3F10] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing
light-water reactor
*Satoshi Wada ¹ , Shungo Sakurai ¹ , Kouji Hiraiwa ¹ , Kenichi Yoshioka ¹ , Rei Kimura ¹ , Tsukasa Sugita
¹ (1. Toshiba Energy Systems &Solutions)
2:45 PM - 3:00 PM
[3F11] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing
light-water reactor
*Satoshi Takeda ¹ Takanori Kitada ¹ (1 Osaka University)
3.00 PM - 3.15 PM
[3E12] R&D of Transmutation System of LLED by using East Reactors
[JI 12] NGD OF TRANSHILLATION SYSTEM OF LEFF by USING Fast Neactors
Konsuke Tsubakinara , Shin Okumura , Toshiniko Kawano – , Tauashi Foshida , "Satoshi Chiba
(1. Tokyo Tech., 2. LANL)
3:15 PM - 3:30 PM
[3F13] R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors
*Yoshihisa Tahara ¹ , Naoyuki Takaki ¹ , Satoshi Chiba ² , Toshio Wakabayashi ³ , Yoshiaki Tachi ⁴ (1.
Tokyo City University, 2. Tokyo Tech., 3. Tohoku University, 4. JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM
[3F14] Development of Techniques of Creation of Palladium by Nuclear
Transmutation using Reactors and Separation and Recovery of Palladium
*Atsunori Terashima ¹ , Masaki Ozawa ¹ , Satoshi Chiba ¹ (1, Tokyo Tech)
3·45 PM - 4·00 PM
3:45 PM - 4:00 PM

### 環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築 (5)高出力密度運転による放射性毒性への影響

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(5) Effect of high power density core on radiotoxicity

*和田 怜志¹, 櫻井 俊吾¹, 平岩 宏司¹, 吉岡 研一¹, 木村 礼¹, 杉田 宰¹ ¹東芝エネルギーシステムズ

文部科学省委託事業「環境負荷低減軽水炉を使った核燃料サイクル概念構築」において、ウラン燃料にお ける放射性毒性低減法について検討している。運転時の出力密度を増加させることによる放射性毒性への 影響と,高減速化燃料等の他の放射性毒性低減方法との相互作用を報告する。

キーワード:環境負荷低減,軽水炉,高出力密度,TRU,高減速

#### 1. 緒言

軽水炉から取り出される使用済み燃料中の超ウラン核種(以下,TRU)減容や潜在的放射性毒性の低減のための研究^[1]を進めている。本発表では、次世代型軽水炉で考えられる高出力密度運転によるTRUの生成量とその有害度への影響に着目し評価する。また、先行研究^[2]において有害度低減に有効であると評価された手法との組み合わせを検証する。

2. 解析

#### 2-1. 解析条件

BWR 用 9x9 燃料バンドル体系を用いて評価を実施した。次世代型軽水炉を想定し,取出燃焼度は 70GWd/t とした。出力密度および水素対重金属比(H/HM)は右表に示す値とした。高減速燃料の燃料棒径は、ペレット面積が基準ケースの 75%となるようにした。また、解析には MVP-BURN^[3]を、核データライブラリには JENDL-3.3^[4]を用いた。

#### 2-2. 解析結果

右図に各ケースにおける使用済み燃料(取 出し直後)中のTRUの放射性毒性を示す。 高出力密度運転を実施することにより, Pu-238 およびCm-244の生成量が抑制され, 放射性毒性が低減している。また,有害度低 減に有効である高減速燃料との組み合わせ においても高出力密度運転の実施により,放 射性毒性が低減している。



#### 3. 結論

次世代型軽水炉での高出力密度運転による TRU 有害度への影響,および先行研究において有害度低減に 有効であると評価された高減速燃料との組み合わせによる効果を評価した。高出力密度炉心では,取替え 体数増加により燃料コストが増加するが,軽水炉での有害度低減によりバックエンド費用の低減が見込ま れる。今後は,核燃料サイクル全体でのコスト減を考慮した検討を進める。本研究は,平成28年度文部科 学省原子力システム開発事業の一環として,東芝エネルギーシステムズが実施した成果の一部である。

#### 参考文献

[1] 平岩 他, 2017 秋の大会 2M15. [2] 櫻井 他, 2015 秋の大会 A02.
 [3] Okumura K., et al., J. Nucl. Sci. Technol., 37, 128(2000). [4] Shibata K., et al., J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125(2002).

^{*}Satoshi Wada, Shungo Sakurai, Kouji Hiraiwa, Kenichi Yoshioka, Rei Kimura, and Tsukasa Sugita. Toshiba Energy Systems & Solutions.

### 環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築 (6)毒物(中性子吸収材)の添加による有害度低減(その2)

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(6) Toxicity reduction by adding poison (2)

*竹田 敏¹,北田 孝典¹ 「大阪大学

高次核種の生成を抑制することを目的として、軽水炉燃料に対して毒物(中性子吸収材)を添加する検討を実施している。毒物を添加した燃料の燃焼計算を実施し、燃焼後における Pu241 などの高次核種の生成量を 比較することで毒物の添加による効果を評価した。

キーワード:放射性毒性,毒物,断面積,共鳴

#### 1. 緒言

軽水炉から取り出される使用済燃料について、減容や有害度の低減を目的とする環境負荷低減型軽水炉 が研究されており、この一環として、高次核種の生成を抑制するための毒物(中性子吸収材)の添加を検討し ている。本検討では、核種が持つ共鳴や断面積の大きさの観点から有害度低減に効果がある可能性のある 核種を燃料に添加し、燃焼計算により Pu241 などの高次核種の生成量を評価した。

#### 2. 燃焼計算による Pu241 生成量の比較

代表的な高次核種である Pu241 について示す。約 100 年後の使用済み燃料の中で有害度の高い核種の一 つである Pu241 は、Pu239 やより高次の核種から生成する経路がある。ここで、ウラン燃料では Pu239 は主として U238 の捕獲反応で生成されることをふまえると、燃焼後のウラン燃料における Pu241 の生成 量を抑えるためには U238 の捕獲反応を抑制する毒物核種が望ましい。以上をふまえ、U238 の捕獲断面積 に対し、断面積の重なりが大きいと考えられる毒物を選定し、毒物として添加する検討を実施した。

特に U238 の共鳴領域の断面積との重なりが大き い核種である Dy160 及び Hf177 と、比較的重なり が小さい核種である Eu155 に対し、ウラン燃料に添 加した場合の Pu241 の生成量を単一ピンセル体系 で比較した。燃焼計算は連続エネルギーモンテカル ロ燃焼計算コード MVP-BURN により実施し、評価 済み核データライブラリとしては JENDL-4.0u を 用いた。母材となるウランの濃縮度は 10 wt%とし、

燃焼期間中の無限増倍率は4wt%ウラン燃料と同程



図1 燃焼に伴う Pu241 原子数密度の推移

度になるように添加量を調整した。ここで、添加量はいずれも2wt%以下となっている。 燃焼に伴う Pu241 原子数密度の推移を図1に示す。図1に示すとおり、U238の共鳴領域の断面積との重なりが大きい核種 である Dy160 及び Hf177 を添加した場合は、比較的重なりの小さい核種である Eu155 を添加した場合と 比べて有意に Pu241の生成量が小さくなることが分かった。

本研究は、平成29年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施した成果を含む。

^{*} Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹

¹Osaka Univ.

### 高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発 (4) 高速炉による LLFP 核変換のための核分裂収率データの評価

R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors (4) Evaluation of fission yield data for transmutation of LLFP by fast reactors 椿原 康介¹,奥村 森¹,河野 俊彦^{1,2}、吉田 正¹、*千葉 敏¹

#### ¹東工大、²LANL

高速炉での LLFP 核変換効率検討の高精度化のために核分裂収率の評価を行った。原子核の殻効果による スムーズな傾向からの乖離を殻補正エネルギーに基づいて記述し、アイソマー比は数百核種に亘る核分裂 片からの統計崩壊を理論計算することにより従来の手法に比べて予測精度の高い手法の構築を行った。

キーワード: 高速炉、長寿命核分裂生成物, 核変換、核分裂収率、核データ、殻補正、アイソマー比

#### 1. 緒言

MA や LLFP 等長半減期の放射性物質の処理は原子力技術全体にとって解決するべき重要課題の一つで あり、我々は高速炉での LLFP 核変換を提案している[1]。本研究では炉心での生成量を記述する核分裂収 率の評価を行った。

#### 2. 手法

断裂点模型と Wahl の Z_o模型に基づいて、独立核分裂収率を以下のような式で表すことから始めた:

$$Y(Z, A, M) \propto e^{-\frac{V(Z, A)}{T}} \approx Y(A) \cdot \frac{N_Z}{\sqrt{2\pi\sigma_Z(A)}} \int_{-0.5}^{0.5} e^{-\frac{(Z-Z_p(A)+t)^2}{2\sigma_Z^2(A)}} dt \cdot e^{-\frac{\delta E_{sh}(Z, A)}{E_d(Z, A)}} F(Z, A, M)$$

ここで Z,A,M は核分裂生成物の原子番号、質量数、アイソマー状態を表し、V(Z,A)は断裂点における分裂片 のポテンシャル、T は原子核温度である。また Y(A)は質量数分布、N_Zは Z 分布の規格化因子、積分を含む 因子は同重体における Z 分布の大局構造を表す正規分布、次の因子は殻及び対相関エネルギーによる正規 分布からの乖離を表す指数因子で  $\delta E_{sh}(Z,A)$ が小浦等の殻補正エネルギー±12/A^{1/2}、最後の F(Z,A,M)は Hauser-Feshbach 理論で計算するアイソマー比である。 $\sigma_Z(A)$ 、 $E_d(Z,A)$ をパラメータとして EXFOR より検索 した実験値を再現するように決定した。Y(A)として、England-Rider の評価値が利用できる場合はそれを用 いた。F(Z,A,M)を計算するにあたっては Y(A)、即発中性子の多重度分布  $\nu(A)$ 、全即発中性子数の実験値を 再現できることを目標とした。 $E_d(Z,A)$ を含む殻及び対補正因子の励起エネルギー依存性は二中心 Woods-Saxon ポテンシャル模型が与える一粒子エネルギーを基に Strutinski+BCS の方法で決定した。

#### 3. 結論

実験データの豊富な²³⁵U、²³⁹Puを主として解析しパラメータの系統性を導出した。詳細は当日述べる。 **謝辞**:本研究は原子力システム研究開発事業による平成29年度の文部科学省から東工大への委託事業「高 速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発」の成果です。

#### 参考文献

[1] S.Chiba et al, "Method to Reduce Long-lived Fission Products by Nuclear Transmutations with Fast Spectrum Reactors", Scientific Reports 7, 13961 (2017).

Kohsuke Tsubakihara¹, Shin Okumura¹, Toshihiko Kawano^{1,2}, Tadashi Yoshida¹, *Satoshi Chiba¹

¹Tokyo Tech, ²LANL

### 高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発 (5) 小型高速炉による LLFP 核変換炉心の核特性評価

R&D of Transmutation System of LLLF by using Fast Reactors (5) Evaluation of nuclear characteristics of a LLFP loaded small-sized fast reactor *田原義壽¹、高木直行¹、千葉敏²、若林利男³、舘義昭⁴

¹東京都市大、²東工大、³東北大、⁴JAEA

小型高速炉に LLFP 核種を装荷した炉心を構築し、核的および熱的解析を行いその炉心特性を明らかにすることにより LLFP 核変換炉心としての成立性を示した。

キーワード:高速炉,核変換,LLFP

#### 1. 緒言

核分裂炉で発生する核分裂生成物の中には長半減期を持つ核種(LLFP)が存在し、廃棄物の観点から考慮すべき課題となっている。本研究では、同位体分離に対して元素分離のみにより、小型の高速炉をベースに LLFP を効率的に核変換するシステムを構築することを目的とする[1]。

#### 2. 炉心の構成と炉心特性

核変換するLLFPを6核種(I-129, Tc-99, Se-79, Zr-93, Pd-107, Cs-135)に選定し、元素分離して得られた 物質をもとに金属(Tc, Zr, Pd)または化合物(BaI2、Cs2CO3、ZnSe)として減速材とともにブランケット および遮蔽材領域に装荷し中性子捕獲反応により核変換を行う。LLFPと共に用いる減速材は、核変換効率の 向上および炉心燃料の出力ピークを抑制するためYD2を用いていることを特徴としている。

LLFPをマルチリサイクルにより減少させるためには、サポートファクタ(SF=変換量/生成量)が1.0より

大きいことが必要である。LLFP棒はγ線および中性子照射により発 熱するため、中心温度が融点や化合物の分解温度に達しないように線 出力を制限し、捕獲断面積など核的特性を考慮の上炉心周りに6元素 を含むLLFP棒を径方向・軸方向に配置した(図1)。

連続エネルギーモンテカルロコード MVP(核データライブラリ JENDL-4 を使用)を用いて 6 元素同時照射時の燃焼計算を行った結 果、6 核種全てに対して SF > 1.0 であることが確認された。また、制 御棒 1 本固着時の制御棒価値はウランブランケット付き炉心よりも 大きく、停止余裕の核的制限を満足する見通しであり LLFP 核変換炉 心として成立することがわかった。

# LLFP 集合体 LLFP 棒: Zr: YD₂ 体積比 70: 30 など

図1径方向LLFP集合体配置

元素分離された6核種のLLFP同時照射によりSF>1を達成し、停止余裕を満足する炉心を構築することができた。今後は、バックエンドに対する効果も考慮し、それぞれの核種または同時照射に対する最適な核変換炉心の構築を進める。

謝辞 本研究は原子力システム研究開発事業による文部科学省からの委託事業の成果である。

#### 参考文献

3. 結論と今後の研究

 Method to Reduce Long-lived Fission Products by Nuclear Transmutations with Fast Spectrum Reactors, http://www.nature.com/articles/s41598-017-14319-7

^{*}Yoshihisa Tahara¹, Naoyuki Takaki¹, Satoshi Chiba², Toshio Wakabayashi³, Yoshiaki Tachi⁴ ¹Tokyo City Univ., ²Tokyo Institute of Tech., ³Tohoku Univ., ⁴JAEA

### 原子炉核変換によるパラジウムの創製及び分離回収技術の開発 (2) PWR を利用したパラジウムの創製に関する基礎検討

Development of Techniques of Creation of Palladium by Nuclear Transmutation using Reactors

and Separation and Recovery of Palladium

(2) A Basic Study on Creation of Palladium using PWR

*寺島 敦仁 1,2, 小澤 正基 1, 千葉 敏 1

¹東京工業大学,²日本学術振興会特別研究員 DC

本研究の目的は、核分裂生成物の分離・核変換によって、低放射能で資源利用可能なパラジウム(Pd)を創 製することである。2015 年春の年会では、クラウンエーテル樹脂を用いた Pd の分離回収法を提案した。 本発表では、核変換の具体案として、PWR を利用した Pd の創製に関する基礎検討の結果を報告する。

キーワード:核変換,元素創製,パラジウム,核分裂生成物,加圧水型軽水炉

1. 緒言: 将来の先進核燃料サイクルにおいて、核分裂生成物(FP)中の白金族元素は、分離回収して資源 利用することが検討されている。しかし、半減期が年オーダーの放射性同位体を有することから、ルテニ ウム(Ru)およびロジウム(Rh)の資源利用には、50 年程度の冷却期間が必要である。また、パラジウム(Pd) は長寿命放射性核種である¹⁰⁷Pdの割合が大きいため、同位体分離が必要とされている。

我々は、先進核燃料サイクルのオプションとして、分離回収した FP をターゲットとし、原子炉での核変 換によって低放射能な有用元素を創製することを提案しており、特に Pd の創製に注目している^[1-3]。本研 究では、FP から分離回収した Rh 単体あるいは Ru と Rh の合金をターゲットとし、PWR を利用した核変 換によって、低放射能で資源利用可能な Pd を創製することを検討した。

2. 解析手法: Rh 単体あるいは Ru-Rh 合金の同位体組成および初期混合割合は、²³⁵U 濃縮度 4.7wt%の 1100MW 級 PWR で燃焼度 45GWd/tHM、5 年冷却後における値を使用した^[1]。ターゲットは PWR の制御棒 と同じ形状とし、PWR におけるバーナブルポイズン棒と同様の使用方法で PWR に装荷することを想定した。本解析では、集合体あたり 12 本の制御棒案内管に各ターゲットを装荷した体系において、MVP-BURN^[4]を用いて Ru/Rh から Pd への核種崩壊生成計算を実施した。

**3. 解析結果:** 1年間の中性子照射を模擬した結果、集合体あたりの Pd 生産量は、Rh 単体では 920 g、Ru-Rh 合金では 540 g となった。また、照射後 1 年間の冷却によって、生産された Pd 中の放射性同位体は ¹⁰⁷Pd のみとなり、その比放射能は Rh 単体では 1 Bq/g 以下、Ru-Rh 合金では 10³ Bq/g 程度であり、IAEA が定め る免除レベル(1×10⁵ Bq/g)以下となった。したがって、FP 中の Ru と Rh の資源利用に必要な 50 年程度の 冷却期間の間に Pd を生産することで、より短期間で FP を資源化することが可能であると考えられる。

謝辞: 本研究は、東京工業大学環境エネルギー協創教育院および JSPS 科研費 15J12066 の助成を受けたものである。 参考文献

[1] A. Terashima and M. Ozawa: Nuclear Science and Techniques 26(1), S010311 (2015).

[2] A Terashima and M. Ozawa: Progress in Nuclear Energy 93, pp.177-185 (2016).

[3] A. Terashima, T. Kaneshiki, M. Nomura, and M. Ozawa: Energy Procedia 131, pp.160-166 (2017).

[4] K. Okumura, T. Mori, M. Nakagawa, and K. Kaneko: Journal of Nuclear Science and Technology 37(2), pp.128-138 (2000).

*Atsunori Terashima^{1,2}, Masaki Ozawa¹ and Satoshi Chiba¹

¹Tokyo Institute of Technology, ²JSPS Research Fellow DC

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

### [3F15] NUclear Transmutation

Chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.) Wed. Mar 28, 2018 4:05 PM - 4:25 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

### [3F15] Neutron transmutation doping of n-type spherical silicon solar cell at high-temperature engineering test reactor

*Hai Quan Ho¹, Yuki Honda¹, Shimpei Hamamoto¹, Toshiaki Ishii¹, Etsuo Ishitsuka¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 4:05 PM - 4:20 PM

# Neutron transmutation doping of n-type spherical silicon solar cell at high-temperature engineering test reactor

*Hai Quan Ho¹, Yuki Honda¹, Shimpei Hamamoto¹, Toshiaki Ishii¹, Etsuo Ishitsuka¹
¹Oarai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency

#### Abstract

This study proposed a new method of neutron transmutation doping silicon (NTD-Si) for producing the n-type spherical solar cell at the high temperature engineering test reactor (HTTR), in which the Si-particles are irradiated directly instead of the cylinder Si-ingot as in the conventional NTD-Si. By using a 'screw', an identical resistivity could be achieved for the Si-particles without a complicated procedure as in the NTD with Si-ingot.

Keywords: HTTR, MVP, NTD-Si, n-type silicon, spherical solar cell, high conversion efficiency

**1. Introduction** The p-type spherical silicon solar cell [1] (as shown in **Fig.1**) is a candidate for future solar energy with low fabrication cost, however, its conversion efficiency is only about 10%. The conversion efficiency of a silicon solar cell can be increased by using n-type silicon semiconductor as a substrate. However, it is difficult to apply a Czochralski method for growing a highly uniform n-type silicon semiconductor. Thus, this study proposed a new method of neutron transmutation doping silicon (NTD-Si) for producing the n-type spherical solar cell.

**2. Method** A proposed scheme for NTD Si-particles is shown in **Fig.2**. The Si-particles moves circularly around the screw and from the top to bottom of NTD-hole by gravity. After being irradiated, the doped Si-particles are collected into the storage container by a suction tube for radiation removal. The neutronic calculations were performed with MVP-2.0 code and JENDL-4.0 library to estimate the resistivity of doped Si-particles. The configuration of the HTTR for NTD-Si was also optimized by changing the number of NTD-hole at replaceable reflectors from 3 to 12 and NTD-hole's diameter from 10cm to 25cm. The optimization of NTD-holes was carried out while keeping the decrease of  $k_{eff}$  less than 0.5 % $\Delta k/k$ . The irradiation time was estimated to obtain 10  $\Omega$  cm of resistivity, which is suitable for fabrication of the solar cell.

**3. Results and conclusions** The optimum results with various number of NTD holes are illustrated in **Table 1**. In the case of 3 NTD-holes, 20 cm is optimum diameter which can produce approximately 39.6 ton/y of doped Si-particles. The irradiation time and reactivity insertion, in this case, are 42.4h and  $-0.5\%\Delta k/k$ , respectively. The case of 6 NTD-holes with 10 cm diameter could produce 22.5 ton/y of doped Si-particles, while about 33.6 ton/y could be irradiated in the case of 9 NTD-holes with 10 cm. Besides, it is not feasible to use all of the 12 replaceable reflectors because the negative reactivity insertion is larger than  $0.5\%\Delta k/k$ . In conclusion, this study proposed the new NTD method for irradiating n-type spherical silicon solar cell at the HTTR, which is expected to achieve the low cost and high conversion efficiency in comparison with conventional silicon solar cell.

#### References

[1] Minemoto, T., Takakura, H. The Japan Society of Applied Physics Vol.46, No. 7A, 4016-4020 (2007).





**Table 1** Amount of 10-Ω.cm doped silicon in optimum cases

Num. of hole	D (cm)	Δρ (%Δk/k)	Irradiation time (h)	Mass of doped silicon (ton/y)
3	20	- 0.5	42.4	39.6
6	10	- 0.3	37.4	22.5
9	10	-0.4	37.4	33.6
12	-	_	_	-

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

### [3G01-09] Neutron Production, Charged Particle Production

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

Wed. Mar 28, 2018 9:40 AM - 12:00 PM Room G (U2-212 - U2 Building)

### [3G01] Measurement of energy dependency on incident photon energy for photo-neutron energy spectra

*toshiya sanami^{2,1}, Toshiro Itoga³, Yoichi Kirihara⁴, Yoshihito Namito^{2,1}, Hiroshi Nakashima⁴, Shuji Miyamoto⁵, Yoshihiro Asano⁵ (1. KEK, 2. SOKENDAI, 3. JASRI, 4. JAEA, 5. University of Hyogo)

9:40 AM - 9:55 AM

[3G02] Anisotropic paramter of photo-neutron from Au target in Giant resonane region

*Yoshihito Namito^{2,1}, Yoichi Kirihara³, Toshiya Sanami^{2,1}, Toshihiro Itoga⁴, Hiroshi Nakashima³, Shuji Miyamoto⁵, Yoshihiro Asano^{6,5} (1. KEK, 2. Sokendai, 3. JAEA, 4. JASRI, 5. U.Hyogo, 6. Riken)

9:55 AM - 10:10 AM

- [3G03] Measurement of neutron-production double-differential corss sections in most-forward direction for 20- and 34-MeV proton incidences on carbon, aluminum, iron and lead targets *DAIKI SATOH¹, YOSUKE IWAMOTO¹, TATSUHIKO OGAWA¹ (1. JAEA) 10:10 AM - 10:25 AM
- [3G04] Measurement of thick target neutron yield from 13.4 MeV deuteroninduced reactions on C,LiF and Si

*Hayato Takeshita¹, Yukinobu Watanabe¹, Hiroki Sadamatsu¹, Katsumi Aoki¹, Naoto Araki¹, Shoichiro Kawase¹, Tadahiro Kin¹, Nobuhiro Shigyo¹, Takashi Teranishi¹ (1. Kyushu Univ.) 10:25 AM - 10:40 AM

# [3G05] Systematic measurement of double-differential (d,xn) cross sections at 200 MeV

Hiroki Sadamatsu¹, *Yukinobu Watanabe¹, Shouhei Araki¹, Keita Nakano¹, Shoichiro Kawase¹, Tadahiro Kin¹, Yosuke Iwamoto², Daiki Satoh², Masayuki Hagiwara⁴, Hiroshi Yashima³ (1. Kyushu University, 2. JAEA, 3. Kyoto University, 4. KEK) 10:40 AM - 10:55 AM

### [3G06] α-particle breakup at incident energy of several hundreds of MeV/u *Yuji Yamaguchi¹, Yusuke Araki¹, Motoharu Fujii¹, Gaku Watanabe¹, Toshiya Sanami², Naruhiro Matsufuji³, Yusuke Koba³, Yosuke Iwamoto⁴, Yusuke Uozumi¹ (1. Kyusyu Univ., 2. KEK, 3. QST, 4. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM

[3G07] Measurement of Energy Spectra for Spallation Neutrons Emitted from the J-PARC MLF Mercury Target at an Angle of 180° Hiroki Matsuda¹, Shin-ichiro Meigo¹, *Hiroki Iwamoto¹ (1. J-PARC Center, Japan Atomic

Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

### [3G08] Radiation evaluation of 345 MeV/u uranium beam

*Kenta Sugihara¹, Nobuhiro Shigyo¹, Kanenobu Tanaka², Atsuko Akashio² (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN Nishina center) 11:25 AM - 11:40 AM

### [3G09] Radiation evaluation of 345 MeV/u uranium beam

*Atsuko Akashio¹, Kanenobu Tanaka¹, Nobuhiro Shigyo², Kenta Sugihara² (1. RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science, 2. Kyushu University) 11:40 AM - 11:55 AM

### 光中性子エネルギースペクトルに対する入射光子エネルギー依存性の測定

Measurement of energy dependence on incident photon energy for photo neutron energy spectrum *佐波俊哉¹²、桐原陽一³、波戸芳仁¹²、糸賀俊朗⁴、中島宏³、宮本修治⁵、浅野芳裕⁵ ¹KEK、²総研大、³原科研、⁴JASRI、⁵兵庫県大

NewSUBARUの逆コンプトンビームラインを用いて、13.9MeVから26.6MeVまでの光子と金ターゲットとの 光核反応からの中性子のエネルギースペクトルを円偏光光子に対して、有機液体シンチレータ検出器と飛行 時間法を用いて測定した。直接放出成分の入射光子エネルギー依存性があきらかになった。

キーワード: NewSUBARU、光中性子、飛行時間法、エネルギースペクトル、直接成分、蒸発成分

1. 緒言 我々は NewSUBARU の BL 1 において 16.9 MeV 直線偏光光子が金ターゲットに入射した際に生成 する光中性子のスペクトルと角度分布を測定し、(1)蒸発過程と直接過程による 2 つの成分があること、(2)直 接過程成分の放出強度は直線偏光の方向と中性子放出方向のなす角、 Θ、を用いて a+b cos2 Θにより記述で きること、(3)蒸発成分に角度依存は見いだせないことを 2017 年の春の年会で報告した[1]。この 16.9 MeV と いうエネルギーは Au(γ,nx)反応の巨大共鳴のピークエネルギー13.9 MeV に比べ大きく、中性子放出反応に限 っても、(γ,n)の他に (γ,2n)、(γ,np)反応のしきいエネルギーを超えており、これらの中性子の放出過程がス ペクトルに寄与している。本研究では、入射光子エネルギーを 13.9 MeV まで下げた測定を行って、中性子エ ネルギースペクトルに見られる蒸発成分と直接成分の入射光子エネルギー依存性を調査した。

2. 実験 実験体系・手法は 2017 年の春の年会で報告した内容と同様である。実験は NewSUBARU の BL1 レ ーザー逆コンプトン施設で行った。レーザー光源 Nd:YVO4 (1064 nm)を用い、蓄積リングの電子エネルギー を変え、コリメータで絞ることにより、13.9MeV、14.9MeV、16.9MeV の単色光子を得た。光子の偏光はレー ザーの光路に λ/4 板を入れることにより円偏光とした。ターゲットは 10mm 径、40mm 長の円柱形状の金で ある。水平方向 60 度と 90 度、鉛直上方向 90 度、ターゲットから約 70cm 位置に 5 インチの径、5 インチ長 の有機液体シンチレータを 3 台設置し中性子検出器とした。検出器と電子ビームの周回信号を用い飛行時間

を測定し、ガンマ線波形弁別を行った後、エネルギース ペクトルを導出した。SCINFUL コードで計算した検出 効率と入射光子数で除して、中性子フルエンスを導出 した。

3. 結果 図 1 に入射光子に対して 90 度方向で測定し た中性子のエネルギースペクトルを 13.9MeV、 14.9MeV、16.9MeV の 3 種類の光子エネルギーに対して 示す。入射エネルギーを減じても変わらず蒸発成分と 直接成分は存在すること、その境界のエネルギーは大 きく変化しないこと、最大エネルギーが入射粒子のエ ネルギーの増加に伴い増えること、が明らかとなった

#### 参考文献

[1] 桐原等、本学会 2017 春の年会.

* Toshiya Sanami^{1,2}, Yoichi Kirihara³, Yoshihito Namito^{1,2}, Toshiro Itoga⁴, Hiroshi Nakashima³, Shuji Miyamoto⁵ and Yoshihiro Asano⁵
 ¹KEK, ²SOKENDAI, ³JAEA, ⁴JASRI, ⁵U Hyogo



図1 入射光子に対して 90 度方向で測定した 中性子のエネルギースペクトル

### 巨大共鳴領域で金から発生する光中性子の非等方性パラメータ

#### Anisotropic parameter of photo-neutron from Au in giant resonance region

*波戸 芳仁¹², 桐原 陽一³, 佐波 俊哉¹², 糸賀 俊朗⁴,中島 宏³,宮本 修治⁵, 浅野 芳裕⁵ ¹高エネ研, ²総研大, ³原科研, ⁴JASRI, ⁵兵庫県大

巨大共鳴領域で金ターゲットから発生する光中性子の直接成分の非等方パラメータを求め、過去の測定に よって報告されている値および Courant の式による計算値と比較した。

キーワード:光中性子,巨大共鳴,非等方パラメータ,直線偏光,電気双極子遷移,直接成分

### 1. 緒言

我々は 17 MeV 直線偏光光子が金ターゲットに入射した際に発生する光中性子のスペクトルを測定し、 2017 年の春の年会で報告した[1]。 4 MeV 以上の直接成分の角度分布を a+b  $\cos^2\Theta$ =a+b( $2\sin^2\theta\cos^2\varphi$ -1), a=2.75e-4, b=9.66e-5 と得た。ここで  $\Theta$ は直線偏光の方向と中性子放出方向のなす角,  $\theta$  と $\phi$ は中性子放出 の極角と方位角(直線偏光の方向が起点)である。一方、過去の測定で電気双極子遷移のみを考える場合の非 偏光光子入射での角度分布は、1 + a₂P₂(cos  $\theta$ ) と表されている。我々の測定では直線偏光を用いたので、  $\phi$ =45° として非偏光に変換しaとbの値からa₂を求め、過去の測定で得られているa₂との比較を行った。

#### 2. 比較

非等方パラメータ- $a_2$ の比較を表に示す。 $E_0 \ge E_n$ はそれぞれ入射光子エネルギーと中性子エネルギーである。入射光子が制動放射光子スペクトルを持つ場合,エネルギーを最大エネルギーと「-ブレム」で示した。 Courant の式による計算値を Mutchler の(82)式を用い- $a_2$ に変換したものも同じ表に示す。

- <b>a</b> ₂	$E_0$ (MeV)	測定方法	E _n (MeV)	出典
0.26±0.03	22-ブレム	Al(n,p)	>1.8	Price, Phys Rev <b>93</b> 1279 (1954).
0.30±0.12	22-ブレム	Si( <i>n</i> , <i>p</i> )	>3.9 (>6)	Tabliabue, Nucl Phys 23, 144 (1961).
0.15±0.05	55-ブレム	Si( <i>n</i> , <i>p</i> )	>3.9 (>6)	Reinhardt Nucl Phys <b>30</b> ,201 (1962).
0.45±0.03	14	TOF	>4	Mutchler, doctoral thesis, MIT (1966).
0.38±0.03	13	TOF	>4	Mutchler, <i>ibid</i> .
0.26±0.04	17	TOF	>4	Present work
0.25		<計算>		Courant, Phys Rev <b>82</b> , 703 (1951). $l=\infty$
0.4		<計算>		Courant <i>ibid.</i> $l=1 \rightarrow l=2$
0		<計算>		Courant <i>ibid.</i> $l=1 \rightarrow l=0$

#### 参考文献

^{*}Yoshihito Namito^{1,2}, Yoichi Kirihara³, Toshiya Sanami^{1,2}, Toshiro Itoga⁴, Hiroshi Nakashima³, Shuji Miyamoto⁵, and Yoshihiro Asano⁵

¹KEK, ²Sokendai, ³JAEA, ⁴JASRI, ⁵U Hyogo

^[1] 桐原等、本学会 2017 春の年会.

### 20 および 34MeV 陽子入射反応における炭素、アルミニウム、鉄および 鉛原子核からの最前方方向の中性子生成二重微分断面積の測定

Measurement of neutron-production double-differential cross sections in most-forward direction

for 20- and 34-MeV proton incidences on carbon, aluminum, iron and lead targets

*佐藤 大樹 1, 岩元 洋介 1, 小川 達彦 1

1国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

20 および 34MeV 陽子入射における最前方方向(ビーム軸に対して 0 度方向)の中性子生成二重微分断面 積を測定し、理論模型 INCL および評価済み核データ JENDL-4.0/HE に基づく PHITS の計算値と比較した。

キーワード:中性子生成二重微分断面積,最前方方向,PHITS, INCL, JENDL-4.0/HE

1. 緒言 数 10MeV 以上のエネルギー領域での陽子入射反応において、標的原子核から放出される中性子 は強い前方性を持つ。この中性子生成過程では原子核内における核子の集団運動等が重要な役割を担うが、 実験データの不足から理論模型および核データともに予測精度の検証が十分になされていない。本発表で は、既に整備した 48, 63 および 78MeV 陽子入射に対する実験データに加えて、断面積のエネルギー依存 性をより広範に調査する目的で実施した 20 および 34MeV 陽子入射に対する実験結果を報告する。

2. 測定と計算 実験は量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所 TIARA にて実施した。AVF サイク ロトロンから供給される 20 および 34MeV 陽子ビームを真空チャンバー内に設置した natC (厚さ 125µm)、 ²⁷Al (75µm)、natFe (38µm) および natPb (15µm) 標的に入射し、生成した中性子を最前方方向に開いたコ リメータを通して測定室に導いた。標的を透過した陽子ビームは電磁石で曲げ、ビームダンプ内に設置し たファラデーカップによって標的への入射陽子数を計数した。測定室では、液体有機シンチレータによっ て中性子を検出し、その運動エネルギーは飛行時間法により決定した。計算は汎用放射線輸送計算コード PHITS によって行った。PHITS における核反応計算には、INCL と JENDL-4.0/HE をそれぞれ用い、標

的の厚さおよび中性子の検出立体角は測定と同等にな るよう設定した。

3. 結果と考察 34MeV 陽子入射反応における各標的 原子核に対する最前方方向の中性子生成二重微分断面 積を図1に示す。INCLの計算結果は、いずれの標的 原子核に対しても実験値より大きな値を与えた。また、 JENDL-4.0/HE による計算結果は、natFe に対する実 験値を良く再現するが、²⁷Alに対しては過大評価、natPb に対して過小評価した。この傾向は 20MeV 陽子入射 においても同様であった。発表では、入射陽子エネル ギーおよび標的原子核の質量数に対する断面積の依存 性についても議論する。

*Daiki Satoh¹, Yosuke Iwamoto¹ and Tatsuhiko Ogawa¹

¹Japan Atomic Energy Agency



図1 34MeV 陽子入射反応における最前方方向 中性子生成二重微分断面積

### 厚い C, LiF, Si 標的に対する 13.4 MeV 重陽子入射中性子収量の測定

Measurement of thick target neutron yield from 13.4 MeV deuteron-induced reactions on C, LiF and Si

*竹下 隼人 ', 渡辺 幸信 ', 定松 大樹 ', 青木 勝海 ', 荒木 直人 ',

川瀬 頌一郎 1, 金 政浩 1, 執行 信寛 1, 寺西 高 1

1九州大学

九州大学加速器・応用ビーム科学センターにて 13.4 MeV 重陽子をその飛程より厚い C, LiF, Si 標的に照 射する事によって 0 度方向に発生した中性子の二重微分収量を導出した。核子あたりのエネルギーが同じ 三重陽子入射における二重微分中性子収量と比較した結果、エネルギー分布の形状の違いが見られた。 <u>キーワード</u>: 重陽子入射反応、二重微分中性子収量、炭素、フッ化リチウム、シリコン、中性子源

**1. 緒言** 重陽子加速器中性子源は工業や医療など様々な分野で利用が期待されている。中性子源の開発に は重陽子と物質の核反応によって生成する中性子のデータが必要であるが、重陽子反応に関する中性子生 成反応の実験データは不足している。そこで今回我々は 13.4 MeV の重陽子を C, LiF, Si 標的に照射し、中 性子収量を取得した。さらに、先行研究[1]にて、核子あたり同じエネルギーの三重陽子における中性子収 量が報告されており、そのデータと比較することによって入射粒子に含まれる中性子数の相違が生成中性 子にどのような影響を与えるか考察した。

2. 実験 九州大学加速器・応用ビーム科学センターのタンデム加速器を利用して実験を行った。重陽子を13.4 MeV に加速し、厚さ1.0 mmの標的(C, LiF, Si)に照射することによって0度方向に発生した中性子を厚さ5.08 cm、直径5.08 cmの有機液体シンチレータ NE213 によって検出した。また、実験室の床や壁などから反射して検出された中性子数を見積もるために鉄製の遮蔽体を設置してバックグラウンド測定を行った。
 3. 結果と考察 得られた信号からアンフォールディング法によって中性子収量を導出した。図1にLiF標

的に対する重陽子および三重陽子入射の場合における中 性子収量を示す。重陽子入射の場合には4 MeV 付近に重 陽子分解反応起因と予想されるピーク構造が見られるが、 三重陽子入射の場合には見られなかった。エネルギー積 分した中性子収量には大きな差は見られなかった。これ は、重陽子の結合エネルギーが三重陽子に比べ小さく、 容易に分解反応を起こすためであると考えられる。今回 は0度における LiF と Si の収量の比較を行ったが、他の 標的核や角度における測定を行い同様に比較して、理論 解析により反応機構の理解が深まることが期待される。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導す る革新的開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施 したものです。



### 陽子入射二重微分中性子収量の比較

#### 参考文献

[1] M. Drosg et al., Nucl. Sci. Eng. 182 256 (2016).

^{*}Hayato Takeshita¹, Yukinobu Watanabe¹, Hiroki Sadamatsu¹, Katsumi Aoki¹, Naoto Araki¹, Shoichiro Kawase¹, Tadahiro Kin¹,

Nobuhiro Shigyo¹, Takashi Teranishi¹

¹Kyushu Univ.

### 200MeV (d,xn)反応二重微分断面積の系統的測定

Systematic measurement of double differential (*d*,*xn*) cross sections at 200 MeV 定松 大樹¹, *渡辺 幸信¹, 荒木 祥平¹, 中野 敬太¹, 川瀬 頌一郎¹, 金 政浩¹ 岩元 洋介², 佐藤 大樹², 萩原 雅之³, 八島 浩⁴, 嶋 達志⁵ ¹九州大学, ²原子力機構, ³KEK, ⁴京大炉, ⁵阪大 RCNP

広い原子番号領域の天然同位体標的(Li, Be, C, Al, Cu, Nb, In, Ta, Au)に対して、200MeV 重陽子入射中性 子生成反応の二重微分断面積を測定した。実験では液体有機シンチレータ EJ301 を用いた飛行時間法を適用 し、前方 0 度から 25 度の範囲で二重微分断面積データを取得した。200MeV 以下の先行研究データと合せ、 PHITS や DEURACS 計算コードによる計算結果と比較し、特に入射エネルギー依存性について考察する。

キーワード:重陽子、中性子生成、二重微分断面積、測定、飛行時間法

#### 1. 緒言

大強度重陽子加速器中性子源は、LLFP 核変換、放射性薬剤用 RI 製造、核融合炉材料試験等の応用分野での 利用が検討されている。加速器や中性子源の設計のために、重陽子入射中性子生成データ(特に、二重微分断 面積(DDX)データ)が不可欠であるが、測定データが不足している状況で必要な重陽子核データの整備も進ん でいない。当研究グループは、大阪大学核物研究センター(RCNP)にて、102MeV での系統的な DDX データ測 定を行い、既存の理論モデルのベンチマーク検証を行った[1,2]。本研究では、入射エネルギー依存性を調査す る目的で、広い原子番号領域の標的に対する 200 MeV 重陽子入射中性子生成反応の DDX を測定した。

#### 2. 実験・解析

RCNP 内の N0 コースで実験を行った。実験の詳細は 102 MeV で の先行測定[1]と基本的に同じである。200 MeV に加速した重陽子を 薄い金属標的(Li, Be, C, Al, Cu, Nb, In, Ta, Au) に照射した。スウィ ンガー電磁石を利用して測定角度を変更し、放出中性子スペクトル を 0 度から 25 度まで 5 度刻みの角度で測定した。中性子エネルギー は飛行時間法により決定した。広範なエネルギー範囲のデータを取 得するために、大きさの異なる 2 台の EJ301 液体有機シンチレータ (円柱形: 5.08 cm \u03c6 x 5.08 cm \u20c6 12.7 cm \u03c6 x 12.7 cm)を標的から 7 m \u20c6 20 m の地点に設置して測定した。



#### 3. 結果・考察

右図にCに対する200MeV 陽子入射中性子生成DDXの結果を示 す。入射エネルギーの半分(100MeV)付近に、重陽子入射反応に 特徴的な強い前方性を持った幅広いピーク構造が観測されている。 図 C標的に対する 200 MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積

本講演では、異なった入射エネルギーに対する先行研究結果及び核反応理論モデル(PHITS や DEURACS)の計算結果と比較し、中性子生成に対する入射エネルギー依存性について考察を行う。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

#### 参考文献

[1] S. Araki et al., Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Research A 842 62–70 (2017).

[2] S. Araki et al., EPJ Web of Conferences 146, 11027 (2017).

Hiroki Sadamatsu¹, ^{*} Yukinobu Watanabe¹, Shouhei Araki¹, Keita Nakano¹, Shoichiro Kawase¹, Tadahiro Kin¹, Yosuke Iwamoto², Daiki Satoh², Masayuki Hagiwara³, Hiroshi Yashima⁴, Tatsushi Shima⁵ ¹Kyushu Univ., ²JAEA, ³KEK, ⁴KURRI, ⁵RCNP

### 数百 MeV/u α粒子入射における分解反応の研究

α-particle breakup at incident energy of several hundreds of MeV/u
 *山口 雄司¹, 荒木 優佑¹, 藤井 基晴¹, 渡邊 岳¹, 佐波 俊哉²,
 松藤 成弘³, 古場 裕介³, 岩元 洋介⁴, 魚住 裕介¹

¹九州大学,²高エネルギー加速器研究機構,³量子科学技術研究開発機構,

4日本原子力研究開発機構

放射線医学総合研究所 HIMAC において, エネルギー100 および 230 MeV/u でのα 粒子入射荷電粒子生成二 重微分断面積の測定をおこなった. 陽子, 重陽子, 三重陽子, ³He, α 粒子をΔE-E 法によって識別して結果 を得た. INC 模型計算に分解反応を導入し, 測定結果と計算結果とを比較し考察する.

キーワード:核内カスケード模型, α入射,荷電粒子,二重微分断面積,分解反応

#### 1. 緒言

重粒子線がん治療は効果的な治療法であるが、重粒子誘起反応で生じる 2 次粒子による低線量被ばくが 問題視されている.2次粒子は、炭素イオンが形成するブラッグピークより深い領域だけでなく、治療ビー ムの軌道から離れた健常組織へ線量付与し得る.これが晩発影響として発がんを引き起こすと考えられて いるため、特に子どもに対する線量の正確な見積りが必要となる.しかし、炭素イオン入射反応のデータ は0°近傍にのみ存在する.見積りには粒子輸送計算が用いられ、一般に核内カスケード(INC)または量子分 子動力学模型と一般化蒸発模型(GEM)からなる 2 段階モデルが適用されるが、既存のモデルによる複合粒 子生成の記述精度は低い[1].そこで、われわれが改良を進めてきた INC コード[2]の適用範囲を数百 MeV/u α入射、炭素イオン入射反応へと拡張する.α入射への拡張には数百 MeV/u でのα入射複合粒子生成二重微 分断面積(DDX)の実験データが必要であるが、35 MeV/u 以上のデータは報告されていない.本研究では 100 および 230 MeV/u α入射反応 DDX の実験データを取得し、INC コードの拡張に取り組む.

#### 2. 実験

放射線医学総合研究所の HIMAC 棟で実験をおこなった. 散乱槽内に C, Al, Co, Nb 試料を設置し,入射 エネルギー $E_{\alpha}$  = 100,230 MeV/u の He イオンを照射した. 散乱槽の 30°,45°,60°,90°のポートに,Si 半導体 検出器,GSO, PWO シンチレータからなる検出器を設置し,標的試料から放出する陽子,重陽子,三重陽 子,³He, α 粒子のエネルギーを測定した. 粒子識別には $\Delta E - E$  法を用いた.

#### 3. 結果·考察

右図に  $E_{\alpha} = 100 \text{ MeV/u}$  での ⁵⁹Co( $\alpha$ ,dx)反応 DDX の取得データと拡張 INC + GEM による計算結果を示す. 30°から 90°の幅広い角度で,最大 300 MeV 程度の高エネルギー成分まで実験データを得ることができた. 拡張 INC の計算結果は 30°で実験値を再現するが,45°,90°と角度の増 大にともない再現性が低下しており,重陽子放出時の粒子軌道偏向の検 討が必要と考える.

#### 参考文献

[1] J. Dudouet et al., Phys. Rev. C, 89, 054616 (2014).

[2] M. J. Kobra et al., J. Nucl. Sci. and Tech., 55, 2, 209-216 (2017).

^{*}Yuji Yamaguchi¹, Yusuke Araki¹, Motoharu Fujii¹, Gaku Watanabe¹, Toshiya Sanami², Naruhiro Matsufuji³, Yusuke Koba³, Yosuke Iwamoto⁴ and Yusuke Uozumi¹

¹Kyushu Univ., ²High Energy Accelerator Res. Org., ³Quantum and Radiological Sci. and Tech., ⁴Japan Atomic Energy Agency



### J-PARC MLF 水銀標的から放出される 180 度方向核破砕中性子エネルギースペクトルの測定

Measurement of Energy Spectra for Spallation Neutrons Emitted from the J-PARC MLF Mercury Target at an Angle of 180°

松田洋樹1 明午伸一郎1*岩元大樹1

¹J-PARC/JAEA

大強度陽子加速器施設 J-PARC の加速器から加速された 3 GeV 陽子ビームを物質生命科学実験施設 MLF の 水銀標的に照射し、標的から 180 度方向に放出される核破砕中性子のエネルギースペクトルを測定した。 キーワード:中性子エネルギースペクトル、水銀標的、核破砕反応、核破砕中性子、J-PARC

#### 1. 緒言

近年、核破砕中性子を利用した大強度中性子源施設の開発が加速している。これらの施設は標的の周り に重厚な遮蔽体を置くことで周囲の線量を低く抑える構造となっているが、標的上流側の180°方向には陽 子ビームダクトが設置されるため遮蔽体を置くことができない。そのため、核破砕反応で生じた核破砕中 性子がこのダクトを通して外部に大量に漏洩し、大強度中性子源施設の線量及び遮蔽設計に重大なインパ クトを与える。本実験では、様々な入射陽子エネルギーに対する180°方向核破砕中性子の実験データを取 得する研究の一環として、J-PARC加速器から加速された3 GeV 陽子ビームを物質生命科学実験施設 MLF の水銀標的に照射し、標的から180°方向に放出される核破砕中性子のエネルギースペクトルを測定した。

#### 2. 実験

実験では、中性子エネルギースペクトル測定に飛行時間(TOF)法を用い、核破砕中性子の収量が支配的で ある 0.5 MeV から 20 MeV 付近のエネルギー領域を測定した。標的から 126 m 上流側に設置された偏向電 磁石(BH4)付近に液体有機シンチレータ(NE213)を設置し、様々な陽子ビームチョップ幅条件の下で中性子 エネルギースペクトル測定を実施した。オフライン解析により、パイルアップ及び検出効率を考慮した補 正を行い、中性子エネルギースペクトルを決定した。ここで検出効率は、検出効率計算コード SCINFUL-R 及び²⁵²Cf 中性子線源による実測値をもとに求め、補正等による系統誤差は 4% (1o)と評価した。さらに統 計誤差と合わせた最終的な誤差は 5%と評価した。

#### 3. 結果

図に、実験で得られた中性子エネルギースペクト ルと核反応モデル INCL4.6/GEM による計算値の比 較を示す。20 MeV 以上の領域で実験値との差異が見 られるが、INCL4.6/GEM は 0.8 MeV から 20 MeV の 範囲で実験値をよく再現することがわかった。

#### 4. 結言

今後は実験値と計算値との差異の原因を特定する とともに、1 MeV 以下のエネルギー領域のスペクト ルを BF₃検出器を用いて測定する計画である。



[†]本研究は JSPS 科研費 17K14916 の助成を受けたものです

Hiroki Matsuda¹, Shin-ichiro Meigo¹, ^{*}Hiroki Iwamoto¹ ¹J-PARC/JAEA
### 345 MeV/u ウランビームを用いた放射線評価

### (1) 銅標的に対する中性子二重微分収量の測定

Radiation evaluation of 345 MeV/u uranium beam

### (1) Measurement of double-differential neutron yields for copper target

*杉原 健太 ¹、 執行 信寛 ¹、 田中 鐘信 ²、 赤塩 敦子 ²

1九州大学、2理化学研究所仁科加速器研究センター

理化学研究所 RI ビームファクトリーではウランビームの大強度化を検討しており、遮蔽の最適化のために ウランビームによる中性子収量の測定データが必要である。そこで、345 MeV/u ウラン入射に対する銅ター ゲットからの中性子二重微分収量を、飛行時間法で測定した。測定結果と PHITS によるモンテカルロシミュ レーションの結果との比較を行った。

キーワード:ウラン、銅、中性子二重微分収量、 有機液体シンチレータ、 飛行時間法

#### 1. 緒言

理化学研究所仁科加速器研究センターの RI ビームファクトリー (RIBF) では、核子あたり 345 MeV にウラ ンイオンビームを加速することができ、将来計画として、ウランビームの大強度化を検討している。遮蔽の 最適化のために線源項としてウランビームとターゲットやビームダンプの反応によって生成する中性子二重 微分収量の測定データが必要である。そこで、本研究ではウランビームと銅との反応により生成する中性子 の二重微分収量を、飛行時間法で測定した。

#### 2. 実験

実験は RIBF の ZeroDegree Spectrometer の F10 チェンバー付近で行った。ターゲットには 345 MeV/u ウラン の飛程よりも長い厚さである 10 mm の銅を用いた。銅ターゲットとウランビームとの反応によって生成され た中性子を 0 度、45 度、90 度の位置に設置した 3 台の NE213 有機液体シンチレータで測定した。ターゲットと中性子検出器との飛行距離は 0 度で 9.5 m、45 度と 90 度で 4.0 m とした。0 度方向には直径と厚さが 5.04 cm のシンチレータを、45 度と 90 度には直径と厚さが 12.7 cm のものを使用した。また、厚さ 2 mm の荷電 粒子弁別用のプラスチックシンチレータを各中性子検出器の前に設置した。

中性子のエネルギーは、加速器からのタイミング信号と各中性子検出器の信号から、飛行時間法により導出した。ビーム強度は約10⁶ pps で行った。超伝導リングサイクロトロンの繰り返し周波数が 18.5 MHz であるため、即発γ線と中性子の飛行時間の差が 35 ns以下の中性子を測定対象とした。このとき、測定可能な最低エネルギーは0度で 130 MeV、45度で 35 MeV、90度で 40 MeV であった。また、ターゲットと各中性子検出器の間に鉄のシャドーバーを設置して、ターゲットから直接中性子検出器に入らないバックグラウンド中性子成分を測定した。

#### 3. 結果

図1に荷電粒子とγ線の弁別、バックグラウンドイベ ントの除去を行うことで得られた0度方向の実験結果 とモンテカルロ粒子輸送シミュレーションコード PHITS 2.85[1]による0度方向の計算結果を示す。0度 方向では中性子エネルギーが200 MeV 以上でJQMD-1.0と2.0のいずれを用いて計算したPHITSの結果も実 験データを再現していることがわかる。しかし200 MeV 以下ではJQMD-1.0と2.0で大きな差が生じた。 これは、JQMD-2.0 は核子間の相互作用を相対論不変 な形式に書き換えて原子核同士が衝突する際の中心位 置が離れている衝突の精度を上げているためと考えら れる[2]。発表では、他の角度の実験結果とシミュレ ーション結果との比較についても報告する。



#### 参考文献

- T. Sato, et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol., 2018, https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1419890.
- [2] T. Ogawa, T. Sato, S. Hashimoto, D. Satoh, and K. Niita, Phys. Rev., C92, 024614(2015).

*Kenta Sugihara¹, Nobuhiro Shigyo¹, Kanenobu Tanaka² and Atsuko Akashio² ¹Kyushu Univ. ²RIKEN

### 345 MeV/u ウランビームを用いた放射線評価 (2)銅標的に対する残留放射能の評価

Radiation evaluation of 345 MeV/u uranium beam

(2)Measurement of residual radioactivity produced by 345MeV/u 238U beam irradiation on Cu

*赤塩 敦子¹, 田中 鐘信¹, 執行 信寛², 杉原 健太²

1理研仁科加速器研究センター,2九州大学

RIBF 加速器施設において、345MeV/u ウランビームを銅標的に照射し、標的内に生成した RI を残留放射線から評価した。その結果を輸送コード PHITS による計算と比較した。

キーワード:ウラン、銅、放射化、重イオンビーム、PHITS

### 1. 緒言

理化学研究所仁科加速器研究センターRI ビームファクトリー(RIBF)は重イオン加速器であり、核子あた り 345 MeV にウランを加速することができる。将来計画として、ウランビームの大強度化を検討している。 本実験ではビームダンプと同じ素材である銅にウランビームを照射し、その残留放射能を探った。さらに 結果を放射線輸送コード PHITS^[1]による計算と比較した。

#### 2. 実験

放射化箔法を用いた。核子あたり 345 MeV のウランビームを銅標的に照射し、その残留放射能を測定した。銅標的は、ビームが止まる厚さ 10mm とした。そして、厚さ 1mm の銅を 10 枚重ねた多層構造にする ことにより、生成 RI を、核分裂片等ビーム起源の RI と二次中性子よる RI を個別に評価した。

### 3. 結論

銅標的の中性子による放射化を確認することができた。4枚目から8枚目の銅標的においては、中性子による放射化、および核分裂片等ビーム起源のRIによる残留放射能を測定できた。さらに、測定結果をPHITSによる計算と比較し、将来の遮蔽設計等へと生かしていく。

#### 参考文献

[1] Tatsuhiko Sato, Yosuke Iwamoto, Shintaro Hashimoto, Tatsuhiko Ogawa, Takuya Furuta, Shin-ichiro Abe, Takeshi Kai, Pi-En Tsai, Norihiro Matsuda, Hiroshi Iwase, Nobuhiro Shigyo, Lembit Sihver and Koji Niita, Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol., 2018, https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1419890

¹RIKEN, ²Kyushu Univ.

^{*}Atsuko Akashio¹, Kanenobu Tanaka¹, Nobuhiro Shigyo² and Kenta Sugihara²

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

# [3G10-15] Theory, Nuclear Data Library, PHITS

Chair: Nobuhiro Shigyo (Kyushu Univ.) Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 4:20 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[3G10] Theoretical Calculation of Neutron Cross Sections for Zr Isotopes

 *Akira Ichihara¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
 2:45 PM - 3:00 PM

 [3G11] Calculation of cross section in resonance region using the statistical properties of the resonance parameters

 *Naoya Furutachi¹, Futoshi Minato¹, Osamu Iwamoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

*Naoya Furutachi', Futoshi Minato', Osamu Iwamoto' (1. Japan Atomic Energy Agency) 3:00 PM - 3:15 PM

[3G12] A benchmark test of ENDF/B-VIIIβ4.1 with TOF experiments at OKTAVIAN

*Yuta Isobe¹, Shigeo Yoshida¹, Konno Chikara² (1. Tokai Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

- [3G13] Comments on ⁴⁰K data of FENDL-3.1c *Chikara Konno¹, Saerom Kwon² (1. JAEA, 2. QST) 3:30 PM - 3:45 PM
- [3G14] Development of a neutrino-nucleus reaction model and its implementation to PHITS

*Tatsuhiko ogawa¹, Shintaro Hashimoto¹, Tatsuhiko Sato¹ (1. JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

[3G15] Estimation of Systematic Uncertainties in PHITS results by ANOVA *Shintaro Hashimoto¹, Tatsuhiko Sato¹ (1. JAEA) 4:00 PM - 4:15 PM

### ジルコニウム同位体に対する中性子断面積の理論計算

Theoretical Calculation of Neutron Cross Sections for Zr Isotopes *市原 晃¹ 1日本原子力研究開発機構

汎用評価済核データライブラリーJENDL4.0 の改訂に向け、原子炉構造材である Zr 同位体の中性子断面積を、0.1~20 MeV の入射エネルギー範囲において理論計算した。計算では、JENDL-4.0 に含まれていない準安定状態生成に対する 断面積の評価も試みた。

キーワード: JENDL-4.0, 核データ, ジルコニウム, 中性子断面積

### 1. 緒言

原子力機構・核データ研究グループではJENDL4.0の改訂に向けて中性子断面積の評価を進めている。次期JENDL活動の ひとつとして、原子炉構造材に対する断面積の理論計算を行っている。Zr 合金は軽水炉の燃料被覆管や燃料集合体のチャンネ ルボックス材料として使用されている。本研究では、分離共鳴領域より上で20MeVまでの中性子入射エネルギー範囲において 天然 Zr 同位体(Zr-90,91,92,94,96)の核データを理論模型を用いて計算し、得られた結果を実験データ及びJENDL4.0の評価値と 比較した。更に、次期JENDLでは放射化量評価への貢献のため、準安定状態に対するデータを拡充する予定である。本研究で は、準安定状態に対する実験断面積の再現も試みた。

### 2. 計算方法

計算には核データ評価コード CCONE [1]を使用した。全断面積、形状弾性散乱断面積及び透過係数は、 球対称光学模型を用いて求めた。非弾性散乱の直接反応の効果は、歪曲波 Bom 近似を用いて計算した。前平 衡反応過程の効果は、二成分型励起子模型に粒子ピックアップとノックアウトの半経験式を加えて見積もった。そしてこれらの反応の効果を多段階統計模型に組み込み、断面積を求めた。計算に際して、実験データとの一致を向上させるため、各理論模型のパラメーターの値を調整した。

#### 3. 結果

図1及び2にZr-90の(n, 2n)と(n, p)反応の断面積を 示す。図1の(n, 2n)反応では、準安定状態も含め、実験 断面積と良く一致する結果を得ることができた。図2 では、(n, p)や(n, np+d)反応で生じるY-89,90の準安定状 態に対する実験断面積の再現性を考慮した結果、 15MeV 近傍でQaimの測定値(14.7±0.3 MeVにおいて 37±5 mb[2])に近い(n, p)断面積を得た。準安定状態に対 する断面積の入射エネルギー依存性も、15 MeV 以上で はJEFF-3.2の評価値よりも若干改善した結果を得るこ とができた。計算の詳細と上記以外の反応に対する結 果を当日発表する。



### 参考文献

O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato and K. Shibata, Nuclear Data Sheets 131, 259 (2016).
 S.M. Qaim and G Stöcklin, EUR-5182e, p. 939 (1974).

* Akira Ichihara¹

¹Japan Atomic Energy Agency

### 共鳴パラメータの統計的性質を用いた共鳴領域断面積計算

Calculation of cross section in resonance region using the statistical properties

of the resonance parameters

*古立直也, 湊太志, 岩本修

### JAEA

本研究では、実験データが存在しない場合の共鳴領域断面積の理論予測について、統計的観点から分析する。 キーワード: 核分裂生成物,共鳴理論,中性子核データ

**緒言**: 非常に軽い核や中性子閾値が極端に低い中性子過剰核を除いて、原子核の中性子閾値近傍では一般に励 起状態の密度が非常に大きく、共鳴のエネルギーや幅を理論的に精度良く予言することは困難である。一方で、そ のように励起状態の密度が大きくなると共鳴のエネルギー間隔や幅に統計的な性質が現れることが知られている。

この共鳴の統計的性質を用いて共鳴パラメータをランダムに発生させ、共鳴領域の断面積を計算する手法が提案 されている[1]。このような手法は共鳴の実験データの存在しない核分裂生成物などの核データ評価において、理 論的に共鳴の情報を反映させる手法となり得る。しかし、ランダム性のある断面積計算においてどのように代表値 を決定するか、またランダム性に起因する断面積の不定性はどの程度であるかに関しての研究は十分ではない。

そこで我々はランダムに発生させた共鳴パラメータを用いて熱中性子捕獲断面積を計算し、ランダム性がもたら す断面積の不定性を断面積の確率密度分布として明らかにした[2]。本研究では、同様の手法を共鳴領域全体に拡 張し、共鳴領域断面積の理論予測について統計的観点から分析する。

**計算手法、結果**: 共鳴のエネルギー間隔、中性子幅をそれぞれ Wigner 分布、Porter-Thomas 分布(分布の平均 値は理論的に導出)からランダムサンプリングし、Breit-Wigner 公式を用いて断面積計算を行う。ある一定のエ

ネルギービンにおいて断面積のエネルギー平均を計算し、 異なるランダムシードから発生する複数の共鳴パラメー タセットを用いた計算を行うことでエネルギー平均断面 積の確率分布を導出する。

図に⁷⁹Se(n, γ)反応断面積の計算結果を示す。黒の実 線は一つの共鳴パラメータセットを用いて計算したエネ ルギー平均断面積、赤の実線は断面積確率分布の中央値 である。また、緑の線は断面積確率分布の上限、下限を 示している(上限から下限までの累積確率を95%として定



義)。本結果により、確率的に妥当な断面積の振る舞いと、確率的揺らぎによる断面積の不定性が定量的に明らか になった。講演では、このような統計的観点からの断面積の振る舞いについてより詳細な議論を行う。

(付記) 本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献:[1] D. Rochman et al., Ann. Nucl. Energy 51 (2013) 60.

[2] 古立直也、湊太志、岩本修、「モンテカルロ法による熱中性子捕獲断面積の予測」、日本原子力学 会春の年会、東北大学川内キャンパス、2016年3月26~28日

^{*} Naoya Furutachi, Futoshi Minato and Osamu Iwamoto

Nuclear data center, Japan Atomic Energy Agency

### OKTAVIAN TOF 実験を用いた ENDF/B-VIII β 4.1 のベンチマークテスト

A benchmark test of ENDF/B-VIII  $\beta$  4.1 with TOF experiments at OKTAVIAN

*磯部 祐太¹,吉田 茂生¹,今野 力² ¹東海大学,²日本原子力研究開発機構

米国で開発中の核データライブラリーENDF/B-VIII  $\beta$  4.1 のベンチマークテストを OKTAVIAN TOF 実験を 用いて行った。その結果、ENDF/B-VII.1 と比較して Cu、Co では非弾性散乱断面積に大きな変更が加えら れていることがわかった。

キーワード:ベンチマークテスト、ENDF/B-VIII、OKTAVIAN TOF 実験、非弾性散乱断面積

#### 1. 緒言

評価済み核データライブラリーは放射線輸送計算などで広く用いられており、その精度を検証することは 放射線の挙動・遮蔽計算において重要である。今回、米国で開発中の核データライブラリーENDF/B-VIIIβ 4.1のベンチマークテストを大阪大学強力14MeV中性子工学実験装置(OKTAVIAN)で行われたTOF実験 で測定された漏洩中性子スペクトルを用いて行った。

### 2.解析方法

OKTAVIAN の D-T 中性子入射 TOF 球体系実験はいくつかの物質で行われているが、ENDF/B-VII.1 から ENDF/B-VIII β 4.1 で変更があった核種を含んだ実験は Co 球体系実験と Cu 球体系実験の二つで あった。そこで、核データ処理コード NJOY2016 で ENDF/B-VIII β 4.1 の ⁵⁹Co、⁶³Cu、⁶⁵Cu の ACE ファ イルを作成し、この 2 つの実験を放射線輸送計算コード MCNP6 で解析した。比較のために、ENDF/B-VII.1、 JENDL-4.0 を用いた解析も行った。

#### 3. 結果・考察

解析結果の一部を図1と2に示す。ENDF/B-VIIIβ4.1を用いた解析結果は、Co球体系実験では他の核データライブラリー用いた解析結果よりも実験値の再現性が向上しているが、Cu球体系実験では他の核データライブラリー用いた解析結果より実験値との一致が悪くなっている。ENDF/B-VIIIβ4.1とENDF/B-VII.1を用いた解析結果の差の原因を調べるため、ある特定の反応のデータを入れ替えた解析も行ったところ、⁵⁹Coでは非弾性散乱により残留核が連続領域に励起する反応のデータが変更されたこと、⁶³Cu、⁶⁵Cuでは非弾性散乱反応全体のデータが変更されたことにあることが判明した。詳細については当日報告する。



図1. Co球体系実験の漏洩中性子スペクトル



図 2. Cu 球体系実験の漏洩中性子スペクトル

*Yuta Isobe¹, Shigeo Yoshida¹, Chikara Konno²

¹Tokai Univ., ²Japan Atomic Energy Agency.

# FENDL-3.1c の⁴⁰K データに関するコメント

Comments on ⁴⁰K data of FENDL-3.1c

```
*今野 力1、権 セロム2
```

1日本原子力研究開発機構、2量子科学技術研究開発機構

FENDL-3.1c の ⁴⁰K の KERMA 係数、DPA 断面積が低エネルギー中性子で異常に小さくなった原因を詳細に 調べ、低エネルギー中性子の(n,p)、(n, $\alpha$ )反応の2次荷電粒子エネルギー、2次ガンマ線収率・エネルギーデー タに問題があることを明らかにした。

**キーワード**: FENDL-3.1c, ⁴⁰K, KERMA 係数, DPA 断面積, (n,p)反応, (n,a)反応, 2 次粒子データ

### 1. 緒言

2016 年秋の原子力学会で FENDL-3.1b の ³⁹⁻⁴⁰K の KERMA 係数 (エネルギーバランス法)、DPA 断面積が他 の核データライブラリと比べ低エネルギー中性子で異常に小さくなる (図 1) 原因として、NJOY が(n,p)反応 あるいは(n, $\alpha$ )反応の 2 次荷電粒子データを無視している可能性を指摘した[1]。その後の検討で、この問題の 原因は NJOY にあるのではなく、核データにあることが判明した。今回、FENDL-3.1c (2017 年 9 月に ³⁹K の み改定された) の ⁴⁰K をもとに、KERMA 係数、DPA 断面積が低エネルギー中性子で異常に小さくなった原 因について報告する。

### 2. 検討方法

FENDL-3.1c の ⁴⁰K の(n,p)反応、(n,α)反応が低エネルギー中性子の KERMA 係数、DPA 断面積に大きく寄与 していたため、(n,p)反応、(n,α)反応のエネルギーバランス (IAEA の PSYCHE コード使用)、2 次荷電粒子エ ネルギー、2 次ガンマ線収率・エネルギーデータを詳細に調べ、適宜修正の上、NJOY2016 で KERMA 係数、 DPA 断面積を算出した。

### 3. FENDL-3.1cの⁴⁰Kの(n, p)反応

FENDL-3.1cの⁴⁰Kの(n,p)反応は 1.8MeV までエネルギーバランスが崩 れ、1keV までは 2 次荷電粒子である陽子と残留核⁴⁰Ar のエネルギーが 非常に小さく、1.8MeV まで 2 次ガンマ線収率・エネルギーデータが極 端に小さいことを見つけた。これらのデータを修正する(修正したファ イルを FENDL-3.1c.r1 と呼ぶ)ことにより、低エネルギー中性子で KERMA 係数、DPA 断面積が大きくなることがわかった(図 2、3)。

### 4. FENDL-3.1cの⁴⁰Kの(n, α)反応

FENDL-3.1c の ⁴⁰K の(n, $\alpha$ )反応データはエネルギーバランスがとれて いたが、10⁻⁵eV の中性子入射の 2 次荷電粒子である  $\alpha$  粒子と残留核 ³⁷Cl のエネルギーが非常に小さく、一方、2 次ガンマ線のエネルギーが大き すぎることを見つけた。FENDL-3.1c.r1 の ⁴⁰K ファイルの(n, $\alpha$ )反応の  $\alpha$ 粒子と残留核 ³⁷Cl のエネルギー、2 次ガンマ線収率・エネルギーデータ を修正する(修正したファイルを FENDL-3.1c.r2 と呼ぶ)ことにより、 低エネルギー中性子で KERMA 係数、DPA 断面積が FENDL-3.1c.r1 より 少し大きくなることがわかった(図 2、3)。

### 5. まとめ

FENDL-3.1c の ⁴⁰K の低エネルギー中性子の(n,p)、(n, $\alpha$ )反応の 2 次荷電 粒子エネルギー、2 次ガンマ線収率・エネルギーデータに問題があるこ とを明らかにした。FENDL-3.1c の ³⁹K や JEFF-3.2、TENDL-2015 の ³⁹K、 ⁴⁰K でも同様の問題が起こっている。

### 参考文献

[1] 今野 他、原子力学会「2016 年秋の大会」 1N14.

*Chikara Konno¹, Saerom Kwon²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology



図 3 ⁴⁰K の DPA 断面積(修正)

### ニュートリノ核反応モデルの開発と PHITS への実装

Development and implementation of a neutrino-induced nuclear reaction model for PHITS

*小川達彦¹,橋本 慎太郎¹,佐藤 達彦¹

1原子力機構

放射線輸送計算コード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)のニュートリノ入射反応モデルを 開発し実装した。原子炉の遠隔監視装置を模擬した計算で、ニュートリノの遠隔検知が再現できた。 **キーワード**:ニュートリノ、検出、放射線輸送計算コード

### 1. 緒言

ニュートリノによる核反応は、ニュートリノの基礎特性研究や、原子炉の遠隔監視といった応用の 点で、近年特に注目が集まっている。放射線輸送計算コード PHITS には、従来ニュートリノの反応 モデルが入っておらず、ニュートリノは物質中を必ず透過していた。本研究では、特に重要な¹H(_ν e,e⁺)n反応に注目し、その反応機構を PHITS へ実装した。

### 2. 方法

反電子ニュートリノに対する¹H の反応断面積は Strumia らの系統式[1]を採用した。これにより入射エネル ギー200 MeV までの反応を扱うことができる。反応により 生成する陽電子と中性子の運動量は、運動量とエネルギー の保存と、Strumia らの系統式で与えられる分散をもとに 分布させた。

#### 3. 結果・考察

ニュートリノ入射反応モデルの動作を確認するため に、原子炉の遠隔監視装置を模擬して、図1の体系で 計算を行った。中央に示された燃料(核分裂生成物が $\beta$ 崩壊し、ニュートリノを放出する)の領域から 5 MeV の $v_e$ を放出させ、図左側に示された検出器でのパ ルス波高を計算した。検出器は水であり、 $v_e$ と水 素の反応で発生する陽電子によりエネルギー付与 を受ける。その結果、図2のようなパルス波高分 布が得られ、 $3.0 \times 10^{-20}$  count/ $\beta$ 崩壊 のカウント が得られた。波高の最高値 3.2MeV は、反応の Q 値(-1.8MeV)から妥当であることも確認できた。

なお、¹H(*v* e,e⁺)n 反応モデルは 2018 年夏にリ リースされる PHITS 最新版に実装予定である。



*Tatsuhiko Ogawa¹, Shintaro Hashimoto¹, and Tatsuhiko Sato¹

¹Japan Atomic Energy Agency



図1 計算の幾何形状。燃料中の核分裂生成 物から出るニュートリノを輸送した。



図2 検出器で得られるパルス波高分布。

### 分散分析を用いた PHITS における系統誤差の評価法

Estimation of Systematic Uncertainties in PHITS results by ANOVA

*橋本 慎太郎¹, 佐藤 達彦¹

### 1原子力機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS において、核反応モデルの不確かさを起源とする系統誤差を統計学の分散分析に基づいて評価することにより、評価結果のヒストリ数にかかる収束状況の分析を可能とした。

キーワード: PHITS、粒子輸送計算コード、系統誤差、分散分析

### 1. 緒言

加速器施設の遮へい計算等に利用されている PHITS[1]は、モンテカルロ法に基づいており、結果の信頼 性は統計誤差で確認する。ただし、PHITS の核反応モデルには数 10%の不確かさが含まれる場合があるた め、この不確かさが結果に与える影響も系統誤差として評価する必要がある。我々は、Total Monte Carlo 法 [2]を基に、核反応モデル等の不確かさを起源とする系統誤差を評価してきた。しかし、この手法は統計誤 差が小さいことを条件としており、統計量が不足する時に得られた値の収束状況は分析できなかった。

#### 2. 計算手法

そこで、分散分析(ANalysis Of VAriance; ANOVA)を導入し、ヒストリ数に対する収束状況を分析可能とした。分散分析は、計算値の分布が系統的な要因と統計的な要因によって変動するとし、各要因を分析する 手法である[3]。図1に分散分析による評価の流れを示す。本研究では反応断面積の不確かさが系統的な要

因となるため、断面積を変動させながら(条件を変動させ ながら)、ヒストリ数1の輸送計算を繰り返すことで、平均 値の分散から全体の平均値と系統誤差を導出する。条件変 動回数Jは50程度で十分であるが、1条件あたりのヒスト リ数Iが小さいと、系統誤差は有意な値をとらない。しか し、我々は評価値の収束性が2種類の誤差の比に依存する ことを見出し、それを基に収束の判定機能を開発した。



図 1. 分散分析による評価の流れ。

### 3. 結果・考察

図2に、PHITSで計算した100MeV中性子を10cm厚の鉄材に照射した場合の中性子フルエンスとヒストリ数1の関係を示す。深さが1,5,9cmにおける全平均値をそれぞれ赤青緑で示しており、誤差棒は全誤差(統計誤差+系統誤差)である。本計算では中性子断面積に30%幅の不確かさがあるとして断面積を変動させ、 J=50とした。全平均値と全誤差は1の増加に伴い一定に収束しており、誤差は最終的に系統誤差のみとな

る。赤と緑の線上にある〇(*I*=2x10³の時)と青線上の〇(*I*=2x10⁴の時) は統計誤差が無視でき全誤差が収束した位置で、これより大きい*I* は計算が無駄となる基準値である。図より誤差が相対的に小さい青 の方が収束に多くの*I*を必要としていることがわかる。この傾向は他 の計算条件でも同様で一般的な基準値を設定できることがわかった。 この基準値を参照することで、ある*I*の全誤差の収束を判定できる。 参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol., in press (2018).

[2] A.J. Koning and D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35, 2024-2030 (2008).[3] G. Casella, "Statistical design", Springer, (2008).

^{*}Shintaro Hashimoto¹ and Tatsuhiko Sato¹

¹JAEA



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

# [3H01-05] Analyzing Technique

Chair: Masashi Takada (National Defense Academy of Japan) Wed. Mar 28, 2018 9:30 AM - 10:50 AM Room H (U2-213 -U2 Building)

[3H01] Development of the fast determination method for Strontium-90 by accelerator mass spectrometry *Kimikazu Sasa¹, Seiji Hosoya¹, Maki Honda¹, Tsutomu Takahashi¹, Yukihiko Satou², Kenta Takano¹, Yuta Ochiai¹, Keisuke Sueki¹ (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA) 9:30 AM - 9:45 AM [3H02] Development of Analytical Method for ¹⁴C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (3) *Ryohei Terabayashi¹, Volker Sonnenschein¹, Hideki Tomita¹, Noriyoshi Hayashi¹, Lei Jin¹, Masahito Yamanaka¹, Norihiko Nishizawa¹, Atsushi Sato², Kenji Yoshida², Tetsuo Iguchi¹ (1. Nagoya Univ., 2. Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center) 9:45 AM - 10:00 AM [3H03] Spectroscopic analysis of radioactive strontium with high isotopic selectivity *Yoshihiro Iwata¹, Donguk Cheon¹, Masabumi Miyabe², Shuichi Hasegawa¹ (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency) 10:00 AM - 10:15 AM [3H04] Spectroscopic analysis of radioactive strontium with high isotopic selectivity *DONGUK CHEON¹, YOSHIHIRO IWATA¹, MASABUMI MIYABE², SHUICHI HASEGAWA¹ (1. University of Tokyo, NEM Dep., 2. JAEA) 10:15 AM - 10:30 AM [3H05] Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes (2) *Hideki Tomita¹, Kosuke Saito¹, Volker Sonnenschein¹, Tetsuo Iguchi¹, Masato Morita², Tetsuo Sakamoto², Keita Kanerari², Toshihide Kawai³, Ikuo Wakaida⁴, Yukihiko Satou⁴ (1. Nagoya Univ., 2. Kogakuin Univ., 3. Japan Neutron Optics Inc., 4. Japan Atomic Energy Agency) 10:30 AM - 10:45 AM

### 加速器質量分析法によるストロンチウム 90 の迅速定量法の開発

Development of the fast determination method for Strontium-90 by accelerator mass spectrometry *笹 公和¹,細谷青児¹,本多真紀¹,高橋 努¹,佐藤志彦²,高野健太¹,落合悠太¹,末木啓介¹ ¹筑波大学,²JAEA

筑波大学6MVタンデム加速器質量分析装置を用いてストロンチウム90(⁹⁰Sr: 半減期28.79年)の迅速定 量法の開発を進めている。現在、⁹⁰Sr-加速器質量分析(AMS)の検出限界として、⁹⁰Sr 同位体比で10⁻¹³台を得 ている。本発表では、⁹⁰Sr-AMS での定量的な分析性能の現状と他の⁹⁰Sr 分析法との比較について報告する。 **キーワード**:加速器質量分析法,ストロンチウム90,6MVタンデム加速器

### 1. 緒言

⁹⁰Sr は、ウランやプルトニウムなどの核分裂生成物であり、原子力発電所での事故や 1950 年代に実施さ れた大気圏内核実験により、環境中に供給された放射性核種である。しかし、純β線放出核種である ⁹⁰Sr の分析には複雑な化学操作と時間が掛かるため、迅速な定量手法の開発が求められている。本研究では、 ⁹⁰Sr を加速することで、物質(検出器内のガス)でのエネルギー損失差を利用して妨害となる同重体(同 重分子や ⁹⁰Zr など)を分離識別して、直接的に検出する手法を開発した。

### 2. 実験方法

### 2-1.6 MV タンデム加速器質量分析装置

筑波大学 6 MV タンデム加速器質量分析装置^[1]は、2 台の Cs スパッタ型負イオン源とペレトロン型タン デム加速器(National Electrostatics Corp., USA 製, 18SDH-2)及び 5 枚電極型 Δ E-E ガス電離箱を備えた極微量 核種検出ラインで構成されている。2016 年 3 月に稼働を開始してから、長寿命放射性核種の¹⁰Be, ¹⁴C, ²⁶Al, ³⁶Cl, ⁴¹Ca, ¹²⁹I について、同位体比 10⁻¹⁰ から 10⁻¹⁶ レベルの高感度 AMS が実施可能となっている。

### 2-2. Sr 分析用試料

Sr は電子親和力が低いために負イオンを形成し難い。そのため、フッ化ストロンチウム(SrF₂)から、負分 子イオン SrF₃⁻を引き出した。なお、Cs⁺ビームのスパッタリングによるチャージアップを防ぐために、導 電性の PbF₂粉末を重量比 SrF₂: PbF₂=1:4 で混合した。⁸⁸SrF₃⁻のビーム電流として、最大で約 400 nA を得 ている。相対比較検定のための標準試料は、IAEA の Proficiency Test 試料^[2]を希釈したものを用いた。

#### 2-3. AMS 測定

 90 SrのAMS測定では、加速電圧 6 MV により  90 Sr⁸⁺を 51.8 MeV まで加速した。測定系では、5 枚電極型  $\Delta$ E-E ガス電離箱についてガス圧力等の最適測定条件を調べて、同重体の  90 Zr との分離識別を試みた。

### 3. 結論

国内初となる⁹⁰SrのAMSによる直接検出に成功した。⁹⁰Sの検出限界として⁹⁰Sr/Sr~5.5×10⁻¹³ (~3 mBq) を達成した。また 30 分程度の計測時間で、測定精度~3% (⁹⁰Sr/Sr~10⁻¹⁰)を得た。AMS による ⁹⁰Sr の測定性 能として世界最高感度であり、従来のβ線計測による⁹⁰Sr 定量方法と同等の検出限界を得ることができた。

### 参考文献

[1] K. Sasa et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B, 361 (2015) 124-128.

[2] IAEA Analytical Quality in Nuclear Applications Series No. 29, 2013.

*Kimikazu Sasa¹, Seiji Hosoya¹, Maki Honda¹, Tsutomu Takahashi¹, Yukihiko Satou², Kenta Takano¹, Yuta Ochiai¹, Keisuke Sueki¹

¹ Univ. of Tsukuba, ² JAEA

# 生体試料中放射性炭素同位体分析に向けた 中赤外キャビティーリングダウン分光システムの開発(3)

Development of Analytical Method for ¹⁴C Determination in Biomedical Sample

by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (3)

*寺林 稜平¹, Volker Sonnenschein¹, 富田 英生¹, 林 紀善¹, 加藤 修介¹, 武田 晨¹, 金 磊¹,

山中 真仁¹, 西澤 典彦¹, 佐藤 淳史², 吉田 賢二², 野沢 耕平², 井口 哲夫¹

1名古屋大学、2積水メディカル(株)創薬支援センター

**抄録:** 医薬品開発領域におけるヒト薬物動態試験に向けて、中赤外レーザーを用いたキャビティーリング ダウン分光に基づく¹⁴C 分析法の開発を進めている。今回は分析システムの感度の向上、および動物薬物 動態評価の実証実験について報告する。

キーワード:放射性炭素同位体、微量分析、レーザー分光

1. 諸言 極微量¹⁴C で標識された医薬品候補化合物をヒトに投与し、化合物のヒト薬物動態を評価するマ イクロドーズ (Micro Dose: MD) 試験は、医薬品開発の短縮化や低コスト化に有用であると期待されてい る。これに伴う¹⁴C 分析には、¹⁴C/¹²C = 10⁻⁹~10⁻¹²程度の高いアバンダンス感度が必要とされ、現状、加速 器質量分析法 (Accelerator Mass Spectroscopy: AMS) が用いられているが、MD 試験の普及のためには、+ 分な感度と高いスループット、低コストを兼ね備えた新たな¹⁴C 分析法の開発が求められている。本研究 では、AMS に代わる手法として、光共振器を用いた超高感度レーザー吸収分光法であるキャビティーリン グダウン分光 (Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS) に基づく、生体試料中¹⁴C 分析法(¹⁴C-CRDS)の開 発を進めている。これまでに中赤外半導体レーザーを用いた¹⁴C-CRDS プロトタイプシステムの構築、¹⁴C 定量性の確認、ヒト生体試料中¹⁴C 分析の実証している。今回は、分析システムの感度の向上、および動 物薬物動態評価の実証実験について報告する。

2. 分析システムの概要・感度向上と動物薬物動態評価の実証 ¹⁴C-CRDS の概要を Fig.1 に示す。検体より 採取された生体試料(血漿・尿・糞など)中の炭素は、燃焼酸化(炭酸ガス化)され、ガス状二酸化炭素 として分析セルに導入される。高い反射率(*R*~99.98%)を有するミラーで構成された光共振器に中赤外レ ーザーを入射し、¹⁴C を含んだ二酸化炭素に対する超長光路な光吸収分光(CRDS)を行う。今回新たに、 液体窒素による CO₂トラップを構築し、試料由来の二酸化炭素を濃縮して分析セルに導入することで、分 析感度を向上させた。この¹⁴C-CRDS分析システムを用いて、動物に対する薬物動態評価の実証実験を行 った。まず¹⁴C で標識されたトルブタミド(経口血糖値降下薬)を用意し、MD 試験で想定される放射能量 (0.025 μCi/body)でラット個体群に投与した。24 時間ごとに積算採取された排せつ物(尿・糞)を測定試 料として、¹⁴C-CRDS による分析を行い、排せつ物中での放射能排泄率を評価した。既存の分析法との比較 のために、100 倍の放射能(投与放射能量 2.5 μCi/body)を投与したラット個体群に対して、液体シンチレ ーションカウンター(Liquid scintillation counter: LSC)を用いて同様の実験を行った。尿と糞を合計した結 果を Fig. 2 に示す。¹⁴C-CRDS による測定結果は LSC と概ね一致しており、¹⁴C-CRDS によってラットにお けるトルブタミドの尿糞中排泄率を評価できた。以上から、¹⁴C-CRDS が MD 試験での試料測定に適用可能 であることが示された。今後、レーザーと光共振器の周波数安定化などによるさらなる感度向上と、MD 臨床試験の実試料測定を行う予定である。



**謝辞** 本研究は、国立研究開発法人日本医療研究開発機構研究成果展開事業(先端計測分析技術・機器開発プログラム)による成果の一部である。

^{*}Ryohei Terabayashi¹, Volker Sonnenschein¹, Hideki Tomita¹, Noriyoshi Hayashi¹, Kato Shusuke¹, Shin Takeda, Lei Jin¹, Masahito Yamanaka¹, Norihiko Nishizawa¹, Atsushi Sato², Kenji Yoshida², Kohei Nozawa² and Tetsuo Iguchi¹ ¹Nagoya Univ., ²Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center

# 放射性ストロンチウムに対する同位体選択性の高い分光分析法の開発 (1) レーザー開発と共鳴イオン化スキーム

Spectroscopic analysis of radioactive strontium with high isotopic selectivity

(1) Laser development and resonance ionization scheme

*岩田 圭弘¹, Cheon Donguk¹, 宮部 昌文², 長谷川 秀一¹

1東京大学,2日本原子力研究開発機構

海洋試料中の ⁹⁰Sr 共鳴イオン化分析では、高濃度の Sr 安定同位体を含む試料から ⁹⁰Sr 原子を同位体選択的 にレーザー励起する必要がある。本研究では、1 段目の励起に異重項間遷移を利用し、安定性の高い光源で ある干渉フィルターを用いた外部共振器型半導体レーザーを開発した。

キーワード:ストロンチウム,共鳴イオン化,同位体選択性,干渉フィルター

### 1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けてストロンチウム 90(⁹⁰Sr)に対する分析ニーズが高まっ ており、特に高濃度の Sr 安定同位体を含む海洋試料に対しては高い同位体選択性が要求される。共鳴イオ ン化分析は原子のエネルギー準位差に相当する波長のレーザーを用いて特定の Sr 同位体を選択的に励起・ イオン化する手法であり、1 段目の励起に波長 689.4 nm の異重項間遷移を利用した 3 段共鳴イオン化スキ ームにより 10⁶-10⁷程度の高い光学的同位体選択性が期待される[1]。

#### 2. 干渉フィルターを用いた外部共振器型半導体レーザーの設計・製作

本研究では、波長 689.4 nm のレーザーとして 波長分離に干渉フィルターを使用した外部共振 器型半導体レーザーを設計・製作した(図 1)。 レーザーダイオード HL6750MG (ソーラボ)か らの光をレンズ1で平行光にし、半値幅 0.3 nm の干渉フィルター (オプトクエスト)で波長分



離した後、集光レンズ2の並進方向の位置を調整してピエゾ素子が取り付けられた部分反射ミラー表面に 集光させた。出力光をレンズ3で平行光にし、波長計に導入して単一モード発振を確認した。図1の構造 は、広く使用されている回折格子を用いたものと比較して要求される角度方向のアライメント精度が緩く、 長期の安定性に優れている[2]。本研究は、JSPS 科研費 16H04639の助成を受けた内容を含みます。

### 3. 結言

⁹⁰Sr 分析用として、新たに干渉フィルターを使用した外部共振器型半導体レーザーを設計・製作した。

### 参考文献

[1] B.A. Bushaw and B.D. Cannon, Spectrochimica Acta B 52 (1997) 1839–1854.

[2] X. Baillard et al., Optics Communications 266 (2006) 609–613.

*Yoshihiro Iwata¹, Cheon Donguk¹, Masabumi Miyabe² and Shuichi Hasegawa¹

¹The University of Tokyo, ²Japan Atomic Energy Agency

### Spectroscopic analysis of radioactive Sr isotope with high isotopic selectivity. (2) Multi-step RIS of ⁹⁰Sr with IF-ECDL and characteristics evaluation. *Donguk Cheon¹, Yoshihiro Iwata¹, Masabumi Miyabe² and Shuichi Hasegawa¹ ¹University of Tokyo, NEM Dep., ²JAEA

### Abstract:

On this series of report, firstly, we present the development of Resonance ionization spectroscopic (RIS) system with interference filtered external cavity diode laser (IF-ECDL; 689 nm). Secondly, characteristics of IF-ECDL and grating controlled ECDL (G-ECDL; 487 nm) system. And then finally, the results of multi-step RIS (689.4 nm – 487.4 nm;  $5s^2 {}^{1}S_0 - 5s5p^3P_1^0 - 5s4d^3D_2$ .) of Sr are reported.

Keywords: Interference filter, ECDL, Strontium, Resonance ionization

### 1. Introduction

Developing radioactive isotope tracing technology is a focal topic after the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident such as strontium 90. Tracing and monitoring ⁹⁰Sr is not easy due to its low isotopic abundance, and isobaric interference by equal mass isotopes of other elements. To present higher isotopic selectivity of the strontium, multi-step resonance ionization at 689.4 nm (5s² ¹S₀ – 5s5p³P₁⁰,  $\Gamma$ = ~7.5 kHz) [1], it is required to develop narrow band output laser system. We developed 689.4 nm output ECDL laser system whose mode selection is performed by interference filter instead of conventionally applied grating. Based on cat's eye retroreflector, it is expected to present kHz level linewidth [2]. In this study, we presented resonance ionization of strontium at 689.4 nm (5s² ¹S₀ – 5s5p³P₁⁰ – 5s4d³D₂) with the IF-ECDL system.

### 2. Experimental

To perform the multi-step resonance ionization at 689.4 nm -487 nm  $(5s^{2} {}^{1}S_{0} - 5s5p^{3}P_{1}{}^{0} - 5s4d^{3}D_{2})$ , we built the narrow band laser system with IF-ECDL. Commercial laser diode (Thorlabs, HL6750MG 685 nm) was applied to the IF-ECDL system with collimation lens tube. Partial mirror was set as the retroreflector of the system. Angle controlled band pass filter was installed between collimated laser diode and partial mirror as the wavelength selector. On the other hand, based on a Haensch type structure of ECDL, the laser system for second excitation of strontium (487 nm) was built with a G-ECDL system. Grating roles as a retroreflector and wavelength selector, simultaneously. Figure 1 presents the RIS system with IF-ECDL system. The ion signal at 689.4 nm -487 nm  $(5s^{2} {}^{1}S_{0} - 5s5p^{3}P_{1}{}^{0} - 5s4d^{3}D_{2})$  revealed  $\sim 10^{-3}$  of signal at 460 nm -405 nm  $(5s^{2} {}^{1}S_{0} - 5s5p^{1}P_{1}{}^{0} - 5p^{2}({}^{1}D_{2}) + 4d^{2}({}^{1}D_{2}))$  due to low  $\Gamma$  of transition at 689.4 nm as figure 2.



Figure 1. Scheme of the RIS system with IF-ECDL system (689.4 nm).



Figure 2. Ion signal. Red dots are the transition of 460 nm - 405 nm. And Blue dots are the transition of 689.4 nm - 487.4 nm - 487.4 nm

#### 3. Conclusion

IF-ECDL system (689 nm) for enhancing the isotopic selectivity of Sr has been developed. Characteristics of the two systems, IF-ECDL (689 nm) and G-ECDL (487 nm), have been analyzed. Resonance ionization of strontium at 689.4 nm -487.4 nm ( $5s^{2}$   $^{1}S_{0} - 5s5p^{3}P_{1}^{0} - 5s4d^{3}D_{2}$ ) has been performed. Three step resonance ionization (689.4 nm -688 nm -487.6 nm;  $5s^{2}$   $^{1}S_{0} - 5s5p^{3}P_{1}^{0} - 5s6s^{3}S_{1} - 4d6p^{3}P_{1}^{0}$ ) will be performed with building tapered amplifier (TPA) system, to enhance the beam power at 689.4 nm.

#### References

B.A. Bushaw et. Al., Spectrochim. Acta, Part B, 52, 1839, 1997.
 A. Takamizawa et. Al., App. Phys. Exp., 9, 032704, 2016.

# 放射性核種の微小領域同位体イメージングのための

# レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発(2)

Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes (2)

*富田 英生¹, 齊藤 洸介¹, 大橋 雅也¹, Volker Sonnenschein¹, 加藤 弘太郎¹, 鈴木 颯¹,

井口哲夫¹, 森田 真人², 坂本 哲夫², 金成 啓太², 河合 利秀³, 奥村 丈夫³,

若井田 育夫4, 佐藤 志彦4

1名古屋大学,2工学院大学,3日本中性子光学,4日本原子力研究開発機構

微粒子試料中の同位体分析のために、レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発を進めている。 2色スキームを用いた安定 Zr 同位体イメージングを実証した。また、放射性同位体分析に向けた高繰り返 し率 Ti:Sapphire レーザーによる2色共鳴イオン化スキームの検討を行った。

キーワード: 放射性核種分析、イメージング、レーザー共鳴イオン化、質量分析、集束イオンビーム

1. 緒言 福島第一原子力発電所事故により一部の放射性物質は微粒子に付着し、環境中に放出された。原 発周辺で収集された微粒子の元素・同位体組成やその内部における微小領域分布などが明らかになれば、 その発生源や生成過程・環境中での振る舞いの解明につながると期待されている。このためには、多数の 微粒子をまとめて分析するバルク分析ではなく、個々の微粒子を区別できる微小領域イメージング性能を 有する質量分析を用いる必要がある。しかし、このような単一微粒子中の同位体分析では、同重体干渉を 抑制するための元素分離を適用することができないため、レーザー共鳴イオン化による元素選択的イオン 化が有用である。そこで、集束イオンビームによる分析試料の微小領域スパッタリングとレーザー共鳴イ オン化を組み合わせた、レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法(Resonant laser SNMS)の開発を進めている。今回は、2台の高繰り返し率共鳴イオン化用 Ti:Sapphire レーザーを用いた安定 Zr 同位体イメージングと放射性同位体分析に向けた2色共鳴イオン化スキームの検討を行った。

### 2. レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析による安定 Zr 同位体イメージングの実証

Zr/Mo 微粒子の混合試料に集束イオンビームを照射し、生成された二次中性 原子を2台の Ti:Sapphire レーザーにより共鳴イオン化した。飛行時間型質量 分析計にて質量数ごとに記録されたイオン計数と、イオンビームのスキャン位 置を組み合わせ、マイクロイメージ (イオン計数マップ)を取得した。Zr を 共鳴イオン化することで、⁹²Mo による同重体干渉が抑制された ⁹²Zr 同位体マ イクロイメージ (視野 30 μ m) が得られることが示された (Fig.1 参照)。

3. 放射性同位体分析に向けた2色共鳴イオン化スキームの検討

放射性 Cs (¹³⁵Cs や ¹³⁷Cs)を対象に、2色共鳴イオン化スキームの検 討を行った。Fig.2 に示すように波長 852.3 nm と波長 917.5 nm の2台 の Ti:Sapphire レーザーを用いて、集束イオンビームにより生成したス パッタ二次中性 Cs 原子の共鳴イオン化を確認した。今後、このスキー ムを用いて、環境中で採取された放射性 Cs を含む微粒子試料の同位体 マイクロイメージングを実施する予定である。

謝辞 本研究は、JST 先端計測分析技術・機器開発プログラムの助成を受けて実施されました。

*Hideki Tomita¹, Kosuke Saito¹, Masaya Ohashi¹, Volker Sonnenschein¹, Kotaro Kato¹, Sou Suzuki¹, Tetsuo Iguchi¹, Masato Morita², Tetsuo Sakamoto², Keita Kanenari², Toshihide Kawai³, Takeo Okumura³, Ikuo Wakaida⁴, Yukihiko Satou⁴ ¹Nagoya Univ., ²Kogakuin Univ., ³Japan Neutron Optics, ⁴JAEA





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

# [3H06-09] Nuclear Material Analysis

Chair: Keitaro Hitomi (Tohoku Univ.) Wed. Mar 28, 2018 10:50 AM - 11:55 AM Room H (U2-213 -U2 Building)

[3H06] Applicability of LaBr₃ (Ce) Detector for ¹⁵⁴Eu Quantification in Molten Fuel Material and Waste Categorization by Using Passive Gamma *NUR HUSNA MD HANIPAH¹, Hiroshi Sagara¹, Yoga Peryoga¹, Chi Young Han¹ (1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY) 10:50 AM - 11:05 AM

[3H07] Development of automatic detection and measurement system for the Pu spot in the MOX fuel pellet

*YUTO TAZAWA¹, TATSUYA HOSOGANE¹, FUMITAKA ISHIKAWA¹, MASASHI KAYANO¹, KAZUTOMI MATSUYAMA¹, KOSUKE SAITO¹, SHINICHI OHISHI², HIROSHI NAKAJIMA³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection development, 3. NESI) 11:05 AM - 11:20 AM

[3H08] Development of active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security
 *Yosuke Toh¹, Kazuyoshi Furutaka¹, Akira Ohzu¹, Harufumi Tsuchiya¹, Fumito Kitatani¹, Makoto Maeda¹, Masao Komeda¹, Mitsuo Koizumi¹, Michio Seya¹ (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3H09] Development of active neutron NDA apparatus for nuclear nonproliferation and nuclear security

> *Akira Ohzu¹, Makoto Maeda¹, Masao Komeda¹, Yosuke Toh¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 11:35 AM - 11:50 AM

# Applicability of LaBr₃ (Ce) Detector for ¹⁵⁴Eu Quantification in Molten Fuel Material and Waste Categorization by Using Passive Gamma *Nur Husna Md Hanipah¹, Hiroshi Sagara¹, Yoga Pergoya¹ and Chi Young Han¹

¹Tokyo Institute of Technology.

The feasibility of LaBr₃ (Ce) detector for passive non-destructive assay (NDA) techniques is surveyed on molten fuel material for their waste classification system.

Keywords: Non-destructive assays, Minimum detectable activity, Molten fuel material, Waste Classification.

### Introduction

The non-destructive assay (NDA) technology of passive gamma detector is investigated to apply it to categorize molten fuel material. The 3" x 3" LaBr₃ (Ce) detector is chosen for numerical simulation calculation for low-volatile fission products, i.e., ¹⁵⁴Eu, material accountancy.

### Methodology

The LaBr₃ (Ce) is calculated by using the Particle and Heavy Ion Transport Code System (PHITS) version 2.82 to validate the detector response efficiency, the source of radiation and the detection system treatment. In approaching the classification of waste, the minimum detection activity (MDA) of ¹⁵⁴Eu is quantified from the homogenous source of molten fuel debris material based on previous study [1]. Then, the minimum detection activity (MDA) is calculated by using the following derived Eq. 1 from [2], where it defines the sensitivity in term of resolution, efficiency, background interference and set parameters of accepted error, num. of channel, photon yield and time detection.



detector.



### Results

The LaBr₃ (Ce) detector efficiency curve benchmarking

gave a good agreement and discrepancies less than 5% compared with previous study. The ¹³⁸La internal background is treated as source of LaBr₃ (Ce) detector crystal from simple ORIGEN-ARP calculation and nuclear data, comparing the previous study. Then, the self-counting of internal background from ¹³⁸La is evaluated with respect to the decay mode of electron capture and beta continuum effects as Figure 1. The ¹⁵⁴Eu at energy 1.274 MeV and 1.005MeV as energy of interest was detected by using 3" x 3" LaBr₃ (Ce) detector. The MDA with time detection set of t=10 minutes and detector accuracy of 10% were calculated by using Eq. 1 with taking into account the  138 La background. The various detection system configuration simulation with PHITS calculation is shown in Figure 2 It is worth to note that the MDA for canister is only detected for the visible area i.e 8.57% from total volume of the canistered debris.

#### **Future Work**

The gamma passive NDA is utilized for quantification the ¹⁵⁴Eu photon energy, in order to distinguish the molten fuel materials into low level waste (LLW) and Special Nuclear Material (SNM) for waste categorization management.

References [1] H. Sagara, et.al, J. Nucl. Sci. Technol., pp. 1–23, 2014. [2] J. A. Cooper, Nucl. Instrs Meth, pp. 273–277, 1970.

MOX 燃料ペレット中のプルトニウムスポット測定における画像解析手法の開発

Development of automatic detection and measurement system for the Pu spot in the MOX fuel pellet

*田沢 勇人¹,細金 達哉¹,石川 文隆¹,茅野 雅志¹,松山 一富¹,齋藤 浩介¹

大石 真一2, 中島 弘3

1国)原子力機構,2検査開発㈱,3㈱NESI

**キーワード**: MOX 燃料, Pu スポット濃度, 画像解析

1. **緒言** MOX 燃料ペレット中のプルトニウムが偏在する部位(以下、「Pu スポット」と称す)について、 α オートラジオグラフ法により取得した写真像から、Pu スポット径の測定とプルトニウム濃度(以下、「Pu 濃度」と称す)の測定を行っている。これらの測定は、作業を熟知した作業者が手作業で実施しているた め、測定者が限られるとともに測定には時間を要するなどの課題があった。このため、画像解析手法を適 用した自動測定技術の開発を進めている。既に報告した Pu スポットの最大径の自動測定¹⁾に次いで、Pu 濃度測定の自動測定のための画像解析手法を開発した。

2. 開発概要 Pu スポットは、a オートラジオグラフ法で取得した画像を基に、対象 Pu スポットの位置 及び形状を作業員が手作業で同定し、その情報を基に黒化度(白黒濃淡)を測定する。その後、同時に撮 影した標準試料の画像から、黒化度と濃度の検量線を算出し、この検量線と対象 Pu スポットの黒化度か ら Pu スポット濃度を評価している。今回の開発では、既に開発している画像解析ソフト¹⁾による Pu スポ ットの位置及び形状の同定機能に加え、それら情報を基に、対象 Pu スポットの黒化度測定、検量線の算 出、そして最終的に Pu スポット濃度評価を行うという一連の作業を、自動化するソフトウェアの開発を 行った。

3. 結果・考察 実際の MOX 燃料ペレットを対象に、従来の測定方法と今回開発した解析ソフトによる 測定方法により Pu 濃度測定を行った。その結果、両者の測定結果に有意な差はなく、Pu スポット濃度を 自動で測定できる画像解析手法を開発することが出来た。この開発手法を使用することにより、従来、熟 練者が1サンプルの測定に約1日を要していたものを、熟練者以外でも約1時間で測定を完了させること が可能となった。



^{*}Yuto TAZAWA¹, Tatsuya HOSOGANE¹, Fumitaka ISHIKAWA¹, Masashi KAYANO¹, Kazutomi MATSUYAMA¹ Kosuke SAITO¹, Shinichi OHISHI², Hiroshi NAKAJIMA³

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Inspection and development, ³NESI

# 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発 (1) プロジェクト概要と PGA 測定システムの開発

Development of active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security (1)Project overview and development of Prompt Gamma-ray Analysis system *藤 暢輔¹, 古高 和禎¹, 大図 章¹, 土屋 晴文¹, 北谷 文人¹, 前田 亮¹, 米田 政夫¹ 小泉 光生¹, 瀬谷 道夫¹

1原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法 による非破壊測定装置の開発を実施している。本プロジェクトの概要及び即発ガンマ線分析法を用いたダ ーティーボム等の測定技術開発について報告する。

キーワード:アクティブ中性子法、NDA、PGA、核不拡散・核セキュリティ、核燃料物質

### 1. 緒言

原子力機構では、欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究により、従来の非破壊測定(NDA) 技術を適用できない高線量核燃料物質のための非破壊測定技術開発を実施している^[1]。本研究開発では、 小型中性子源を用いた複数のアクティブ中性子 NDA 技術(ダイアウェイ時間差分析法:DDA,中性子共鳴透 過分析法:NRTA,即発ガンマ線分析法:PGA、中性子共鳴捕獲ガンマ線法:NRCA 及び遅発ガンマ線分析法:DGA) を組み合わせ、それぞれの特長を生かすことによって高線量核燃料物質に対応できる非破壊測定法の確立 を目指している。H27 年度からフェーズ I として低線量核燃料測定のための研究開発を実施しており、30 年度からはフェーズ II として高線量核燃料測定のための研究開発を実施する計画である。

### 2. Active-N 装置

原子力機構燃料サイクル安全工学研究施設に低線 量場実験を可能とするアクティブ中性子非破壊測定 装置 Active-N(図1)を完成させた。Active-Nは DDA 法による核物質の測定と、PGA 測定を行う事が出 来る。シミュレーション計算と核燃料物質や標準元 素試料を用いた実験による性能評価を実施しており、 これまでに、バイアル瓶に含まれる 10mg の Pu-239 を測定出来る性能を有することなどを示してきた。



#### 3. PGA 測定

図1 アクティブ中性子非破壊測定装置 Active-N

PGA 測定では、中性子捕獲反応等によって放出されるガンマ線を Ge 検出器によって測定する。これによ り、DDA 測定の妨害となる中性子を吸収する元素や、ダーティーボム等に含まれる爆発性物質、化学兵器等 の有毒物質の検知が可能となる。本研究では、爆発性物質の検知として窒素、妨害元素としてホウ素や塩 素、化学兵器に含まれる元素として燐、硫黄、ケイ素、チタン、水素を想定したシミュレーション計算 と実験を行った。その結果、中性子捕獲反応に加えて中性子非弾性散乱反応等を用いる事によって、PGA 測定に求められる 8 個の元素を検出する事に成功した。

**謝辞**:本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献 [1] M. Kureta 他、Proc. 37th ESARDA Symposium, Manchester, UK, 111-120, (2015)

^{*}Yosuke Toh¹, Kazuyoshi Furutaka, Akira Ohzu¹, Harufumi Tsuchiya¹, Fumito Kitatani¹, Makoto Maeda¹, Masao Komeda¹, Mitsuo Koizumi and Michio Seya¹ ¹JAEA

# 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発 (2) DDA 測定システムの開発

Development of active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security

(2)Development of Differential Die-away Analysis system

*大図 章 ', 前田 亮 ', 米田 政夫 ', 藤 暢輔 '

1原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法 による非破壊測定装置の開発を実施している。その装置のダイアウェイ時間差分析システムを用いて、MOX 缶サイズの測定サンプル容器に含まれる核燃料物質の検出性能をシミュレーションで評価した。 **キーワード**:アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、核燃料、シミュレーション

### 1. 緒言

原子力機構では、核不拡散・核セキュリティに資する核変換用 MA-Pu 燃料等の高線量核物質測定法の確 立を目指し、アクティブ中性子法による非破壊測定装置の技術開発を実施している[1]。ダイアウェイ時間 差分析法(DDA法)は、中性子の照射によって核分裂性物質から誘発される核分裂中性子を測定して定量する 核物質測定法である。本装置は、その DDA 法の中でも優れた性能を持つ高速中性子直接問いかけ法による 測定システムを備えている。現在は、低線量核物質を用いた DDA 測定システムの性能評価を行っており、 これまでにバイアル瓶を測定サンプル容器とした場合のシミュレーション計算及び試験を実施し、その結 果を報告してきた。本講演では、モンテカルロシミュレーション (MCNP)を用いてバイアル瓶よりサイズ が大きい MOX 缶を用いた場合の測定性能を調査したので、その結果について報告する。

### 2. シミュレーションモデル

図1に DDA システムのシミュレーションモデル(鉛直断面図)を示す。 DDA 測定部の外側は、厚さ15cm のポリエチレンとステンレスの2層構 造となっており、その内部には厚さ5cm のステンレス板で仕切られた測 定室(縦59cm、横65cm、長さ50cm)がある。測定室には、中性子発生 管とHe-3 中性子検出器バンクを設置し、HDPE 製モデレータが周囲に付 加されたサンプル容器(MOX 缶サイズ:直径約12cm、高さ約22cm)と、 その容器の中心に²³⁹Pu を設置した。



図1 シミュレーションモデル

### 3. シミュレーション結果

図2は、²³⁹Puを0.01gから1gまで増やした場合に、核分裂中性子の検出確率がモデレータの厚さに応じてどのように変化するかを、 シミュレーションにて求めた結果である。これから、MOX 缶サイズの 容器では0.01gまでの²³⁹Puが測定可能で、検出確率から判断すると モデレータの厚さは3~5cm が最適であることが確認できた。

**謝辞**:本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業 費補助金」事業の一部である。

参考文献 [1]大図他、原子力学会 2017 秋 3L11

*Akira Ohzu¹, Makoto Maeda¹, Masao Komeda¹ and Yosuke Toh¹ ¹JAEA



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

# [3H10-15] Plant Measurement

Chair: Keisuke Maehata (Kyushu Univ.) Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 4:20 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[3H10] Feasibility study of radioactive iodine measument for thyroid dose monitoring *Masateru Hayashi¹, Tetsushi Azuma¹, Makoto Sasano¹, Hiroshi Nishizawa¹, Masakazu Nakanishi ¹ (1. Mitsubishi Electric Corporation) 2:45 PM - 3:00 PM [3H11] Alpha dust monitor in a high radiation enviroment. *naoto kume¹, hirotaka sakai¹, genki tanaka¹ (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.) 3:00 PM - 3:15 PM [3H12] Performance Test of Plastic scintillation Fiber Detector under High Dose Rate Environment *Yuta Terasaka¹, Yuki Sato¹, Tatsuo Torii¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 3:15 PM - 3:30 PM [3H13] Evaluation of the operation check and calibration method for the optical fiber type radiation monitor by using semiconductor laser *Takahiro Tadokoro¹, Shuichi Hatakeyama¹, Katsunori Ueno¹, Yuichiro Ueno¹, Keisuke Sasaki², Yoshinobu Sakakibara², Toru Shibutani², Takahiro Ito², Koji Nehashi³, Mikio Koyama³ (1. Hitachi, Ltd. Reserch & Development Group, 2. Hitachi, Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.) 3:30 PM - 3:45 PM [3H14] Estimation of basement floor situation of primary containment vessel of unit 1 by analyzing dose rate distribution *Katsunori Ueno¹, Takahiro Tadokoro¹, Takuya Fukumoto¹, Satoshi Okada¹, Yoichi Murai² (1. Hitachi GE Nuclear Energy, Ltd., 2. IRID) 3:45 PM - 4:00 PM [3H15] Energy-selected X-ray imaging demonstration for future nuclear fuel debris analysis based on dual energy X-ray CT *Yuki Mitsuya¹, Junya Fukuoka¹, Naoki Nakada¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Mitsuru Uesaka¹ (1. The University of Tokyo)

4:00 PM - 4:15 PM

### 甲状腺被ばくモニタリングのための放射性ヨウ素測定手法の検討

Feasibility study of radioactive iodine measurement for thyroid dose monitoring

*林 真照, 東 哲史, 笹野 理, 西沢 博志, 中西 正一

### 三菱電機

CeBr₃シンチレータを用いた放射性ヨウ素の測定手法について検討を行った。アンフォールディング法を適用することで、0.35 MeV 近傍のγ線強度を 10%程度の不確かさで定量できる見込が得られた。 **キーワード**: 放射性ヨウ素, CeBr₃シンチレータ, アンフォールディング, EGS5, 応答関数

#### 1. 緒言

原子力発電所事故等の緊急時には、迅速かつ高精度な内部被ばく線量評価が必要である。特に放射性ヨ ウ素は、甲状腺の被ばく線量評価に関連するため重要な測定対象となる。放射性ヨウ素(¹³¹I)の定量は、 0.365 MeV のγ線測定により行われるが、緊急時には放射性セシウム等の影響を避けるためエネルギー分解 能の良い測定法が必要となる。しかし、従来のゲルマニウム半導体検出器を用いた装置では、高線量率環 境で使用できないこと、冷却に半日程度かかることから、緊急時における迅速測定に難があった。

そこで、本研究では、高発光量かつ短発光減衰時間の CeBr₃ シンチレータにアンフォールディング法^[1] を適用することで、体内に取り込まれた放射性ヨウ素を測定する手法について検討を行った。

### 2. 方法

アンフォールディング法を用いた場合における¹³¹Iの測定性能を評価するため、¹³¹Iとガンマ線のエネル ギーが近い¹³³Baを用いて、0.35 MeV 付近の測定精度を評価した。ここで、アンフォールディングのアル ゴリズムは初期値に依存しない逐次近似法を選定した。バックグラウンドと放射性ヨウ素を精度よく弁別 するため、応答関数は、エネルギー範囲 0-3 MeV、メッシュ幅 2 keV とし、EGS5^[2]を用いて算出した。

### 3. 結果

CeBr₃シンチレータ( $\phi$ 1.5"×1.5")から20 cmの距離に¹³³Ba 密封線源(717 kBq)を設置し測定を行った。測定した波高 分布をアンフォールディングし、線源から放出される  $\gamma$ 線 の強度を求めた。結果を図1および表1に示す。代表的な ピークについて、アンフォールディングにより求めた放出  $\gamma$ 線強度と基準値の比較を行った結果、差異は概ね±10%であ ることが確認できた。

以上より、CeBr₃シンチレータにアンフォールディング法 を適用することで放射性ヨウ素測定への応用が期待できる。

### 参考文献

[1] M. Hayashi, et. al., KEK proceedings 2014-7, p. 352-360, (2014).

[2] H. Hirayama, et. al., SLAC-R-730 and KEK Report 2005-8 (2005).

*Masateru Hayashi, Tetsushi Azuma, Makoto Sasano, Hiroshi Nishizawa and Masakazu Nakanishi Mitsubishi Electric.



表1 アンフォールディング結果と基準値の比較  $E_{\gamma}$  (MeV) Unfolding / Reference 0.081 1.07

0.001	1107
0.303	1.13
0.356	1.03

### 高線量環境下でのαダスト測定技術の開発

Alpha-dust monitoring in high radiation environment

*久米直人¹,田中元気¹,酒井宏隆¹

1東芝エネルギーシステムズ株式会社

福島第一原子力発電所における核燃料デブリ取出し等の工事で発生する α ダストの測定技術を開発している。作業環境として想定される数 mGy/h 以上の環境で α ダストの測定を行うため、γ 線の感度が低い気体 シンチレータ型検出器と、同時計数手法を用いた α ダスト測定技術を開発し、その基本性能を評価した。 **キーワード**: α 放射能、ダストモニタ、核燃料デブリ

#### 1. 緒言

シンチレータや半導体を用いた α 線検出器は、高線量環境下では γ 線の影響を受ける。高線量で使用で きる α 線検出器として、 γ 線の感度が少ない空気中の窒素で発光した紫外線を測定する手法を採用した[1]。 本手法は、透過力が低く汚染周囲数 c m でのみ反応する α 線を選択的に測定できるが、窒素の発光量が少 なく、光学部品等で生じるノイズ光の影響を受けやすい。そこで、本手法の S/N 改善に向けた同時計数処 理システムを開発し、その基本性能として直線性、検出効率を評価した。

### 2. 装置構成·試験

図1に測定システムの構成を示す。測定システムはαダストをろ紙等に集塵したものを測定することを 想定し、集塵部に対し2方向にレンズ、光電子増倍管(PMT)を設置した。また、主要ノイズ光である光 学部品の発光を除去するため、2つのPMT信号に対し同時計数処理を実施し、同時に得られた信号をα線 として計数した。試作した測定システムの集塵部に約50Bq~9.3kBqのAm-241線源の配置し、線源強度 と計数率の相関を評価した。

### 3. 結論

図2に線源の放出率を想定した線源強度(2π)と計数率の相関を示す。単一検出器/同時計数処理後のいず れでも汚染強度と計数率の間に高い直線性が得られ、検出効率は単一検出器で約20%、同時計数手法で約 3%であった。また、同時計数手法を用いた場合のγ線感度は、約1[s⁻¹/mGy/h]と低減できる見込みを得た。 今度、集光方法の改善等を行い同時計数手法の検出効率の向上を進めていく。



#### 参考文献

[1] 久米直人 他(2014)、 a 線遠隔計測手法の開発 原子力学会 2014 秋の年会

*Naoto Kume¹, Genki Tanaka¹ and Hirotaka Sakai¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

### 高線量率環境下におけるプラスチックシンチレーションファイバー 検出器の動作特性試験

Performance Test of Plastic Scintillation Fiber Detector under High Dose Rate Environment *寺阪 祐太¹, 佐藤 優樹¹, 鳥居 建男¹ ¹日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所原子炉建屋内におけるプラスチックシンチレーションファイバー (PSF)検 出器を用いた放射線分布測定に向け、¹³⁷Cs 照射場を用いて高線量率環境下での PSF の動作特性試験 を実施した。

### キーワード:プラスチックシンチレーションファイバー、放射線分布測定、飛行時間法

1. 緒言 福島第一原子力発電所(以下、1F)事故により放射性物質が格納容器外部に放出され、 1Fのサイト内外に深刻な汚染をもたらした。効率的な除染及び作業員の外部被ばく線量の低減のた めには、空間線量率が周辺と比較して高い場所(ホットスポット)を迅速に検知できる必要がある。 広範囲の放射線分布を計測する手段として、1F事故後より PSF に Time-of-Flight (TOF)法を適用し た放射線分布測定法が 1F オフサイト環境の除染や汚染水漏洩監視等の現場で応用されている。本 研究では、PSF に TOF 法を適用した放射線分布測定法を 1F 原子炉建屋内の高線量率作業環境におけ る表面汚染測定に適用するため、高線量率環境下での PSF の動作特性の検証を目的とした。標準線 源を用いて PSF の放射線分布測定器としての基本性能を検証した後、¹³⁷Cs 照射場を用いて PSF の高 線量率環境下での動作特性を検証した。

2. 実験方法及び結果 PSF のセンサー部には長さ 10m の 1mm Φ PSF (クラレ社製、SCSF81J) を 3 本 バンドルし、ファイバー両端の光センサーにはマイクロ PMT (浜松ホトニクス社製、H12400-00-01) を用いた。マイクロ PMT からの出力パルスを後段のホトマルアンプ、コンスタントフラクションデ ィスクリ (CFD)、時間波高変換器 (TAC) を用いて処理することで、ファイバー両端のマイクロ PMT への光の到達時間差に応じた出力波高から放射線のファイバー入射位置を決定するシステムを構 築した。

本検出器の放射線分布測定器としての基本性能を確認するため、²²Na 標準線源(79kBq)をファ イバーの1、3、5、7、9m 位置に順番に密着させ、20 分間の測定を行った(図1)。図1より、実際 の線源位置に応じたピークが確認でき、本検出器で線源位置分布を測定できるという基本性能を確 認した。

PSF 全体を¹³⁷Cs 照射場にて複数パターンの線量率で照射し、高線量率環境下での動作特性を検証 した(図2:3.43mSv/h、10分間測定)。図2より、全体照射時はファイバー端及び中心付近でスパ イク状に変化する箇所が存在した。発表では本検出器の線量率及びCFD ディスクリレベルの違いに よる動作特性を検証する。



*Yuta Terasaka1, Yuki Sato1, Tatsuo Torii1

¹Japan Atomic Energy Agency

# 光ファイバ型放射線モニタにおける

### 半導体レーザを用いた動作確認及び校正手法の評価

Evaluation of the operation check and calibration method for the optical fiber type radiation monitor

### by using semiconductor laser

*田所 孝広¹, 畠山 修一¹, 上野 克宜¹, 上野 雄一郎¹, 佐々木 敬介², 榊原 吉伸², 渋谷 徹², 伊藤 孝広², 根橋 宏治³, 小山三輝雄³

¹日立製作所研究開発グループ,²日立製作所,³日立 GE ニュークリア・エナジー

現行軽水炉の過酷事故時における高温・高線量率環境下で、原子炉建屋及び原子炉格納容器の線量率を測定 可能な光ファイバ型放射線モニタシステムの開発を進めている。今回、半導体レーザを用いた動作確認及び 校正を実現するシステム(0&M システム)を試作し、性能評価試験を実施したので、その結果を報告する。 キーワード:原子力プラント,光ファイバ,放射線モニタ,長波長発光素子,半導体レーザ,動作確認,

校正

### 1. 緒言

線量率測定用素子として適用している Nd:YAG 素子は、 レーザ光の照射によっても発光する。素子の発光波長と異 なる波長のレーザを照射し、素子で発光した波長の光子の みを弁別測定可能なシステム試作し、性能評価試験を実施 した。

### 2. 試験内容

レーザ照射強度に対する計数率の線形性を確認するため、Nd:YAG素子に半導体レーザ(波長 808nm)を照射し、レ ーザ出力を変化させたときに素子から放出される光子(波 長 1064nm)の計数率を測定した。次に、ガンマ線照射の影 響を確認するため、ガンマ線(Co-60 線源)の照射前、照射中 及び照射後に、素子に一定強度のレーザを照射し、レーザに よる計数率の増加を測定した。

### 3. 結果·考察

レーザ出力に対する計数率の測定結果を図1に示す。約7 桁の範囲で、目標性能である±0.4%F.S以内の精度での計数 率の線形性を確認した。ガンマ線照射環境でのレーザ照射に よる動作確認結果を図2に示す。ガンマ線照射によらず、レ ーザ照射強度に応じた計数率の増加を確認し、線量率測定中 の動作確認が可能なことがわかった。



^{*}Takahiro Tadokoro¹, Shuichi Hatakeyama¹, Yuichiro Ueno¹, Keisuke Sasaki², Yoshinobu Sakakibara², Toru Shibutani², Takahiro Ito², Koji Nebashi³ and Mikio Koyama³

¹Hitachi, Ltd., Research & Development Group, ²Hitachi, Ltd., ³Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

### 線量率分布解析による1号機格納容器地下階状況の推定

Estimation of basement floor situation of primary containment vessel of unit 1 by analyzing dose rate

distribution *上野 克宜¹,田所 孝広¹,福本 拓哉¹,岡田 聡¹,村井 洋一² ¹日立 GE,²国際廃炉研究開発機構

2017 年 3 月に実施した福島第一原子力発電所 (1F) 1 号機の原子炉格納容器 (PCV) 内部調査で得られた線量 率分布を解析し、堆積物表面の主線源や堆積物中の燃料デブリの有無を推定した。

キーワード:福島第一原子力発電所、格納容器、小型線量計、線量率分布、燃料デブリ

### 1. 背景及び目的

1F 廃止措置に向けて、小型線量計を搭載した調査装置を 2017 年 3 月に 1 号機 PCV 内に投入し、複数の 測定点における地下階の鉛直方向の線量率分布を取得した^[1]。線量率分布を解析し、地下階状況を推定した。

### 2. 地下階状況の推定方法及び各エリアでの推定結果

線量率分布を用いて堆積物表面の主線源と燃料デブリ有無の推定を試みた。小型線量計ではエネルギー情 報を取得できないことから、本研究では水中での線量率減衰のエネルギー依存性に着目し、堆積物表面の主 線源を推定した。また、測定結果と解析結果の線量率の差異から燃料デブリの有無を推定した。

はじめに、調査装置を PCV 内に投入した配管貫通部近傍¹¹で堆積物表面の主線源を推定した。図1 に線量 率減衰曲線を示す。Cs-137 線による解析結果と同等であったため、主線源を Cs-137 と推定した。図2 に線 量率分布測定結果と Cs-137 線による解析結果を示す。これらが良く一致したことから、配管貫通部近傍に は燃料デブリが存在しない、又は存在しても少量と推定した。次に、燃料デブリ流出可能性があるペデスタ ル開口部近傍¹¹では、線量率減衰曲線から主線源を Cs-137 と推定した。堆積物表面高さが 0.9 m と高いこと から¹²¹、堆積物厚さをパラメータとした解析結果と測定結果を比較したが、堆積物中に燃料デブリが存在する かどうかは推定できなかった。今後は本推定結果を踏まえ、次回調査の範囲及び方法の検討を進める。



#### 参考文献

[1] 上野他4名:格納容器内部調査向け小型線量計の開発;日本原子力学会2017年秋の大会(2017/9)

[2] 報道配布資料:1 号機原子炉格納容器内部調査について~映像データ及び線量データの分析結果~;東京電力ホール ディングス株式会社 (2017/7)

### 謝辞:この成果は、経済産業省/廃炉汚染水対策事業費補助金の活用により得られたものです。

*Katsunori Ueno¹, Takahiro Tadokoro¹, Takuya Fukumoto¹, Satoshi Okada¹, and Yoichi Murai²

¹Hitachi GE Nuclear Energy Ltd., ²International Research Institute for Nuclear Decommissioning

# 二色 X 線 CT による燃料デブリ元素分析のための エネルギー選択型 X 線イメージング

### Energy-selected X-ray imaging demonstration for future nuclear fuel debris analysis based on dual energy X-ray CT

*三津谷 有貴¹, 福岡 潤哉¹, 中田 直樹¹, 島添 健次¹, 高橋 浩之¹, 上坂 充¹ ¹東京大学

抄録:燃料デブリの安全な取り出しや作業の迅速化に資するために、デブリ性状を把握することを目的として、取り出したデブリをオンサイトで元素分析を行うシステムの開発を進めている。

### キーワード:燃料デブリ、二色 X 線 CT、X バンド小型ライナック X 線源、フォトンカウンティング

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内燃料デブリ全体の物理・化学的な性状の分布情報を得ることは、安全な取り出 しや作業の迅速化に大きく資する。我々のグループでは、その性状分布作成のための情報を得るために、オ ンサイトでのデブリ元素分析システムの開発を行うことを目的としている。本システムは二色 X 線 CT の原 理に基づき[1]、異なる 2 つエネルギーでの CT 画像から原子番号を推定する。本報告では、プロトタイプの 検出器を用いて、エネルギー選択型イメージングと、画像から原子番号推定を行った結果を示す。

### 2. 実験

X 線源は、X バンド電子ライナック型の小型 X 線源(最高エネルギー 950 keV)を用いている。検出器プロトタイプは、8×8 ピクセル・3mm ピッチの GAGG シンチレータおよび SiPM の二次元アレイからなる。 フォトンカウンティング型検出器であり、エネルギーを選択して画像 化する。図1に鉄・鉛サンプルの100 keV・200 keV における透過画 像を示す。また、図2 に鉄サンプルの撮像結果から行った原子番号識 別の結果を示す。±3~5の精度で識別ができることを示した。

### 3. 結論

本研究では2色X線CTでの元素分析システムを提案し、実験によっ てエネルギー識別イメージングと原子番号推定をおこなった。今後は検 出器のピクセル微細化、原子炉材料物質を用いた模擬サンプルの撮像、 およびCTに取り組む予定である。



図 1. 100-300keV(左)および 300-500keV(右)での透過画像。各画像 中左側に鉄、右側に鉛サンプル。



定した原子番号

#### 参考文献

[1] M. Torikoshi, et al, "Features of dual-energy X-ray computed tomography", NIM A 548 (2005) 99-105

^{*}Yuki Mitsuya¹, Junya Fukuoka¹, Naoki Nakada¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Mitsuru Uesaka¹

¹The University of Tokyo

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

# [3J01-04] Melt Material Behavior and Steam Explosion

Chair: Akifumi Yamaji (Waseda Univ.) Wed. Mar 28, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room J (U3-211 - U3 Building)

# [3J01] Experimental study on liquid melt spreading under precautionary water injection into containment vessel *Miyuki Akiba¹, Akitoshi Hotta¹ (1. Nuclear Regulation Authority) 9:30 AM - 9:45 AM [3J02] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool *Fumihito Kimura¹, Hiroyuki Yoshida², Akiko Kaneko¹, Yutaka Abe¹ (1. University of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency) 9:45 AM - 10:00 AM [3J03] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool *Hiroyuki Yoshida¹, Fumihito Kimura², Takayuki Suzuki¹, Akiko Kaneko², Yutaka Abe² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. University of Tsukuba) 10:00 AM - 10:15 AM [3J04] Availability of Steam Explosion Retardant for High-Temperature Molten Nickel and Tin *Masahiro Furuya¹, Takahiro Arai¹ (1. CRIEPI) 10:15 AM - 10:30 AM

### 格納容器内先行注水による溶融炉心の床上拡がりに関する実験

Experimental study on liquid melt spreading under precautionary water injection into containment vessel

### *秋葉 美幸, 堀田 亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

プール水中におけるデブリベッド形成及び冷却性を評価可能な解析コード開発に資するデータ採取を目的 とし、プール水中における溶融デブリの拡がり挙動実験を行っている。今回、落下ノズル径等を変化させ た場合の拡がり挙動実験を実施し、ノズル径に伴い拡がり面積が増加する傾向が示唆された。

キーワード:重大事故、溶融炉心、床上拡がり、先行注水

1. **緒言** プール水中における溶融デブリの拡がり挙動は、落下時の微粒化や拡がり時の固化過程等における影響因子が多いことから、系統的な実験数が少なく、拡がり及び冷却挙動を評価する解析コード開発に必要なデータの取得が望まれている。これまでに、スウェーデン王立工科大学(KTH)の PULiMS 装置^[1]により、溶融物の過熱度及びプール水サブクール度を変化させた結果を報告している^[2]。今回、落下ノズル径を変化させた実験を行ったので報告する。

2. 実験条件と実験装置 実験は表1に示す3ケースを実施した。試験部は図1に示すように床面を幅1.6m ×奥行0.9mの長方形とし、石英ガラス板を長辺の片側に沿って設置し、デブリ落下位置をその内側近傍に することで、デブリ拡がり時の断面挙動をガラス板外側より観察可能とした。また、床板には放射状に熱 電対を設置し、拡がり挙動の温度計測も実施した。

	90		
パラメータ	E10	E11	E12
落下ノズル径 (mm)	20	30	15
デブリ材料	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ (共晶)		
落下デブリ量 (kg)	30	39	32
ノズル部デブリ過熱度 (K)	39	41	8
空気中落下距離 (mm)	90	65	65
プール水深 (mm)	200		
プール水サブクール度 (K)	8	9	5
試験部床板材質	ステンレス鋼		

表1 実験条件一覧

3. 実験結果 E10 及び E11 ケースにおいて、デブリが床面 衝突直後に飛散している状況の撮影画像を図 2 に示す。な お、E11 では、デブリ落下位置を中心より 100mm 左に移動 させている。ノズル径が大きい程、デブリジェット径が太 くなり、衝突時の飛散範囲も広がっており、E12 で約 100mm、 E10 で 150mm、E11 で 200mm 半径程度と観察された。その 後徐々にデブリが拡がり、最終的に、それぞれ 250mm、 300mm、400mm 半径程度のデブリベッドが形成された。た だし、E12 は過熱度が低めな影響も考えられる。なお、拡 がり速度に関しての顕著な違いは見られなかった。

4. 結言 プール水中における溶融デブリ拡がり挙動への ノズル径による影響に関する実験を PULiMS 装置により実施した。ジェット床面衝突時の飛散範囲がノズル径に伴い 大きくなり、その後最終的に到達する拡がり範囲も増加す る傾向が示唆された。今後さらにデータを拡充し、現象を 明らかにする予定である。

参考文献 [1] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Poring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, 2012.

[2] 秋葉ら,格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究(2),原子力学会2016年秋の大会

*Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)



図1 試験部構成概略図



「デブリ落下位置 (a) E10 ケース



**デブリ落下位</mark>置 (b) E11 ケース** 

図2 デブリジェット床面衝突直後の 撮影画像

# 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動 (2) LIF/PIV を用いた液体ジェットの拡がり挙動と速度場の同時計測

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(2) Simultaneous Measurement of Jet Spreading Behavior and Velocity Field Using LIF/PIV

*木村 郁仁 ', 吉田 啓之 ², 金子 暁子 ', 阿部 豊 '

¹筑波大学,²原子力機構

原子力発電所の過酷事故においては、冷却プールが浅水化した際の溶融ジェットの挙動把握が重要となる。 本研究では、浅水プール中に落下する液体ジェットの可視化観測を行っている。本報では、浅水中に落 下し着底後のジェット挙動について、LIF 法及び PIV 法を同時に適用した結果について報告する。 キーワード:シビアアクシデント、浅水プール、ジェット挙動、LIF/PIV 法

### 1. 緒言

原子力発電所の過酷事故において燃料が溶融した際,ジェット 状に落下する溶融燃料のブレイクアップ挙動の理解が求められて いる。これまでに、十分に深いプールを対象とした知見はあるも のの、冷却材プールの漏洩などの要因により水深が浅くなること で、溶融ジェットが完全には微粒化しないままプール底部に到達 するような状況での知見は不足している。そこで本研究では、浅 水プール中における溶融ジェットの侵入、着底、拡がり、堆積と いう一連の過程に対する流体力学的相互作用の理解を目的とし、 液体ジェットを用いた実験及び詳細二相流解析コード TPFIT[1]に よる数値解析を実施している。本報では、浅水中に落下し着底し た後のジェット挙動について、レーザー誘起蛍光法(LIF)及び粒 子画像流速測定法(PIV)を用いて計測した結果を報告する。

### 2. 実験手法及び解析手法

図1に実験の模式図を示す。水深10-50mmの浅水プール中に液体ジェットを落下させた。試験流体はIndex-matching法[2]を用いて分散相に34wt%グリセリン水溶液,連続相にシリコンオイルを用いることで屈折率を一致させた。分散相に蛍光染料,両相に蛍光粒子を混合し,Nd-YAGレーザーを照射することで染料と粒子が励起される。これを高速度カメラで撮影することで,LIF法とPIV法の同時計測を行った。

# Nd-YAG Sheet laser Color Filter High-speed video camera

Fig. 1 Schematic diagram of Experiment setup





Fig. 2 Interface behavior and velocity field of a jet with LIF/PIV method

0.15 s

### 3. 結果・考察

LIF/PIV 法による可視化観測結果を図2に示す。着底した液体ジェットが底面で拡がりながら流動し、その 端部が巻き上げられながら千切れることが分かる。さらに、ジェットの界面形状と速度場を同時に得ること に成功した。今後は、得られたジェット形状と局所の速度を用いて、詳細な挙動を分析する。

### 参考文献

[1] 吉田ら, 日本原子力学会和文論文誌, 3.3.233 (2004) [2] Budwig. R, Exp. Fluids, 17(5), pp. 350-355. (1994)

*Fumihito Kimura¹, Hiroyuki Yosida², Akiko Kaneko¹ and Yutaka Abe¹
¹University of Tsukuba, ²JAEA

# 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動 (3)ジェット拡がり挙動の詳細解析

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool
(3) Detailed Numerical Simulation of Jet Spreading Behavior
*吉田 啓之¹, 木村 郁仁², 鈴木 貴行¹, 金子 暁子², 阿部 豊²
¹日本原子力研究開発機構,²筑波大学

本研究では浅水プールに液体ジェットが落下し着底する挙動の把握を目的として、実験及び数値解析を実施している。本報ではジェットの拡がり挙動について数値解析により評価した結果について報告する。

キーワード:シビアアクシデント,浅水プール,ジェット挙動, TPFIT, 数値解析

### 1. 緒言

原子力発電所過酷事故時に溶融した燃料等は、 下部の冷却材プールへの落下が想定される。こ れまでに水深が十分なプールに対しての研究は あるが、浅水状態に対する知見は不足している。 本研究では、浅水プールにおける溶融ジェット の侵入、着底、拡がり、堆積という一連の過程 に対する流体力学的作用の把握を目的として、 実験及び数値解析を実施している。本報では、 液体ジェットが浅水中に落下し着底した後の挙 動に詳細二相流解析コードTPFIT[1]を適用した 結果を報告する。

浅水プール内液体ジェット侵入実験[2]を模



Fig.1 Computational Domain



Fig.2 Calculation Results

擬した解析体系を図1に示す。幅、奥行き高さはそれぞれ200、200、50 mm である。初期の体系内はシリ コンオイルで満たされており、体系上部中央の射出口(内径3 mm)から、グルセリン水溶液(34wt%)が1.7[m/s] で流入する。境界条件はノズル部以外の上部を自由流出条件、ノズル部には流入条件を、側壁は壁面境界 条件、底面は接触角の働く固体壁とした。計算格子数は[x,y,z]=[400,400,100]=1600万格子である。

### 3. 解析結果

2. 解析条件

解析結果の一例として、時刻 200ms での液体ジェット界面形状を、側面と底面から可視化した結果を図 2 に示す。白い部分が体積割合 0.5 の等値面である。着底後、ジェットは液膜状になり、液膜先端部では巻 き上げられて分裂が発生するという、実験と定性的に一致する結果が得られた。今後は高解像度の格子を 用いて水深などをパラメータとした解析を実施し、実験との詳細な比較を行う。

### 参考文献

[1] 吉田ら、日本原子力学会和文論文誌, 3.3.233 (2004)

[2] 木村ら、日本原子力学会 2017 秋の大会 2E09 (2017)

*Hiroyuki Yoshida¹, Fumihito Kimura², Takayuki Suzuki¹, Akiko Kaneko² and Yutaka Abe²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²University of Tsukuba

### 高温溶融ニッケルと錫に対する蒸気爆発抑制材の有効性

Availability of Steam Explosion Retardant for High-Temperature Molten Nickel and Tin

*古谷 正裕 1 新井 崇洋 1

1一般財団法人 電力中央研究所

最高 1800 ℃ の溶融ニッケル及び錫を蒸気爆発抑制材(0.02%及び 0.1%ポリエチレングリコール水溶液)プー ル中に注入する実験を行い、蒸気爆発抑制効果を確認した。実験前後で溶液の分子量変化は小さく、低分 子量の生成物も検出限界以下であった。高温溶融物に対しても蒸気爆発抑制効果が高いことが示唆された。

キーワード:水蒸気爆発,抑制材,高温溶融物,ポリエチレングリコール,蒸気膜安定性

1. 緒言 高温溶融物が水と接触し、水が急速に蒸発することで衝撃的な圧力波を発生させる蒸気爆発現象 は産業災害として認知されている。有効な対策の一つとして、著者らは水にポリエチレングリコール(PEG) を溶解させることで蒸気膜を安定化させる蒸気爆発抑制材について実験を行い、必要とされる分子量や濃 度を報告してきた。これまでの実験は低融点の錫を用いて低温での実験を行ってきた。PEG の耐熱性が低 いことから、高温溶融物に対する抑制効果や、融点が高い材料に対する抑制効果が不明であった。そこで 本報では錫及びニッケルを高温まで加熱した実験を行い、溶融物物性や高温溶融物に対する蒸気爆発抑制 効果を検討する。また実験後の溶液分析を行い、PEG の耐熱性を確認する。

2. 実験装置及び方法 矩形容器(180 mm^W×180 mm^D×240 mm^H)に溶液を高さ180 mm 注ぎ、内径 3 mm のノズルから溶融金属を450 mm 下方の液面に注入した。溶融金属と出湯温度範囲は錫が400 – 1800 ℃、 ニッケルが400 – 1800 ℃ である。200 ℃ 間隔で実験を行った。出湯重量は約100 g である。プール溶液は イオン交換水及び PEG 水溶液とした。平均分子量 4 Mg/mol の PEG を溶解し 0.02 及び 0.1 wt%の水溶液と した。初期溶液温度は10 ℃ である。実験前後の PEG 分子量をゲル浸透クロマトグラフィー(GPC)で、酸生 成物をイオンクロマトグラフィで、アルデヒド生成物を高速液体クロマトグラフィで分析した。

3. 実験結果及び考察 Fig. 1 に 800 ℃ の溶融錫噴流を水及び 0.1 wt% PEG 水溶液に注入した場合のプール 側方からの連続写真を示す。水では 0 ms において水深約 20 mm でトリガリングが発生し、その後に水中の 溶融錫全体が蒸気爆発に関与して微粒化し、黒く見えている。一方で 0.1 wt% PEG 水溶液では溶融錫は厚 い蒸気膜に覆われて、蒸気爆発が抑制されていることが観察された。溶融錫温度 400 – 1800 ℃ を水中に注 入した場合、400 ℃ と 100 ℃ では部分的に、600 ℃ と 800 ℃ では水中の溶融錫全体が蒸気爆発に関与した。 1200 ℃ - 1800 ℃ では蒸気爆発には至らなかった。溶融ニッケルでは 1600 ℃ と 1800 ℃ では蒸気爆発は観測 されなかった。0.02 及び 0.1 wt% PEG 水溶液では全温度範囲で蒸気爆発は発生しなかった。

実験後の溶液を分析したところ、分子量のヒストグラムは実験前と有意な変化がなかった。また実験後溶液の酸成生物(ギ酸、酢酸、シュウ酸)及びアルデヒド生成物(ホルムアルデヒド、アセトアルデヒド) は検出下限(0.5 µg/mL)以下であった。高温溶融物が近接しながらも PEG は溶液側に存在し、高温にならなかったため PEG の分解が抑制されたと 考えられる。
0 ms 33 ms 67 ms 100 ms 133 ms 167 ms 200 ms 233 ms 267 ms 300 ms

4. 結論 最高 1800 ℃ の溶融ニッケル及 surface び錫を 0.02%及び 0.1 wt%PEG 水溶液 プールに注入した結果、厚く安定した蒸 気膜により蒸気爆発が抑制された。実験 前後も溶液の分子量変化は小さく、低分 子量の生成も抑制されていることから 高温溶融物に対しても PEG は蒸気爆発 抑制効果が得られることが示唆された。

**謝辞** 本研究を遂行するに当たり日本 原子力発電株式会社 鈴木雅克氏、中西 繁之氏、熊谷雄人氏、山本龍大氏に貴重 なご助言を戴いた。ここに記して謝意を 表します。

*Masahiro Furuya¹, Takahiro Arai¹ ¹CRIEPI



(b) Stable film boiling in 0.1 wt% PEG aqueous solution pool



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

# [3J05-09] Particle Method

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)

Wed. Mar 28, 2018 10:35 AM - 12:00 PM Room J (U3-211 - U3 Building)

# [3J05] Improved Curvature Calculation of the Continuum Surface Tension Model in Moving Particle Semi-Implicit Method

*Jiazhi Li¹, Sunghyon Jang¹, Akira Yamaguchi¹ (1. The University of Tokyo) 10:35 AM - 10:50 AM

[3J06] Development of the numerical calculation code for relocation analysis of reactor core internal structures with the MPFI method and the MPS method

*Shota Ueda¹, Masahiro Kondo¹, Koji Okamoto¹ (1. The University of Tokyo) 10:50 AM - 11:05 AM

### [3J07] Research on numerical simulation of MCCI using MPS method *Keigo Fujikawa¹, Koji Okamoto¹, Masahiro Kondo¹ (1. The Univ. of Tokyo) 11:05 AM - 11:20 AM

[3J08] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

*Akifumi Yamaji¹, Masahiro Furuya², Yuji Ohishi³, Guangtao Duan¹ (1. Waseda University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Osaka University) 11:20 AM - 11:35 AM

# [3J09] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi- Physics Modeling

*Toshiki Kondo¹, Yuji Ohishi¹, Hiroaki Muta¹, Ken Kurosaki¹, Shinsuke Yamanaka (1. Kurosaki and Muta laboratory, Department of sustainable energy and environmental engineering, Graduate school of engineering, Osaka university) 11:35 AM - 11:50 AM

# Improved Curvature Calculation of the Continuum Surface Tension Model in Moving Particle Semi-Implicit Method

*Jiazhi Li, Sunghyon Jang and Akira Yamaguchi

The University of Tokyo

The curvature calculation for computing the surface tension force is improved in accuracy for particle methods. By means of constructing surface contours around phase interface with phase number fraction, the local curvature of the interface can be obtained with higher accuracy by computing the curvature of the contoured interfaces. **Keywords:** curvature, surface tension, particle methods, MPS, multiphase flow

### 1. Introduction

The moving particle semi-implicit method (MPS) was developed and widely used to simulate incompressible free-surface flows without considering surface tensions. A new method with improved accuracy in curvature calculation based on the continuum surface tension model is proposed.

### 2. Illustration of curvature calculation

### 2-1. Methodology

The phase number fraction, denoted as f, is firstly computed for each particle as the ratio of the number of particles in a specific phase to the total number within a searching area with a radius  $r_s$ . The radius  $r_s$  should be chosen with the magnitude not comparable to the bubble size so that the contoured phase number fraction can be representative for scaled interfaces as shown in Fig. 1. The curvature ( $\kappa$ ) calculation can be analytically computed according to the curvature function of implicit curve equations represented by f, which is expressed as follows:

$$\kappa = \frac{2f_{x,i}f_{x,i}f_{x,i}-f_{x,i}^{2}f_{yy,i}-f_{y,i}^{2}f_{xx,i}}{\left(f_{x,i}^{2}+f_{y,i}^{2}\right)^{3/2}}$$
(1)

where right components are the first and second order of derivative functions of f on the Cartesian coordinates, respectively. All derivatives can be obtained by averaging their corresponding gradient vectors between two particles among the searching area. For instance,  $f_{xx}$  is given by  $\sum_{j\neq i} (f_{x,j} - f_{x,i}) (\mathbf{r}_j - \mathbf{r}_i) / |\mathbf{r}_j - \mathbf{r}_i|^2$ .

#### 2-2. Simulation results

Fig. 2 shows the relative errors of curvature values compared to theoretical ones for a bubble in a circular shape. The absolute relative errors are below 3.8% with sufficient accuracy. A varied  $r_s$  is advocated to be used for correctly scaling the interface with different sharpness for higher accuracy.



Fig. 1. Phase number fraction. Fig. 2. Relative errors (%) of curvature values.

### 3. Conclusion

An improved curvature calculation model is proposed for MPS to compute surface tension with higher accuracy. **References** 

[1] Brackbill et al., 1992. "A continuum method for modeling surface tension". J. Comput. Phys., 100, pp. 335-354.

[2] Goldman, R., 2005. "Curvature formulas for implicit curves and surfaces". Comput. Aided Geom. Des., 22, pp. 632-658.

### MPFI 法と MPS 法を用いた炉内構造物溶融移行解析手法の開発

Development of the numerical calculation code for relocation analysis of reactor core internal structures

with the MPFI method and the MPS method *植田 翔多¹, 近藤 雅裕¹, 岡本 孝司¹ ¹東京大学大学院工学系研究科

事故炉の廃炉で懸念されるホウ素種の分布を評価するには、炭化ホウ素制御棒の溶融移行挙動などを把握することが重要である.本研究では、Moving Particle Full-Implicit (MPFI) 法と Moving Particle Semi-implicit (MPS) 法を用いて、著者らが行った制御棒材料溶融移行挙動可視化実験における結果の再現を試みた.

キーワード:過酷事故,溶融移行,粒子法,MPFI法,MPS法

### 1. 緒言

事故炉の廃炉で懸念される燃料デブリにおけるホウ素種の分布を評価するには、炭化ホウ素制御棒の溶 融移行挙動および移行中の周囲構造物との相互作用を把握することが重要である.本研究では、流動解析 に角運動量を保存する MPFI 法[1]を用い、伝熱解析と共晶溶融解析に MPS 法を用いた解析コードを開発し ている.本報では、数値計算による制御棒材料溶融移行挙動可視化実験[2]の結果の再現を試みた.

### 2. 手法

本研究では、流動解析では固体を高粘性流体でモデル化し、伝熱解析と共晶溶融解析では Surface to Surface 輻射伝熱モデル[3]と既報で報告した質量輸送を拡散によってモデル化して状態図に基づいて溶融 凝固判定を行う共晶溶融モデル[4,5]を採用した.溶融凝固は、粘性の変化によってモデル化した.

### 3. 結果と考察

Fig.1は、ステンレス鋼管に炭化ホウ素を充填した試験体の粒子配置である.Fig.2は、正面から見た時の温度分布と上面から見た時の液相分布である.共晶溶融の特徴である異種物質界面からの液相出現が確認された.Fig.3は、正面から見た時の粘度の分布であり、液相と固相の分布を表す.試験体の中心軸では炭化ホウ素が融け残っており、試験体上部のステンレス鋼は溶融移行して一部の粒子が温度低下によって再凝固している様子が分かる.本報では、炭化ホウ素を粉体として扱っていないため可視化実験とは異なる挙動を示したが、溶融物が液滴を形成しながら落下していく移行挙動は定性的に一致した.



Fig.1 粒子配置(上面)





### 参考文献

近藤雅裕,第21回計算工学回講演会論文集,A-3-2.[2] 植田翔多ほか,2017年度日本機械学会年次大会,G0800104.
 稲垣健太,日本原子力学会和文論文誌,doi:10.3327/taesj.J14.051.[4] 植田翔多ほか,日本原子力学会2016年春の大会,3C05.[5] A. Mustari, et al., Annals of Nucl. Energy, 81, 26–33(2015).

*Shota Ueda¹, Masahiro Kondo¹ and Koji Okamoto¹

¹The University of Tokyo.

# MPS 法を用いた MCCI の数値シミュレーションに関する研究

Research on numerical simulation of MCCI using MPS method

*藤川 圭吾¹, 岡本 孝司¹, 近藤 雅裕¹

1東京大学大学院工学系研究科

抄録 MCCI(溶融炉心コンクリート相互反応)はシビアアクシデントの事故進展に大きな影響を与える為, 多くの研究が行われてきた。本研究では CCI 実験に基づいた体系を用いて MPS 法による数値シミュレーシ ョンを行い,コンクリートの熱分解によって生じる気体が侵食形態に影響を及ぼすことを確認した。 キーワード: MCCI, CCI 実験, MPS 法

### 1. 緒言

MCCI を模擬した CCI 実験及び CCI 実験の数値シミュレーション結果より、コンクリートの気体含有量 や気体の挙動が侵食形態に影響を及ぼすことが示唆されている^[1,2]。本研究ではこれらの結果を受け、気体 の影響時間をパラメタとしてシミュレーションを行い、侵食形態への影響を検討する。

### 2. シミュレーション手法及び結果

2-1. 手法 越塚らによって開発された粒子法の一種である MPS 法を用いて CCI 実験の体系(図 1)に基づいたシミュレーションを行う。シミュレーション条件は粒子間距離 0.01m,総粒子数 6992,時間 3600 秒である。又 Chai らによって開発された MCCI のモデルを元に,新たに輻射及び改良気体発生モデルを導入した。

改良気体発生モデルでは、熱分解に伴って発生した気体による強制対流を模擬するため、基準温度を超 過したコンクリート粒子の近傍に位置するコリウム粒子が外力を受ける。この外力が発生する時間を気体 の影響時間とし、これを変化させながらシミュレーションを行う。

**2-2. 結果** 影響時間 50 秒及び 150 秒の侵食速度のグラフを図 2,3 に示す。影響時間が大きいほど、水平 方向の侵食速度は大きくなり、鉛直方向の侵食速度は小さくなった。

### 3. 結論

気体の影響時間が侵食形態に影響を及ぼすことを確認した。又、水平方向と鉛直方向で影響は異なった。



図1 シミュレーション体系



図3 鉛直方向の侵食速度

#### 参考文献

 M. T. Farmer et al., OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report, OECC/MCCI-2005-TR05, 2006.

[2] Penghui CHAI, Masahiro KONDO, Nejdet ERKAN and Koji OKAMOTO, Numerical simulation of MCCI based on MPS method with different types of concrete, Annals of Nuclear Energy, vol. 103, 2017, pp. 227-237.

*Keigo Fujikawa¹, Koji Okamoto¹ and Masahiro Kondo¹

¹The University of Tokyo.
## Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化 (2) 全体概要と MPS 法による Spreading 解析の高度化

Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

(2) Overview and Progress on Spreading Analysis by MPS Method

*山路 哲史¹, 古谷 正裕², 大石 佑治³, 段 广涛¹

1早稲田大学,2電力中央研究所,3大阪大学

粒子法の一つである MPS 法による計算機実験、模擬溶融物流下試験、UO2 流下試験により、原子炉過酷事 故時の Ex-Vessel 溶融物挙動の機構論的な予測に取り組んでいる。

キーワード: MPS 法, 粒子法, Spreading, MCCI, ex-vessel, コリウム

#### 1. 緒言

既存の解析手法では原子炉過酷事故時に格納容器床面の sump pit 等の凹部にデブリが集中して安定冷却 が困難となる問題の正確な評価や対応策の検討が困難である。そこで本研究では、伝熱・流動・相変化を 伴う原子炉容器外(Ex-Vessel)溶融物挙動の理解の深化に取り組んでいる。粒子法の一種である MPS 法に よる計算機実験、模擬溶融物流下試験、UO₂流下試験により、機構論的な Ex-Vessel 溶融物挙動の予測を目 標としている。本発表では全体概要と MPS 法による spreading 解析の高度化について報告する。

#### 2. 研究内容

#### 2-1. MPS 法による Ex-Vessel 溶融物挙動の理解の深化(早稲田大学)

MPS 法による解析により、溶融物の広がり(spreading)停止機構および MCCI によるコンクリートの非 等方浸食機構の解明に取り組んでいる。解析対象には本事業で実施する模擬溶融物流下試験と、過去に仏 国で実施された模擬コリウムの spreading 実験(VULCANO VE-U7)、溶融炉心・コンクリート反応(MCCI) 実験(VULCANO VB-U7)を選んだ。従来の MPS 法のアルゴリズムを用いると、流体の粘性増大に伴う流 動停止が模擬できないことが明らかになった。そこで、新たなクラストモデルを開発し、重力/粘性支配 の流動において、流動先端に形成されるクラストと流動の固液相互作用の結果、クラストが次第に発 達し、やがてバルク流動をせき止めて流動停止に至る一連の溶融物 spreading 挙動を正確に予測でき ることを示した。

#### 2-2. 模擬デブリ流下試験による MPS 解析結果の妥当性の検証(電力中央研究所)

BWR Mark-I型格納容器を模した実験体系を用いて模擬デブリ流下試験を実施する。試験パラメータに、 デブリ滴下位置、流量、流体粘性係数等を選定し、デブリの三次元流下挙動を可視化すると共に、サンプ ピットや搬出口流出量の時間変化を計測する。異なる縮尺で試験し、スケール効果を定量化する。

#### 2-3. UO2 流下試験による基礎データ取得(大阪大学)

ガス浮遊させた UO₂ 試料を CO₂ レーザーで照射加熱し、落下する溶融 UO₂ 試料の挙動をハイスピードカ メラで撮影することで可視化する。試料の組成や温度等をパラメータに系統的なデータを取得する。

#### 3. 謝辞

本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-physics モデリ ングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化」の成果である。

*Akifumi Yamaji¹, Masahiro Furuya², Yuji Ohishi³ and Guangtao Duan³

¹Waseda Univ., ²Central Research Institute of Electric Power Industry, ³Osaka Univ.,

# Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化 (3) ガス浮遊法を用いた酸化物溶融物の物性評価

Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

(3) Physical property of liquid oxides measured by aerodynamic levitation

*近藤 俊樹 ', 大石 佑治 ', 牟田 浩明 ', 黒崎 健 ', 山中 伸介 '

1大阪大学

炉心溶融物の拡がり挙動の把握のために、ガス浮遊させた試料をレーザー加熱によって溶融し、試料を基 板上に落下させることで溶融試料が基板と衝突する挙動を観察できる装置を作製した。また、液滴振動法に より、溶融物の拡がり挙動と関係の深い粘性を測定できる装置を作製した。模擬物質としてアルミナ等の酸 化物を用い、液滴衝突挙動と粘性を評価した。

#### キーワード:酸化物溶融物、原子炉過酷事故、密度測定、粘性測定、ガス浮遊法

#### 1. 緒言

本研究では、炉心溶融物の①液滴の衝突挙動観察と②粘性測定により、炉心溶融物の拡がり挙動を把握す ることを最終的な目標としている。①の液滴衝突試験のために、ガス浮遊させた試料をレーザー加熱によっ て溶融させ、基板へ衝突させる装置を作製した。また、②の粘性測定のために、液滴振動法を用いた粘性測 定装置を作製した。本発表では、模擬材料としてアルミナを用いた試験結果を報告する。

#### 2. 液滴衝突試験

直径 2mm 程度のアルミナ球をガス浮遊装置で浮遊させ、CO₂ レ ーザーで加熱溶融した。これをアルミナ基板上に落下させ、その液 滴衝突の様子をハイスピードカメラで観察した。図1に 3091 K ま で加熱したアルミナの落下中の様子を示す。基板への衝突後、時間 と共に形状が変化していく様子が観察された。

#### 3. 粘性測定試験

浮遊試料にスピーカーで音波振動を印加し、振動の減衰挙動を観 察することでアルミナの粘性を得た(液滴振動法)。図2にアルミ ナの粘性測定結果を文献値と共に示す。測定値は文献値と良く一致 しており、高温になるほど粘性が低下すること確認できた。

#### 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」における「Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶 融物挙動理解の深化」の成果である。

#### 参考文献

[1] D. Langstaff, et. al., Rev. Sci. Instrum. 124901, (2016).

*Toshiki Kondo¹, Yuji Ohishi¹, Hiroaki Muta¹, Ken Kurosaki¹, Shinsuke Yamanaka¹
¹Osaka Univ.



図1 アルミナ液滴の衝突挙動



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

## [3J10-12] Thermal-hydraulics Numerical Simulation

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)

Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 3:35 PM Room J (U3-211 - U3 Building)

# [3J10] Development of a three-dimensional two-fluid thermal-hydraulic analysis code, "MIDAC-T" for PWR safety analysis

*Tadakatsu Yodo¹, Atsuyoshi Ikebe², Masaaki Katayama¹, Motoko Kawachi¹, Takayuki Suemura¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,

Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J11] Numerical simulation of wall condensation heat transfer experiment in a circular tube

*Yoichi Utanohara¹, Michio Murase¹ (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM

## [3J12] Development of multi-dimensional melt spreading behavior analysis code MSPREAD

*Akitoshi Hotta¹, Miyuki Akiba¹, Yuki Doi¹ (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority )

3:15 PM - 3:30 PM

## PWR 安全解析用 3 次元 2 流体炉心熱流動解析コード"MIDAC-T"の開発 (その 1:開発方針)

Development of a three-dimensional two-fluid thermal-hydraulic analysis code,

"MIDAC-T" for PWR safety analysis

(Phase1: Development policy)

*淀 忠勝¹, 池辺 厚慈², 片山 正晶¹, 河内 素子¹, 末村 高幸¹

¹三菱重工業,²MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング

昨今、PWR では広範囲のプラント状態に対する安全性を確認するために、より低圧・低流量流の条件まで 評価可能なサブチャンネル解析コードが求められている。三菱重工では、このような気液の分離性の高い 低圧・低流量条件における 3 次元 2 相流動及び流動状態の変化に応じた炉心 3 次元出力分布変動を適切に 評価することを目的に MIDAC-T (MIDAC - Two fluid version)を開発している。その1では、開発方針とボ イド率予測の予備的な妥当性確認結果を報告する。

キーワード: MIDAC-T, 2流体モデル, 完全陰解法, 安全解析、サブチャンネル解析コード

#### 1. 開発方針

一般的な PWR 運転条件への実 用的な適用性を確保しつつ、よ り広範囲の 2 相流現象への適 用を狙うため、MIDAC-T では、 現行のドリフトフラックス型2 相流サブチャンネル解析コー ド MIDAC⁽¹⁾が採用している完 全陰解法と非圧縮性流動場の

基本モデル流体非定常2流体6保存則燃料温度非定常径方向1次元熱伝導方程式数値解法コントロールボリューム法、完全陰解法 (IPSA)格子形3次元 Cartesian主要物理モデル相間相互作用 (ドリフトフラックス相関式)、<br/>サブクール沸騰、乱流混合プログラミング言語C++ (オブジェクト指向型設計)

表 1. MIDAC-T 基本仕様

前提を踏襲しつつ、2 流体モデルを採用する。また、PWR で特徴的 な気泡~スラグ流領域の2相挙動を精度良く予測するため、MIDAC で採用しているドリフトフラックス相関式に基づく相間摩擦モデル や実績のある物理モデルを採用する。基本仕様を表1に示す。

#### 2. 従来解析条件への適用性

PWRの設計/Non-LOCA冷却材条件下の5×5管群試験体ボイド率変 化を測定した OECD/NEA PSBT^[2]を対象にボイド率予測の妥当性を 確認した。その結果、図1に示すように MIDAC-T のボイド率予測は 試験に対して良い一致を示す。



#### 参考文献

- [1] T.Yodo, et.al, "Development of A Sub-Channel Analysis Code "MIDAC" for Core Thermal-Hydraulic Design and Safety Analysis in PWR Plants", ICONE25-67657, Shanghai, China, (2017).
- Japan Nuclear Energy Safety Organization, "OECD/NEA Benchmark based on NUPEC PWR Subchannel and Bundle Tests (PSBT)", JNES/SAE-TH08-0019, (2009).

^{*}Tadakatsu Yodo¹, Atsuyoshi Ikebe², Masaaki Katayama¹, Motoko Kawachi¹ and Takayuki Suemura¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ²MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd.

## 数値シミュレーションによる壁面凝縮熱伝達実験の再現

Numerical simulation of wall condensation heat transfer experiment in a circular tube

*歌野原 陽一1, 村瀬 道雄1

1(株)原子力安全システム研究所

冷却材喪失事故(LOCA)における PWR 原子炉格納容器(CV)では、壁面凝縮熱伝達が CV 内温度の主要な 影響因子と考えられる。壁面凝縮熱伝達の数値流体計算(CFD)モデルを確立するため、壁面凝縮熱伝達 実験を対象に数値計算を行い、温度分布、および壁面熱流束の再現性を検討した。

キーワード:壁面凝縮熱伝達,冷却材喪失事故,格納容器,数値シミュレーション

1. 緒言 PWR の LOCA 時における CV 健全性評価の一環として、CFD による LOCA 時の温度・圧力の 予測に取り組んでいる[1]。CV 内の圧力・温度変化に影響する主要因子として、壁面凝縮伝熱が想定され るため、壁面凝縮伝熱量を実験で測定し[2]、実験を対象とした CFD に取り組んでいる[3][4]。

2. 実験・計算条件 配管内径 *D* = 49.5 mm, 肉厚 5.5 mm の伝熱管内に蒸気・空気混合流 (蒸気流量 5.9 g/s, 空気流量 9.0 g/s、約 87℃)、伝熱管外面に冷却水(約 20℃)をそれぞれ流し、混合気体、伝熱管壁内、冷却水の温度分布を計測した[2]。前報[4]では図1に示すように壁内と冷却水の温度分布をうまく予測できなかったため、今回は冷却水領域を除外し、伝熱管外面に実験で得られた温度分布を境界条件として与えた。 伝熱管内面は凝縮伝熱を考慮している。

3. 結果 温度分布(図1)に関して、混合気体だけでなく壁内の分布も合理的に再現できるようになった。 また、壁面熱流束(図2)は、入口直後など局所では差は大きいが、定性的な傾向は再現できた。領域平均 値で実験では 33.3 kW/m² に対し、計算値はこれまで半分程度(15.5 kW/m²)の過小評価だったが、実験値 とほぼ同等の値(33.2 kW/m²)を再現できた。



#### 参考文献

[1]歌野原ら,原子力学会 2017 春, 3K15, [2] Mori et al., ICAPP2017, No. 17418, [3] Utanohara et al., ICAPP2017, No. 17394,
[4]歌野原ら,原子力学会 2017 秋, 2E08

*Yoichi Utanohara1 and Michio Murase1

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

#### 多次元溶融物拡がり挙動解析コード MSPREAD の開発

#### コード設計及び模擬物質を用いた実験に基づく妥当性確認

Development of multi-dimensional melt spreading behavior analysis code MSPREAD

Code structure and validation based on simulant test data

*堀田 亮年、秋葉 美幸、土井 悠生

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

高温溶融物の床面上での多次元的拡がり挙動を解析するコード MSPREAD を開発している。浅水方程式に より2次元拡がり挙動を扱い、固相率の変化による粘性増加、クラスト形成及び熱伝達による除熱挙動を モデル化している。本稿では、1次元模擬物質実験データに基づく妥当性確認結果を示す。

キーワード:重大事故、溶融物拡がり、MCCI、キャビティ、MSPREAD

1. 緒言 キャビティ床面での高温溶融炉心の拡がり挙動は、冷却過程における粘性変化及びクラスト形成 等の固化が非均一に進むため非等方的に進展する。その要因として、溶融物組成、床面及び上面(雰囲気 又はプール水)との伝熱状態等が、様々な局所的要因により影響されることが考えられ、解析モデルには 主要な要因をモデル化する必要がある。また、実機評価の観点からは、溶融物性として模擬物質からプロ トタイプまでを対象とし、コンクリート材の溶込みを考慮した物性値ライブラリを組み込む。妥当性確認 の対象となる実験としては1次元的な長尺流路条件から始め、2次元流路条件に拡張していく計画である。 (保存式及び構成式) 溶融物の拡がりは、落下時の運動量及び静水頭を主な駆 2. 解析コードの基本仕様 動力としている。計算時間を抑制しつつ非等方的拡がりを扱うため、溶融物厚み方向を積分した2次元浅 水方程式を適用する。溶融物のせん断応力項は、層流領域及び乱流領域を区別し、後者については、クラ スト表面粗さ及び粘性底層を考慮した複数モデルにより表現する。 溶融物の実効的粘性は、液相線–固相線 から導出する固化率に従い増加する Ramacciotti [1]等のモデルにより表す。その際、複数成分の酸化物溶融 物に、コンクリート及び金属の混入を考慮する物性値モデルをリンクする。また、上面及び底面における クラスト形成並びに溶融物とクラスト境界における摩擦を考慮する。除熱メカニズムとしては、溶融物–ク ラスト境界、上部クラスト–雰囲気(又はプール水)境界、そして下部クラスト–コンクリート境界におい て熱伝達及び熱伝導を考慮する。

(離散化と数値解法)離散化は2次元デカルト座標系とし、大きな粘性係数を陰的に扱うことが必要である。また、浅水方程式は圧縮性流体と構造が類似しており、実績のある解法であるAUSM+-up法[2]を適用する。離散化は圧縮性流体に対してセル境界の流束を計算しやすいコロケート格子を適用する。

3. 検証及び妥当性確認 クラスト成長等、組み込まれたモデルに関する解析解との比較による検証を実施 した後、旧カールスルーエ研究センター(FZK)において実施された、模擬物質-長尺セラミック床面の組 み合わせに基づくメルトスプレッド実験 KATS-12に対する解析を実施した。本解析では、図1(a)に示す体 系に対し、同図(b)に示すメッシュ体系にて粘性モデルを中心に感度解析を実施した。その結果、拡がり先 端位置を良好に予測できることを確認し、既往の解析コード THEMA との比較においても同等の予測結果 を示しており[3]、基本モデル及び数値化ア

プローチが妥当であることを確認した。

4. 謝辞 本稿では、アドバンスソフト(株) の波田地洋隆氏のご協力を頂いた。ここに 謝意を表する。

参考文献

[1]M. Ramacciotti, F. Sudreau, C. Journeau

```
and G. Cognet, NED, 204, 377-389(2001).
```

[2]P.A. Ullrich, et al, J. of Comp. Physics, **229**,

61004-6134(2010).

[3]B. Spindler and J-M Veateaux,

溶融プ・ -ル  $W_{\rm B}$  $W_{\rm G}$  $L_{\rm B}$  $L_{G}$ 放流ゲート KATS12 (Oxide) 382 367 140 43 頃斜部  $H_{G}$  $L_{f}$  $H_{\rm f}$  $W_c$ 50 110 70 250 基盤部 単位:mm Wc L (a) KATS12 実験体系 溶融模擬物 : Al₂O₃, SiO₂, FeO, MgO, Others 溶融物初期温度 : 約2030℃ 基盤物質:Cordierite ceramics 雰囲気, 298K, 大気圧 流入速度:12.752 (1/s)-0(1/s) in 10.4 sec 251 × 10 [cell] 12.1 [m] MSPREAD KATS12 放流 フリースリッフ Time (sec) (b) KATS12実験結果及び他コードとの比較

図1 KATS12実験結果に基づくMSPREADの妥当性確認[3]

* Akitoshi Hotta, Miyuki Akiba, Yuki Doi Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

CEA-R-6053(2004).

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

## [3J13-15] Density Stratification and Natural Convection

Chair: Yasushi Saito (Kyoto Univ.) Wed. Mar 28, 2018 3:35 PM - 4:25 PM Room J (U3-211 - U3 Building)

# [3J13] CIGMA experiment and CFD analysis on density strtification breakup in a containment vessel

*Satoshi Abe¹, Masahiro Ishigaki¹, Yasuteru Sibamoto¹, Taisuke yonomoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:35 PM - 3:50 PM

[3J14] Investigation on heat transfer characteristics of reactor cavity cooling system for high temperature gas-cooled reactor

*Seisuke Hosomi¹, Shuhei Yamaguchi¹, Tomoyasu Akashi¹, Tatsuya Matsumoto¹, Wei Liu¹, Koji Morita¹, Kuniyoshi Takamatsu² (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

# [3J15] Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

*Tetsuaki TAKEDA¹, Tomoya SHIGA¹ (1. University of Yamanashi) 4:05 PM - 4:20 PM

## 原子炉格納容器内密度成層侵食・崩壊に関する CIGMA 実験とその解析

CIGMA experiment and CFD analysis on density stratification breakup in a containment vessel

*安部 諭¹, 石垣 将宏¹, 柴本 泰照¹, 与能本 泰介¹ ¹日本原子力研究開発機構

本研究グループで遂行している ROSA-SA プロジェクトでは、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内 水素挙動の理解を目指して、大型模擬格納容器 CIGMA 装置を用いて、空気および水蒸気ジェットによる 密度成層侵食・崩壊実験を行っている。本発表では、密度成層侵食・崩壊に関する CIGMA 実験とその CFD 解析の結果について報告する。

キーワード: ROSA-SA, CIGMA, 原子炉格納容器, 密度成層, 数値流体力学

1. 緒言 シビアアクシデント時には、水-ジルコニウム反応で発生した水素により爆発が生じ、原子炉建屋 や格納容器の健全性が脅かされる可能性がある。格納容器内水素挙動把握に関する代表的実験として、密 度成層侵食・崩壊実験が挙げられ、OECD プロジェクトなど模擬格納容器を使って多くの大型実験が行わ れている[1]。本報では、原子力機構で進めているシビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動把握のた めの ROSA-SA プロジェクト[2]で行われた、大型模擬格納容器実験装置 CIGMA での、鉛直噴流による密 度成層の侵食・崩壊実験について述べる。

2. CIGMA 装置概要と実験内容 CIGMA 装置試験部は直径 2.5 m、高さ 11 m の円筒形で、気体温度、各ガス種濃度、流速分布を計測できる。本年度 CIGMA で行った実験では、試験容器底部に接続される配管を開放し、大気圧条件を維持できるようにして、試験容器上部(高さ z=6~10 m)に水素の代替気体であるヘリウムと空気の混合ガスによる密度成層を形成し、容器中段(z=5.4 m)に設置した直径 8.3 cm の上向きノズルから平均流速 7.1 m/s の空気噴流を成層に向けて放出した。

3. 実験結果 図1に各計測位置でのヘリウム濃度 の時系列データを示す。z=7.7 mでは、噴流の放出 開始(0 s)直後にヘリウム濃度が低下し、容器下部 と同程度になっている。これは、噴流の成層への 突入により、急速な乱流混合が生じていることを 示している。さらに、z=8.9~10 mの時系列デー タでは、成層侵食が進行するにつれて噴流の到達 位置が高くなること、および噴流が到達した高さ では急激にヘリウム濃度の低下が生じることが示



図1CIGAM 実験結果(ヘリウム濃度時系列)

されている。発表では、この実験に関する CFD 解析についても報告する。

**謝辞** 本研究は,原子力規制委員会原子力規制庁より受託した「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託 費(軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査)事業」の一部として実施した。

#### 参考文献

[1] D. Paladino et al., ICAPP 2014, paper 14322, 2014

[2] T. Yonomoto et al., Nureth-16, pp. 5341-5352, 2015

*Satoshi ABE¹, Masahiro Ishigaki¹, Yasuteru Sibamoto¹ and Taisuke Yonomoto¹, ¹Japan Atomic Energy Agency

## 高温ガス炉における受動的冷却設備の伝熱特性に関する検討

Investigation on heat transfer characteristics of reactor cavity cooling system for HTGR

*細見 成祐¹,山口 修平¹,明石 知泰¹,松元 達也¹,劉 維¹,守田 幸路¹,高松 邦吉² ¹九州大学,²日本原子力研究開発機構

高温ガス炉に採用が検討されている受動的原子炉キャビティ冷却システムの熱的成立性の評価に資する ため、スケールダウンした試験体(スケールモデル)を用いて伝熱実験及び解析を行い、自然対流及びふく 射による熱伝達特性について定量的な知見を得た。

キーワード:高温ガス炉,原子炉キャビティ冷却システム,ふく射伝熱,スケールモデル,伝熱実験

1. 緒言 高温ガス炉では自然対流及びふく射伝熱によって受動的に炉心から除熱する原子炉キャビティ冷 却システム(RCCS: Reactor Cavity Cooling System)の採用が検討されている[1]。本研究ではこの RCCS の熱 的成立性の評価に資するため、約 20 分の1 のスケールモデルを用いて伝熱実験及び解析を行い、その熱伝達 特性を把握した。

2. 実験 図1に概略を示すスケールモデルは、厚さ3 mmのスティール壁の密閉容器であり、青色で示した 冷却面(2,3,8,9,15 面)以外は断熱材で覆われている。また、ヒータを内包する加熱部、接続部及び外部雰 囲気に放熱する冷却部は、それぞれ、実機での原子炉圧力容器の外表面、原子炉キャビティ、冷却室に相当 する。実験では、加熱面(1H 面)温度を 400℃一定に保ち、加熱面や冷却面の放射率をパラメータとして、 ふく射伝熱の寄与を変化させたときの壁面温度および熱流束を定常状態で測定した。ここでは、加熱面及び 冷却面外壁の放射率が、それぞれ、0.18 及び 0.22 のケースを基準とし、加熱面を塗装して放射率を 0.94 としたケース、加えて冷却面外壁も塗装して放射率を 0.94 としたケースを比較している。その他の装置内壁 の放射率は 0.12 である。

3. 解析・結論 本実験におけるスケールモデル内部でのふく射伝熱量を把握するため、図2に示す冷却面内 壁の温度測定結果を用いて、ふく射の指向特性を考慮できるモンテカルロ法[2,3]による評価を行った。図3 に結果を示す。加熱面の放射率を大きくすることで、加熱面から冷却面へのふく射伝熱量が大幅に増加し、 スケールモデルからの放熱量が40~50%程度増加した。また、投入熱量に対するスケールモデル内部でのふ く射伝熱量は、基準ケースで約20%、加熱面塗装、加熱面及び冷却面塗装のケースともに約60%であった。 今後、冷却部へのふく射熱伝熱や外部雰囲気への放熱量を向上するための方策について検討を行う。

**参考文献** [1] K. Takamatsu et al., Ann. Nucl. Energy, 96, 137-147, 2016. [2] 倉敷他 3 名, 安全工学, 49(1), 20-27, 2010. [3] 小島他 2 名, 日本建築学会計画系論文集, 547, 9-16, 2001. 謝辞 本研究は、JSPS 科研費 15K06676 の助成を受けたものです。



*Seisuke Hosomi¹, Syuhei Yamaguchi¹ Tomoyasu Akashi¹ Tatsuya Matsumoto¹ Wei Liu¹ Koji Morita¹and Kuniyoshi Takamatsu² ¹Kyushu Uniy., ²JAEA.

## 超高温ガス炉減圧事故時の空気浸入挙動の研究 (3)破断位置が自然循環流発生時刻に及ぼす影響

Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

(3) Influence of pipe rupture position on onset time of natural circulation

*武田 哲明1,志賀倫哉1

1山梨大大学院

第四世代原子炉の一つである超高温ガス炉の減圧事故時には,配管破断により空気が浸入する場合を想 定しなければならないが,事故後直ちに空気が浸入する可能性は低いとされている.ここでは,配管の破 断位置の違いが空気浸入及び自然循環流の発生時刻に及ぼす影響について考察した.

キーワード: VHTR, 減圧事故, 空気浸入, 多成分気体混合, 自然対流, 分子拡散

#### 1. 緒言

超高温ガス炉の原子炉設計を行う際に想定事象の一つである一次冷却系主配管破断時の空気浸入事象に おいては原子炉内の高温高圧のヘリウムガスが格納容器内に破断口から噴出し,原子炉内外の圧力が均圧 した後,多成分気体の分子拡散と局所的な自然対流及び原子炉内を一巡する混合気体の自然循環流,ある いは不安定密度成層下での密度置換流など,密度の異なる気体の複雑な混合現象が生じる.今後の超高温 ガス炉の安全設計に関して,これらの現象が重畳する場合の空気浸入過程を明らかにしておくことは,設 計上の安全裕度を確定する上でも重要である.

#### 2. 破断口位置及び炉内構造物による現象の考察

JAEA が所有する高温工学試験研究炉(HTTR)に代表されるような原子炉の下部に一次冷却系配管が 位置する場合に配管が破断すると、一般的には破断口上部の炉内には密度の小さい気体が、破断口下部に は密度の大きい空気とヘリウムの混合気体が存在するため、炉内外が均圧後、直ちに混合気体が浸入する 可能性は低い.この場合、炉内の流路構成は逆U字型流路となるが、単純な流路の場合、高温側が並列流 路の場合、局所的に自然対流が発生している場合については、実験及び数値解析を行い、黒鉛が酸化する 場合についても同様に考察してきた[1-7].これらは全て、配管の破断位置が原子炉下部を想定した場合で あり、HTTR を参考に検討してきたものである.これまでに行った実験結果について、高温側流路の加熱 壁平均温度を横軸に、配管破断後に流路下部から密度の大きい成分気体の自然循環流が発生する時刻を縦 軸にとった結果を図1に示す。加熱流路の高さが約 1m 以下の場合でも加熱流路側に局所的な自然循環流 や自然対流が発生している場合には自然循環流の発生時刻は短くなっている.加熱流路に黒鉛を用いて実 際に酸化反応を生じさせた実験結果では、発生する一酸化炭素や二酸化炭素は自然循環流の発生時刻に大

きな影響を与えないことも分かる. ここでは炉心下部の配管長の影響についても考察し,自然循環流の発生時刻の考察結果を報告する. 本研究は JSPS 科研費 JP16K14535 の助成を受けたものである. 参考文献 [1] T. Takeda and M. Hishida, *Nucl. Eng. Des.*, **135**, 341 (1992), [2] *Int. J. of Heat and Mass Transfer*, **39**, 527 (1996), [3] *Nucl. Eng. Des.*, **200**, 251 (2000), [4] T. Takeda, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **240**, 2443 (2010), [5] *Nucl. Eng. Des.*, **271**, 417 (2014), [6] *Nucl. Eng. Des.*, **306**, 108 (2016), [7] Proc. of HTR 2016-18632



*Tetsuaki Takeda1

¹University of Yamanashi

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

## [3K01-03] Application of Wireless Technology and Operation

## Management

Chair: Atsushi Fushimi (Hitachi)

Wed. Mar 28, 2018 10:05 AM - 10:55 AM Room K (U3-311 - U3 Building)

## [3K01] WIRELESS SYSTEM FOR CONTROLLING ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT

*Takahiro Shirota¹, Hidehiko Kuroda¹, Naotaka Oda¹, Shigeru Odanaka¹, Takeshi Hasegawa¹, Yoshiro Ikeda¹, Hiroyuki Nishikawa² (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. Toshiba Corporation )

10:05 AM - 10:20 AM

## [3K02] WIRELESS SYSTEM FOR CONTROLLING ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT

*hidehiko kuorda¹, takahiro shirota¹, jumpei ogawa², tooru takanaka², hiroyuki nishikawa², yoshiro ikeda¹, takeshi hasegawa¹, shigeru odanaka¹, naotaka oda¹ (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION, 2. Toshiba Corporation )

10:20 AM - 10:35 AM

## [3K03] IC was no operation between earthquake and tunami in F1 No.1 Reactor(2)

*Kiyoshi Yoneyama¹ (1. H.O.Yoneyama) 10:35 AM - 10:50 AM

## 原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発(Ⅲ) - 無線ネットワークの通信品質検証 -

WIRELESS SYSTEM FOR CONTROLLING ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT (III)

- VERIFICATION OF THE COMMUNICATION QUALITY OF A WIRELESS NETWORK -

*代田 孝広¹, 黒田 英彦¹, 小田 直敬¹, 小田中 滋¹, 長谷川 健¹, 池田芳朗¹, 西川浩行² ¹東芝エネルギーシステムズ株式会社,²株式会社 東芝

無線技術を原子力プラントで使用する場合、他設備への電磁ノイズ干渉や電波漏えいによる情報傍受が 懸念される。本システムでは無線通信時の電波強度分布を考慮したアンテナ形状や配置により、特定のエ リアとの無線通信を行うことでこの問題を解決するとともに、データ通信に十分な通信品質も確保する。 **キーワード**:保守点検,無線通,電磁ノイズ,通信品質

#### 1. 緒言

近年、一般産業において保守点検などに無線通信システムの導入¹¹が進む一方、原子力プラントでは無 線通信時のセキュリティ及び安全系機器への電磁ノイズ干渉、さらに通信品質の不安定性が課題となって 無線技術の導入が進んでいない。無線通信は電波の反射や回折などで思わぬところまで電波が届いてしま うなど通信範囲の管理が難しいが、センサや端末などで計測したデータを即座に収集して作業工程管理な どを行うことで、定期点検の大幅な作業効率向上が見込める。そこで、特に電磁ノイズ干渉と通信品質に 着目し、電磁ノイズ干渉の影響や情報伝達の確実性を考慮した無線通信ネットワークについて開発してい る。ここでは、"Wi-Fi"と"Bluetooth"を用いた無線ネットワークにおける通信品質の検証結果を報告する。

#### 2. 無線ネットワークの通信品質試験

指向性アンテナを用いた"Bluetooth"モジュールで、プラント内のセンサデータを模擬したデータによる 通信を行い、周囲に金属や壁がある場合や距離を変えた場合の通信エラー率、通信速度、電波強度を計測 した。その結果を表1に示す。本研究開発が想定するセンサデータは変化が少ないため補間可能であり、

約 0.22%の通信エラー率は許容範囲内となる。 また、通信速度は約 105kbps であるが、セン サデータサイズは 23byte(184bit)を想定する ため、十分な通信速度であることが分かった。

Γ		見通しのよい場所			金属の横			壁の横		
	距離[m]	エラー率	電波強度	通信速度	エラー率	電波強度	通信速度	エラー率	電波強度	通信速度
		[%]	[dBm]	[kbit/s]	[%]	[dBm]	[kbit/s]	[%]	[dBm]	[kbit/s]
	1.00	0.0025	-32.38	106.55	0.0000	-38.00	106.64	0.0276	-32.19	106.42
	5.00	0.0425	-54.61	106.29	0.0800	-56.74	105.95	0.0000	-48.63	106.54
	10.00	0.2225	-60.44	104.91	0.0325	-59.50	106.29	0.0025	-53.83	106.59
	15.00	0.1399	-63.33	105.47	0.1100	-63.15	105.74	0.0429	-60.82	106.40

#### 3. 結論

"Bluetooth"を用いて通信エラー率、通信速度、電波強度に関する通信品質試験を実施した。通信エラー が約0.22%発生したが、連続的な通信エラーは発生していないためデータ補間が可能である。また、通信 速度も十分なため、発電プラント内でデータ通信を行うために十分な通信品質が確保できることを確認し た。また、通信速度の速い"Wi-Fi"を用いることで複数台の端末と同時通信を行うことが可能となるが、40 箇所のセンサデータを同時に収集した場合の通信エラー率は0.5%になることを机上計算により確認した。

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

#### 参考文献

[1]南里,ワイヤレス計装のプラント設備への適用に向けた機能検証,新日鉄住金エンジニアリング技報,Vol.6,65-70,2015

^{*}Takahiro Shirota¹, Hidehiko Kuroda¹, Naotaka Oda¹, Shigeru Odanaka¹, Takeshi Hasegawa¹, Yoshiro Ikeda¹, Hiroyuki Nishikawa² ¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²Toshiba Corporation

## 原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発 (Ⅳ)無線システムの機能検証

Wireless System for Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

#### (IV) Function Test for Wireless Control System and Application

*黒田 英彦¹, 代田 孝広¹, 小川 純平², 高仲 徹², 西川 浩行², 池田芳朗¹, 小田中 滋¹, 長谷川 健¹, 小田 直敬¹

1東芝エネルギーシステムズ株式会社,2株式会社 東芝

無線機器を原子力プラントで使用する場合、設備への電磁ノイズ干渉、通信傍受への対策が課題となる。 電波分布をオンライン制御することで指定設備への電磁放射及び計画領域外への電波漏洩を防止し、さら にデータの容量や伝送周期の要求から最適な暗号処理を行い、通信傍受へのセキュリティを強化する。 キーワード:情報端末,ワイヤレスセンサ,無線通信,通信傍受,情報漏えい,サイバーセキュリティ

#### 1. 緒言

原子力プラントでは、無線端末による保守点検作業の効率化、さらには端末位置に基づく作業管理、ワ イヤレスセンサを適用することでのケーブル物量の削減や計測データの拡充など無線技術で各種効果が期 待できる^[1]。通信傍受は電波分布をオンライン制御して計画領域外へ拡散させないことに加え、通信デー タを暗号化して防止する。無線端末のデータは 100MB 程度の容量になることがあり、ワイヤレスセンサの データは1秒間隔で定期的に伝送する必要がある。このため、暗号処理に作業員が許容できないほどの時 間がかかる場合や、要求時間内に処理できない場合があり、暗号処理の最適化が必要である。ここでは原 子力プラントで想定される通信データの容量や伝送周期から検討したセキュリティ処理について報告する。

#### 2. 暗号処理時間の検討

通信データの伝送時間について、ワイヤレスセンサは多く の監視系モニタの仕様である1秒、無線端末は作業員が許容 できる60秒を目標とする。信頼性が高い暗号手法には共通鍵 及び公開鍵等の方式があり、データ容量で処理時間が異なる。

そこで模擬データに対する暗号処理時間を試験で評価した 結果を図1に示す。監視系モニタの信号は1KB未満の固定長 データであり、1秒以内を満足する共通鍵方式のうち、その特 性からブロック式が適する。無線端末では100MB程度の図書 データを伝送する可能性があり、いずれのデータ容量でも処 理時間が最小であるストリーム式の共通鍵方式が適する。



#### 3. 結論

無線システムの暗号方式について、1KB 未満の容量である監視系モニタの信号にはブロック式の共通鍵 方式が適し、100MB 程度のデータを伝送する無線端末にはストリーム式の共通鍵方式が適する。引き続き、 この結果に基づいてワイヤレスセンサ及び無線端末へ暗号処理を実装し、試験で伝送時間を検証する。

#### 参考文献

 H. M. Hashemian et al., "Wireless Sensor Applications in Nuclear Power Plants", Nuclear Technology Vol.173, No1, P8-16, (2011).

*Hidehiko Kuroda¹, Takahiro Shirota¹, Jumpei Ogawa², Tooru Takanaka², Hiroyuki Nishikawa², Yoshiro Ikeda¹, Shigeru Odanaka¹, Takeshi Hasegawa¹ and Naotaka Oda¹ ¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²Toshiba Corporation

## 福一1号機 IC は地震から津波まで運転停止(2) 敦賀第一原発 IC の作動記録考察

IC was no Operation between Earthquake and Tunami in F1 No.1 Reactor(2)

Observation of IC-operation Record at Turuga-Daiichi Nuclear Power Plant

#### *米山 潔(H.O.米山)

The so-called IC operations between earthquake and tunami on 3.11 are clearly denied by Yoneyama and Watanabe at Atomic Energy Society of Japan. The genuine model of IC operation would be introduced with the Turuga emergency chart twice. The essence is shown by the difference of heat absorption cycle by apparent and latent.

キーワード:非常用復水器(IC)、福一原発1号炉、事故時運転操作手順書、敦賀第一原発

#### 1. 緒言

3.11の東日本大地震において、福一1号機のICは津波到着迄、4回作動したと報告されている。しかし、 筆者らは記録データを一見して矛盾に気付き、公開されている圧力・水位記録を分析研究してきた。

ICを設置した原発は少なく、敦賀原発で記録された2例は重要と認識した¹⁾。福一1号機のIC 圧力を簡 易計算した結果、当初2台作動し続く3回は1台作動というのは、1台作動の圧力降下速度が相対的に速 すぎること、水位に SRV による突沸が記録されていることから、IC 作動報告に誤りがあり、主として SRV と HPCI による操作と推定した²⁾。そして実際に SRV と HPCI 作動として記録データをトレースして解説し た³⁾。更に、事故時運転操作手順書を読み直し運転員は HPCI と SRV を優先すると確信した⁴⁾。

今回は、敦賀第一原発と福一の IC 記録を比較し、1台作動の圧力降下速度が相対的に速すぎるという、 今迄の研究結果を補強するとともに、IC 作動に関する新たに得られた知見を報告する。

#### 2. 記録データ整理と分析

緊急停止作業で燃料棒挿入後、隔離された反応炉に IC から冷却水が流入すると圧力と温度が下がる。反応炉内は飽和状態にあるので圧力と温度は一定の関係があり換算できるので、解析し易い圧力を選択した。 公開された IC 作動記録データは少ない。表1. に敦賀原発の2例チャートから読み取った圧力降下速度

を記す。一般に、緊急停止の初期段階では崩壊熱が大きく低下すると言われ、順次圧力降下速度が上昇すると予想されたが、殆ど変化していないことが分かる。この理由は、IC 作動後に冷却水が沸騰するまで順次温度上昇するので、冷却能力が下がる。入熱と除熱の双方が順次低下するので相殺したと考えられる。

同じように津波到着までの福一1号機のIC 圧力記録チャートから圧力降下速度を読み取って表1に記した。1台作動の2~4回目までが平均を中心に散らばっていて、敦賀原発の例と良く一致する。しかし、2台作動の1回目が2~4回目と変わらないのは工学的におかしい。直接的な説明ではないが、溜まった水をポンプ1台と同じ能力のポンプ2台で排出時間が同じはありえない。詳細に検討すると、少なくとも福一1号機の1回目の圧力降下速度は2倍以上でなければならないことが分かった。

今回の研究で、我々は IC 作動に関して大きな誤解があったことも分かった。それは、IC 作動の初期段階 40 分程度は冷却水が沸騰点の 100℃に至らないのでジェット音も大規模の蒸気噴出もないことである。

#### 3. 結論

今回は、敦賀第一原発のICE力チャートから圧力降下速度を読み取り、福一のデータと比較することで、 定説となっている「津波到着までICは最初2台作動、後の2~4回は1台作動」がありえないことを立証 した。今後も研究を継続していくが、市井の技術者として限界を感じている。有志の参加を望んでいる。 謝辞:励ましを頂いた木下冨雄氏と、データ収集等のご支援を頂いた渡邊一男氏に御礼を申し上げる。

作動	敦賀第一 IC	C作動記録1	敦賀第一 IC 作動記録 2		福一の IC 作動記録					
順序	圧力降下データ 2003/12/19		圧力降下データ 2004/06/08		圧力降下データ 2011/03/11					
	経過時間(min) 速度(MPa/min)		経過時間(min)	速度(MPa/min)	経過時間(min)	速度(MPa/min)				
1	3.3 (1台)	1.9	3.0 (1 台)	1.7	6(2台)	2.7				
2	9.0 (1 台)	1.9	12.6 (1 台)	1.9	27 (1 台)	2.8				
3	14.4 (1台)	1.8	18.2 (1台)	1.6	33 (1 台)	2.2				
4	21.2 (1 台)	1.6	27.0 (1 台)	1.5	42 (1 台)	2.4				
5	31.2 (1 台)	1.8	37.3 (1台)	1.5						
平均	1.80			1.64		2.53				

表1. IC 作動記録データから求めた圧力降下速度

参考文献

[1][2][3]米山潔、渡邊一男 全電源喪失時における反応炉状況把握技術の提案(2).(3).(4). 原子力学会 2016 年春季大会予稿集 [4] 米山潔 福一1号機 IC は地震から津波まで運転停止 原子力学会 2017 年春大会予稿集

*Kiyoshi Yoneyama (H.O. Yoneyama)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

## [3K04-07] Evaluation Technology and Plant Safety Assessment

Chair: Noritoshi Minami (CRIEPI)

Wed. Mar 28, 2018 10:55 AM - 12:00 PM Room K (U3-311 - U3 Building)

[3K04] Comparison of calculation results between KENO and MCNP codes as for irregular rod pitch in cask model

*Hiroshi Unehara¹, Hironori Mizobuchi¹, Naotsugu Kikuchi¹, Masayuki Kanno¹, Naoto Kubota¹ (1. OCL Corporation)

10:55 AM - 11:10 AM

[3K05] Failure risk evaluation of acceptance criteria for Japanese RPV integrity evaluation method against pressurized thermal shock events *Takeshi Murakami¹, Takatoshi Hirota¹, Kenichi Nakashima² (1. Mitsubishi Heavy Industries,

LTD., 2. Cenral Research Institute of Electric Power Industry) 11:10 AM - 11:25 AM

# [3K06] Effect of repressurization on integrity evaluation of reactor pressure vessel using probabilistic fracture mechanics

*Takashi Suzuki¹, Masahide Suzuki¹, Kenta Murakami¹, Jinya Katsuyama², Yinsheng Li² (1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency) 11:25 AM - 11:40 AM

[3K07] AP1000[®] safety assessment for beyond design basis events *Yukitaka Yamazaki¹, James H Scobel², Richard F Wright² (1. Westinghouse Electric Japan Ltd., 2. Westinghouse Electric Company) 11:40 AM - 11:55 AM

## キャスク内の不均等な燃料棒配列における KENO コード及び MCNP コードによる計算結果の比較

Comparison of calculation results between KENO and MCNP codes

as for irregular rod pitch in cask model

*畝原 啓¹, 溝渕 博紀¹, 菊池 尚嗣¹, 菅野 正行¹, 久保田 直人¹ ¹株式会社オー・シー・エル

KENO コードと多群断面積を用いて不均等な燃料棒配列を評価する場合、断面積処理には形状的な近似 が含まれるが、MCNP コードでは断面積処理を行わない忠実な評価が可能である。キャスク内の不均等な 燃料棒配列に関する評価を KENO コード及び MCNP コードで実施し、計算結果を比較した。 **キーワード**:未臨界解析,断面積,KENO, MCNP,キャスク

#### 1. 緒言

KENO コードでは、キャスク内の燃料集合体モデルに使用される断面積処理はバスケット格子内に配置 される均等な燃料棒配列に基づく単位燃料棒セル体系で行われるため、不均等な燃料棒配列を想定した臨 界評価では断面積処理の際に形状的な近似が必要となる。そこで、一定の不均等な燃料棒配列を仮定した 評価を実施し、形状的な近似の影響の度合を確認した。また、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく解 析コードであり断面積処理の不要な MCNP コードを用いて、KENO コードと同様のモデルで計算を実施し、 キャスク内の不均等な燃料棒配列に関する計算結果を比較した。

#### 2. 解析モデル

#### 2.1 キャスク

キャスクは PWR 燃料を 24 体収納可能な輸送貯蔵兼用キャスクを仮定した。バスケットは炭素鋼製であ り、燃料を収納するバスケット格子間には中性子吸収材としてボロン入りアルミニウム合金を配置してい る。また、容器内は完全に水で満たされているものとした。

#### 2.2 燃料集合体

燃料集合体は仮想的な 17×17 燃料を仮定した。評価は燃料が健全な場合(均等配列)と、軸方向の一部の 領域で燃料棒が不均等に配列した場合の2ケースを実施した。燃料棒の不均等配列は様々なパターンが想 定されるが、本計算では図1に示す配列の燃料集合体モデルとした。KENO コードの断面積処理で入力す る単位燃料棒セルの形状は複数の形状近似を検討した。

#### 3. 結論

KENO コードと MCNP コードの計算結果の比較を図2に示す。KENO コードでは断面積処理上の形状近 似を複数検討したが、いずれの場合においても実効増倍率への影響は小さかった。また、KENO コードと MCNP コードの比較結果も同様であった。図1のような燃料集合体モデルではKENO コードの断面積処理 上の形状近似の実効増倍率への影響は小さいと考えられる。



^{*}Hiroshi Unehara¹, Hironori Mizobuchi¹, Naotsugu Kikuchi¹, Masayuki Kanno¹ and Naoto Kubota¹

¹OCL CORPORATION

## 国内の原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象に対する健全性評価手法における 許容基準に相当する破損リスクの評価

Failure risk evaluation of acceptance criteria for Japanese RPV integrity evaluation

method against pressurized thermal shock events

*村上 毅1,廣田 貴俊1,中島 健一2

1三菱重工業株式会社,2電力中央研究所

国内の原子炉圧力容器(RPV)の中性子照射脆化を踏まえた加圧熱衝撃(PTS)事象に対する健全性評価手法 は、決定論的破壊力学に基づいているが、その許容基準に相当する破損リスクを評価するため、確率論的 破壊力学(PFM)解析を行ない、米国の基準と比較した。

キーワード:原子炉圧力容器,加圧熱衝撃事象,健全性評価,確率論的破壊力学,破損リスク

#### 1. 緒言

JEAC4206^[1]に規定された RPV の PTS 事象に対する健全性評価手法は決定論的破壊力学に基づくもので あり、亀裂の想定や過渡、破壊靭性等の個々の入力パラメータに一定の保守性を見込んで評価している。 一方、米国ではこれらパラメータに確率的な分布を与えて PFM 解析を行ない、PTS 事象による RPV の破 損リスク(亀裂貫通頻度(TWCF)を指標として評価される)が1×10⁶[/炉・年]を下回るようにスクリーニング 基準を設定している。国内でも確率論的リスク評価の活用が進められていることから、JEAC4206 の PTS 評価手法の裕度の定量化のため、PFM 解析により JEAC4206 の許 <u>表1 化学成分及び関連温度</u>

容基準に相当する TWCF を求め、米国の基準と比較した。

#### 2. 米国 PFM 解析コードによる破損リスク評価

米国 PFM 解析コード FAVOR v.16.1^[2]に、JEAC4201^[3]に規定され た国内脆化予測法を実装し、化学成分、中性子照射量、関連温度、 亀裂分布、破壊靱性等に確率分布を与えて、TWCF を算出した。

RPV 鋼材の化学成分及び関連温度は国内 PWR 代表プラントを 参考に設定し(表 1)、過渡条件、発生頻度及び亀裂分布は米国プラ ントの条件を用いた。その上で JEAC4206(2007 年版及び 2016 年版) の評価で許容基準に達する時点(図 1)における TWCF を算出した。

その結果、JEAC4206 の許容基準に相当する TWCF は、最大で も 10⁻⁸[/炉・年]に達しておらず、2007 年版、2016 年版共に米国の 基準 1×10⁻⁶[/炉・年]よりも十分低いことがわかった(表 2)。

#### 3. 結論

TWCF の比較により JEAC4206 の許容基準は米国よりも保守的 に設定されていることが確認できた。今後は国内でも PFM 評価を

活用し、RPVの破損リスクを踏まえて合理的に健全性を判断することが望まれる。

#### 参考文献

[1] 日本電気協会 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の確認方法 JEAC4206 (2016 年版)

[2] Williams, P. T., et al., Fracture Analysis of Vessels - Oak Ridge FAVOR, v16.1, Computer Code: Theory and Implementation

of Algorithms, Methods, and Correlations, Oak Ridge National Laboratory, ORNL/LTR-2016/309, September, 2016.

[3] 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007[2013 年追補版]

^{*}Takeshi Murakami¹, Takatoshi Hirota¹ and Kenichi Nakashima²

¹Mitsubishi Heavy Industries, LTD., ²Central Research Institute of Electric Power Industry.



表 2 PFM	
JEAC4206 の	TWCF
許容基準	[/炉・年]
2007 年版	$1.4 \times 10^{-9}$
2016 年版	$1.2 \times 10^{-10}$
(一般評価)	1.2/\10
2016 年版 (詳細評価)	6.4×10 ⁻⁹

#### 確率論的破壊力学を用いた原子炉圧力容器の過渡時健全性評価

Effect of repressurization on integrity evaluation of reactor pressure vessel using probabilistic fracture

mechanics

*鈴木 峻史 ', 村上 健太 ', 鈴木 雅秀 '

勝山 仁哉², 李 銀生²

1長岡技術科学大学,2日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器の健全性は、中性子照射脆化や加圧熱衝撃事象を考慮して、想定欠陥に対する破壊力学 的評価により確認することとなっている。これまでの研究において想定する過渡事象によっては健全性評 価に大きく影響することが知られている。本報告では、従来の代表的な過渡事象に加えて、再加圧が生じ る可能性のある事象について検討し、決定論的評価による安全裕度(温度裕度)と確率論的評価による条 件付き亀裂進展・破壊確率の関係について確率論的破壊力学コードを用いて解析・検討を行った。 **キーワード**:原子炉圧力容器,確率論的破壊力学,健全性評価,加圧熱衝撃,安全裕度

#### 1. 緒言

国内における健全性評価では、冷却材喪失事故(LOCA)等を想定して決定論的評価(DFM)が行われている。一方、原子力圧力容器の健全性をより合理的に評価する手法として有望視されている確率論的破壊力学(PFM)を用いた損傷確率の評価手法では、LOCA以外に再加圧が含まれる事象を想定した評価も可能である。本研究では、従来の事象と再加圧が含まれる事象^[1]について健全性評価を行い、DFMから求められる安全裕度(ΔTm)と PFM 解析から求められる条件付き亀裂進展確率(CPI)及び条件付き破壊確率(CPF)との相関について検討することを目的とした。

#### 2. 解析条件

小型の初期RT_{NDT}が高いPWRの原子炉圧力容器をモデルケースとして想定し、表の解析条件に基づいて、 PASCAL3^[2]を用いた解析を実施した。想定事象は、大破断冷却材喪失事故(LBLOCA)、主蒸気管破断(MSLB) 及び小口径破断冷却材喪失事故(SBLOCA)の3ケース(まとめてLOCA事象と称する)と再加圧を考慮 する事象について検討した。原子炉圧力容器の内径は1669mm、胴部母材部の厚みは171mm、クラッドを 6mm とした。

#### 3. 解析結果

今回の解析条件に対するCPFの中性子照射量依存性を図1に示す。(1)は決定論における中性子 照射量依存性、(2)は確率論における照射量依存 性の結果を示す。再加圧を考慮した場合、再加圧 を考慮した各事象においても安全裕度に大きな差 があることがわかる。また、確率論的評価を行っ た場合、各事象の値が近いことがわかる。結果の 詳細は講演時に議論する。

想定欠陥 PFM,DFM		DFM:深さ 10mm, 長さ 60mm PFM:深さ比 指数分布 アスペクト比 対数正規分布			
欠陥存在		溶接部,軸方向亀裂			
化学組成 [wt.9	6]	Cu 0.12, Ni 0.56, P 0.01, Si 0.25			
初期 RT _{NDT} [℃]		0			
No.		加圧器の動作	動作		
60	600	0 [s]後開固着解除	なし		
71 600		0[s]後開固着解除 なし			
97 300		0 [s]後開固着解除	なし		
126 600		0 [s]後開固着解除	操作		
130 300		0 [s]後開固着解除 操作			





Analysis to Support PTS Evaluations for the Oconee-1, Beaver Valley-1, and Palisades Nuclear Power Plants", NUREG/CR-6858, [2] 眞崎浩一,西川弘之,小阪部和也,鬼沢邦雄,"原子炉圧力容器確率論的破壊力学解析 コード PASCAL3 の使用手引き及び解析手法", JAEA-Data/Code 2010-033

^{*}Takashi Suzuki¹, Kenta Murakami¹, Masahide Suzuki¹, Jinya Katsuyama² and Yinsheng Li² ¹Nagaoka University of Technology, ²Japan Atomic Energy Agency.

## 設計基準外事象に対する AP1000[®]の安全性評価

(3) 格納容器の健全性

AP1000[®] Plant Safety Assessment for Beyond Design Basis Events

(3) Containment Integrity

*山崎 之祟¹、ジェームズ・スコベル²、リチャード・ライト²

¹ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン.² ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー

静的安全系を有する AP1000 について、設計拡張状態に対する安全性評価として、長期の全交流電源喪 失事象が発生し7日以降には静的格納容器冷却系の冷却水の注水がなく空冷のみの冷却モードとなった場 合の AP1000の格納容器の健全性を評価した。

キーワード: 加圧水型原子炉,静的安全系, AP1000, 設計基準外事象

#### 1. はじめに

図1に、AP1000の静的格納容器冷却系 (PCS)の概略図を示す。PCSは、全交流電 源喪失事象(SBO)や、LOCA等の事故時 に鋼製格納容器の頂部から外表面に冷却 水を注水することで、原子炉からの崩壊熱 を大気に除熱し、格納容器圧力を設計値未 満に維持可能な系統である。事故後、最初 の3日間は遮蔽建屋頂部のPCS水タンクの 冷却水を重力で、3日以降はサイト内の PCS水補助タンクの冷却水を水補給用ポン プで格納容器外表面に注水することで、事 故後7日間まで格納容器の冷却を維持でき る。さらに、SBOが7日以降も続く場合は、



図1 静的格納容器冷却系

PCS に接続される消火系、脱塩水系、または外部補給コネクションを介した可搬式の補給水設備等のサイト内外からの冷却水を格納容器外表面に注水することで格納容器の冷却が維持可能な設計である。

#### 2. AP1000 の格納容器健全性評価結果

SBOが7日以降も継続し、かつサイト内 外からの冷却水補給設備が利用できない 場合、格納容器の冷却は空冷のみとなる。 このような設計拡張状態(DEC)に対する AP1000の安全性評価のために、SBO発生 後7日以降空冷のみの場合の格納容器の健 全性評価を実施した。図2に、気温を昼夜 の平均温度として35℃と仮定した場合の 格納容器圧力の解析結果を示す。格納容器 圧力は7日(168時間)後から上昇してゆ くが、設計圧力以上となるまでに2日以上 の猶予があり、また最大値は大変形が生じ る限界圧力(ASME Service Level C)に至 らず、格納容器の健全性は維持される。



#### 3. 結論

静的安全系を有する AP1000 について、DEC に対する安全評価として、長期 SBO が発生し7日以降には PCS の冷却水の注水がなく空冷のみの冷却モードとなった場合の AP1000 の格納容器の健全性を評価した 結果、格納容器圧力が設計圧力以上となるまでに2日以上あり、運転員によるサイト内外からの冷却水の 補給の復帰まで十分な猶予があること、仮に復帰に失敗したとしても、最大値は大変形が生じる限界圧力 に至らず、空冷のみで格納容器の健全性は維持されることを確認した。

^{*}Yukitaka Yamazaki¹, James Scobel² and Richard Wright²

¹Westinghouse Electric Japan Ltd., ² Westinghouse Electric Company LLC.

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

## [3K08-13] Nuclear Plant and Equipment

Chair: Akira Nakamura (INSS)

Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 4:25 PM Room K (U3-311 - U3 Building)

## [3K08] A Study on Analysis Method for Hydrogen Distribution Applying GOTHIC DP model and Scenario Clustering *Takeshi Nishimura¹, Akitoshi Hotta¹ (1. S/NRA/R) 2:45 PM - 3:00 PM [3K09] TRACE code analysis for PCV thermal-hydraulics at the Fukushima Daiichi Unit 3 accident *Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya¹ (1. Central Research Institute of Electric Power Industry) 3:00 PM - 3:15 PM [3K10] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants *Masayoshi Kojima¹, Hiroshige Kikura¹, Hideharu Takahashi¹, Shunsuke Uchida², Hidetoshi Okada ² (1. Tokyo Institute of Technology, 2. The Institute of Applied Energy) 3:15 PM - 3:30 PM [3K11] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants *Hide Okada¹, Shunsuke Uchida¹, Masanori Naitoh¹, Yasuhiro Chimi², Shigeki Kasahara², Satoshi Hanawa², Masayoshi Kojima³, Hideharu Takahashi³, Hiroshige Kikura³ (1. The Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Tokyo Institute of Technology) 3:30 PM - 3:45 PM [3K12] Study on Thermal-hydraulics characteristics of the flat and highthermal-conductivity core-catcher *Daiki Takeyama¹, Chikako Iwaki¹, Mika Tahara¹, Onitsuka Yoichi¹ (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation) 3:45 PM - 4:00 PM [3K13] Development of Cross Fin Heat Exchanger for Nuclear Power Plant *Hisaharu Sakae¹ (1. IHI) 4:00 PM - 4:15 PM

## GOTHIC 分布定数モデルとシナリオクラスタリングを活用した 水素分布解析手法に関する研究

A Study on Analysis Method for Hydrogen Distribution

Applying GOTHIC DP model and Scenario Clustering

*西村 健、堀田 亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

実機格納容器を対象とした詳細な水素分布解析を実施するため、格納容器熱流動解析コード GOTHIC の分布定数モデル及びクラスタリングによるデータ分析を活用した解析手法を開発中である。

キーワード:水素リスク評価、GOTHIC、格納容器、シナリオクラスタリング

1. **緒言** 格納容器で想定される水素リスクの対策として、静的触媒式再結合装置、イグナイタ等の設備 が設置され水素濃度を制御している。一方で、これら設備配置の不確かさを計算コードにより低減し継続 的な安全性向上を図るに当たっては、以下の要素を考慮した手法の高度化を行う必要があると考えられる。

✓ 格納容器全体系に対して配置の影響を考慮可能な詳細解析の予測性能と計算コストのバランス

✓ 事故の進展の仕方によって異なる水素の発生量、格納容器へ移行するタイミング等の過渡的変化 そこで本研究では、上記課題に対して以下を活用した解析手法を検討している。

- ✓ CAD で作成した格納容器内部構造形状データに基づき自動生成した幾何形状、格子等による GOTHICの分布定数モデル(以下「DPモデル」という。)(水素混合評価部)
- ✓ MELCOR 等の事象進展解析結果及び機械学習の一種であるクラスタリングで類型化した、水素 発生量、格納容器への水素の漏えい開始時刻等の時系列(水素発生条件評価部)

2. 解析手法の概要(水素混合評価部) DP モデルでは流動抵抗となる幾何形状を計算セルの空孔率 等(Blockage)により設定する。Blockageは矩形、円筒形等の組合せが使用でき、GOTHIC の GUI ツール、 Command 機能、入力データ(GTH ファイル)の直接編集等により設定できる。ここでは一般的な CAD によ り矩形、円筒形等で作成した格納容器内部構造を、GOTHIC で扱うことができる形状に識別する変換ツー ルを開発した。本変換ツールは Python のライブラリが提供する CAD 機能を活用して形状識別を行い、 Command 機能で Blockage を設定するためのスクリプトを出力する。

一方 GOTHIC では、内部構造物以外の格納容器外壁等を手動で設定した後、本ツールで作成したスク リプトにより内部構造を設定する。通路、狭い流路等は一次元の FlowPath 等を活用しモデル化する。熱構 造材は、設定した Blockage に対して手動で設定する。DP モデルのサブグリッドは、内部構造の隔壁に沿 うようにおおよそ 0.5~1m 程度の間隔で設定する。

(水素発生条件評価部) 水素発生量、格納容器 への漏えい開始時刻等の解析条件は、MELCOR の 事象進展解析結果をクラスタリングした時系列を 用いる。クラスタリングは scikit-learn[1]を活用した ツールを Python 言語で開発している。本ツールは 事象進展解析結果の読み込み、前処理、クラスタリ ング、結果出力を行う。前処理ではケース毎に異な る時系列を、プロット間隔の整合、次元圧縮等の操 作を行い、クラスタリングできる状態に整形する。 3. 検証 図1に示す水素混合評価部で変換した形 状データは適切な Blockage として設定できること を確認した。図2は、7種の類似性を有する計141 個の時系列母集団に対して、クラスタリングで元の 類似性により再分類されるか検証した例である。 こでは8クラスタに分類したうちの2つを示す。そ



図1 形状識別結果 図2クラスタリング例

れぞれの時系列の特徴に従って分類されることを確認した。今後本ツールを MELCOR の事象進展解析結 果に対しての適用性を確認し、GOTHIC での水素濃度分布評価につなげていく。

**4. 謝辞** 本研究では MHI ニュークリアシステムズ・エンジニアリング(株)の鈴木智教氏、宮田智生氏及び花田一茂氏、また伊藤忠テクノソリューションズ(株)田向剛氏及び佐藤暁拓氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

参考文献

[1] https://pypi.python.org/pypi/scikit-learn, (2018年1月13日 参照)

*Takeshi Nishimura, Akitoshi Hotta

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

## TRACE コードを用いた福島第一原子力発電所3号機事故における 格納容器の熱水力挙動の解析

TRACE code analysis for PCV thermal-hydraulics at the Fukushima Daiichi Unit 3 accident

*大川 理一郎 1,古谷 正裕 1

1電力中央研究所

プラント動特性解析コード TRACE (Ver5 pl4)の3次元流動計算機能を利用して、原子炉圧力容器と格納容器の3次元熱流動をプラント動特性と共に計算する解析モデルを作成し、福島第一原子力発電所3号機の 事故解析を行い、格納容器の熱水力挙動に対する解析性能及び予測精度の向上に関する検討を行った。

#### キーワード:TRACE,福島第一原子力発電所,格納容器,温度成層化

1. 緒言 TRACE^{III}は代表的な原子力プラント動特性解析コードでありプラント機器の個別機能をモデル化したコンポーネントが装備されている。格納容器(PCV)は集中定数系で解く機能が実装されていることから、通常は空間分布や対流等の詳細な熱流動を計算できない。そこで、TRACEの3次元流動計算機能をPCVにも転用し、これと原子炉圧力容器(RPV)等を統合してTRACE 単体でプラントを一体的に計算できる解析モデルを作成し、福島第一原子力発電所3号機事故^[2]の再現解析を行った。

2. 解析体系 本解析では RPV と PCV を共に 3 次元熱流動を 解く VESSEL コンポーネントで幾何的に模擬し、両者を逃し安 全弁(SRV)及び非常用冷却系(ECCS)を模擬した配管コンポーネ ントで連結した体系を解析モデルとする。Fig.1 に代表して PCV における圧力抑制室(S/C)のノード分割図を示す。円筒座標系で 径方向及び軸方向にノード分割し、熱流動を多次元計算する。 RPV 及びドライウェル(D/W)も同様のコンポーネントでモデル 化した。S/C プール水の熱対流計算を調整するパラメータとして、 軸方向の液相流動に対する圧損係数(K-factor)に着目し、その大 きさによる違いを確認する。

3. 解析結果及び考察 Fig.2に K-factor を設定しない場合とある程度大きい値を設定した場合の、一定時刻経過後の S/C プール水の温度分布を示す。K-factor が小さいと液相の流動抵抗が小さく、RPV から SRV や ECCS を介して S/C に放出された蒸気により高温になる領域と周辺との流体混合が抑制されず、均一な温度分布となっている。一方、K-factor が大きいと液相上部の高温になる低密度層が液相下部の低温の高密度層とあまり混合せず、温度成層が形成されている。また、Fig.3 には PCV(D/W)における圧力の時間履歴を示すが、S/C プール水の温度分布が均一の場合は解析値が実測値より低く、温度成層が形成されている場合は両者が良く一致しており、S/C プール水における温度成層化の再現が PCV の圧力の予測精度に影響を及ぼすことが確認された。

4. 結論 TRACE コードによる RPV や PCV の 3 次元熱流動を プラント動特性と組み合わせ、S/C プール水の熱対流計算に調整 を施すことで温度成層化を再現することが可能となり、温度成 層化が PCV の圧力挙動にも影響を及ぼすことを明らかにした。

#### 参考文献

[1] "TRACE V5.840 THEORY MANUAL", USNRC, 2013
 [2] "Fukushima Nuclear Accident Analysis Report", TEPCO, 2012
 *Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry





Fig.2 Liquid temperature distribution in the S/C pool



## リスク評価に基づく検査および保全戦略

## 6. PFM と FMEA の融合による信頼性評価手法に基づく保守管理

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

6. Maintenance Management Based on Reliability Evaluation Method Combining PFM and FMEA

*小嶋 正義 ', 高橋 秀治 ', 内田 俊介 ², 岡田 英俊 ², 木倉 宏成 '

1東京工業大学,2エネルギー総合工学研究所

PFM (Probabilistic Fracture Mechanics) と FMEA (Failure Modes and Effects Analysis)を融合させた信頼性評価手法を活用した条件付き試解析を行い、同手法による定量的なリスク分析の適用可能性を検討した。 キーワード:原子力プラント,保守管理,信頼性評価手法,PFM,FMEA,IGSCC

#### 1. 緒言

機器の保守管理方法の改善によりプラントの安全性向上に資するために、リスク情報を活用した信頼 性評価手法の開発を目的とした研究を進めている。2017 年秋の大会では FMEA 手法に着眼し、決定論的 手法により沸騰水型軽水炉の原子炉再循環系配管における粒界型応力腐食割れを故障モードとした定量 的なリスク分析を行った[1]。今大会では確率論的手法である PFM を活用し、FMEA 手法との融合により 検査周期を変化させた評価を試みた結果を報告する。

#### 2. 解析手順

FMEA 手法に利用したリスク値(発 生可能性: P, 検出度:D, 影響度:S)の 定義を以下に示す。

- P: 管理基準を超える可能性
- D: 管理基準逸脱の検出可能性
- S: 管理基準逸脱による影響度

また、PFM の解析条件として板厚 40mm の 600A 配管に微小欠陥を想定 した。また、亀裂進展における管理基 準を板厚の 25%に設定し、検査周期が 1,2,3,4,5,6,7,8,9,10,12,15,20 年の 13 ケースについて解析を実施した。図 1 に解析手順を示す。

#### 3. 結果

図 2 に条件付きの解析結果を示す。 ここで、RPN が小さいほどリスクは低 い。横軸を対数とすると、RPN は、検 査周期 3 年までは大きな差はないが、 その後は徐々に上昇し、検査周期 6 年 以降は一定の上昇傾向を示した。



#### 参考文献

[1] 小嶋 他, 日本原子力学会 2017 秋の大会予稿集, 3F01, (2017)

*Masayoshi Kojima¹, Hideharu Takahashi¹, Shunsuke Uchida², Hidetoshi Okada² and Hiroshige Kikura¹

¹Tokyo Institute of Technology, ²The Institute of Applied Energy

## リスク評価に基づく検査および保全戦略

## 7. IGSCC の予測と検査の融合によるプラント信頼性の向上

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

7. Improvement of Plant Reliability Based on Fusion of Prediction and Inspection on IGSCC

*岡田英俊¹,内田俊介¹,内藤正則¹,知見康弘²,塙悟史²,小嶋正義³,高橋秀治³,木倉宏成³ ¹エネ総研,²原子力機構,³東工大

応力腐食割れ(IGSCC)に関わる機器、配管の検査箇所の選定手法と、その選定手法の有効性を評価した。 キーワード:原子力発電プラント,応力腐食割れ,信頼性,予測,検査

#### 1. 緒言

原子力発電プラントは検査対象箇所が膨大であるため、リスク評価に基づいて重点検査箇所を絞り込むこ とが重要である。応力腐食割れ(IGSCC)を支配する諸因子(腐食電位、SCC感受性、溶接部残留応力など)の 不確実さを考慮して、亀裂進展速度及び配管破断までの余寿命を評価した。

#### 2. 予測と検査の融合によるプラント信頼性評価手法

図 1 に予測と検査の融合によるプ ラント信頼性評価手法の概念図を示 す。この手法は、予測、検査、及び保 全より構成される。リスク情報に基づ き優先度の高い検査箇所を選択し、検 査を実施する。

#### 3. 配管余寿命の評価

図2に、運転時間の関数として亀裂 深さの進展を示す。許容亀裂深さに達 する運転時間は、図2に示すように、 インキュベーション時間と T^LGG との

和である。本研究では、IGSCC に影響を

与える腐食電位、SCC 感受性、残留応力の不確実性を考慮 して余寿命を評価した。更に、残留応力と亀裂進展深さに より決まる応力拡大係数と余寿命との関係について考察 した。図2に示すように、本手法では余寿命の不確実性を 評価しうる。余寿命が短く、プラント安全性に及ぼす影響 の大きい部位を重点検査部位に選定すると共に、検査デー タに基づいて諸因子の不確実さの低減化を図り、重要度評 価の信頼性向上に資する。



#### 図1 予測と検査の融合によるプラント評価手法の概要



#### 3. 結論

予測と検査の融合により、検査の合理化と併せて予測精度の向上が可能となる。

^{*}Hidetoshi Okada¹, Shunsuke Uchida¹, Masanori Naitoh¹, Yasuhiro Chimi², Satoshi Hanawa², Masayoshi Kojima³, Hideharu Takahashi³, and Hiroshige Kikura³

¹IAE, ²JAEA, ³TITECH

## 既設炉に設置可能な薄型コアキャッチャーの冷却性能 -水平フィン付き矩形冷却チャンネルの冷却特性評価試験-

Thermal-hydraulics characteristics of the flat core-catcher for existing plants

-Experiments of heat transfer behavior in the horizontal rectangular finned channel-

*竹山 大基¹, 岩城 智香子¹, 田原 美香¹, 鬼塚 洋一¹

1東芝エネルギーシステムズ株式会社

既設炉の小スペースに設置するため、溶融炉心を受け止める天板と冷却チャンネルが水平な薄型のコア キャッチャーを開発する。流路長 3.5m の実長模擬試験体を用い、冷却性能を試験により確認した。

**キーワード**:シビアアクシデント,溶融炉心,コアキャッチャー,水平矩形流路, フィン付流路,既設炉向け

#### 1. 緒言

薄型コアキャッチャー(図 1)では、全高を抑えるために水平矩形冷却チ ャンネルを採用している。水平な冷却チャンネルは傾斜がある場合に比べ てボイドが抜けにくく自然循環流量が減少するため、フィンを設置して伝 熱面積を増加させ熱交換性能を上げている(図 2)。給水流路側に熱を通さ ないようフィン先端は冷却流路底面から離れているため、冷却流路下部に はフィンがない空間もあり、このような複雑流路の二相流の伝熱特性は知 見がない。そこで、上面加熱のフィン付矩形流路を一部模擬した試験体を 用いて冷却性能を試験により確認した。

#### 2. 試験装置および試験方法

試験ループは、RPV ペデスタル内半径 3.5m を模擬したフィン付矩形 流路の部分モデル試験体と、冷却水の平均密度差により自然循環力を生み 出す約 1m のダウンカマおよびライザで構成され、溶融炉心からの熱流束 はヒータで模擬した(図 3)。W110mm×H47mm の矩形流路断面には φ 20mm、長さ 39mm のフィンが 30mm ピッチで 3 本×114 列設置されて いる。溶融炉心の熱流束を包含する 250kW/m² 以下の範囲でヒータ出力 をパラメータとした試験を行い、自然循環流量、フィン付流路の圧力損失、 流路出入り口の流体温度、フィン表面温度分布などを取得した。

#### 3. 試験結果

試験では、熱流束を段階的に大きくしていくと 50kW/m²のとき、自然 循環流束が最大 230kg/m²s に達した(図 4)。さらに熱流束を大きくすると 自然循環流束は減少傾向に転じたが、250kW/m²のときでも 150 kg/m²s が 確保された。熱流束が増加し徐々にボイド発生量も増加すると、ダウンカ マとライザ間の平均密度差が顕著になり自然循環の駆動力が増す一方で、 フィン付流路における二相圧損も大きくなるため自然循環流束がピーク を持つ傾向になると考えられる。なお、フィン表面最高温度は 250kW/m² のときを除くとほぼ水の飽和温度に維持された。250kW/m²では後流側の フィンが 270℃まで上昇したが、銅フィンの融点(約 1080℃)に対して十分 な余裕があり構造的に問題はなかった。

#### 4. 結論

250kW/m²以下の範囲では自然循環流の発生により薄型コアキャッチャー冷却流路が融点以下に冷却保持された。これにより、本システムで溶融 炉心の熱量を除熱できる目途を得た。

^{*} Daiki Takeyama¹, Chikako Iwaki¹, Mika Tahara¹ and Yoichi Onitsuka¹

¹ TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION



## 原子カ用クロスフィン熱交換器の開発

#### Development of Cross Fin Heat Exchanger for Nuclear Power Plant

#### *栄 久晴 株式会社 IHI

IHI では、原子力発電設備の非常用冷却装置として空冷式クロスフィン熱交換器(CFE)の開発を行っている。 本 CFE は、産業用に開発された高性能の冷却技術を適用し、従来器に比べ小型・軽量化が可能であり、原 子力規格に適合する構造を有する。本発表では、CFE 実証機の設計、製作及び性能試験について報告する。

キーワード:クロスフィン熱交換器、空冷式熱交換器、非常用冷却装置、バイメタル伝熱管、ロウ付け

#### 1. 緒言

原子力発電設備では、安全対策として冷却機能多重化を考慮し、海水系熱交換器に代わる空冷式非常 用冷却装置(代替 RHR 二次冷却等)の導入が検討されている。ただし要求熱交換量(10 MW 程度)を満たし、 現状サイト内に設置するには、極力装置を小型・軽量化することが強く求められている。本状況を鑑み、 弊社では産業用に開発された高性能の冷却技術[1]を適用し、かつ原子力規格に適合する CFE の開発を 進めている。現在、実証機は製作の最終段階にあり、本年度中に性能試験を実施する予定である。

#### 2. 実証機

本実証機(CFE ユニット)は、図1に示すようにプレートフィン方式の伝熱ユニット、ファン及び架構 等から構成される。実機では、要求熱交換量に応じて本ユニットを必要台数組合せて構成する。 本機では、フィンの伝熱促進機構及びフィン・伝熱管のロウ付けにより高い冷却性能を実現し、従来 型 AFC(ラウンドフィン型)[2]に比べて小型・軽量化が可能である。伝熱管はバイメタル方式とし、内管 には、原子力規格適合材料を、外管には伝熱特性及び耐食性(塩害等)に優れた材料を用いる。また、内 管と水室は、溶接により気密性を確保している。本構造により本 CFE は、原子力規格の適合構造となっ ている。また、ファンには軸流ファンを用い、装置の小型化及び冷却風量の増加を計っている。



CFE ユニット

図1 原子力用クロスフィン熱交換器 (実証機)

#### 3. 性能試験

性能試験では、実機の使用条件に近くなるように海沿いの屋外に実証機を設置する。実証機には、温水を循環供給し、ファンによる温水の空冷を行う。運転時の出入口の流体(温水、空気)の温度、流量を計測し、本データより総括熱伝達係数を求める。これを理論計算や解析コード(HTRI)で求めた値と比較して冷却性能を評価する。実際の気象条件(気温、湿度等)の変化を考慮し、連続運転状態でデータを計測する。また、流体の圧力損失や伝熱ユニット廻りの風量等の基礎特性の確認試験を行う予定である。

#### 4. 纏め

昨年度は小型要素試験体を用いて伝熱ユニットの構造及び製作性を確認したが[3]、本年度は、実証機の製作を行い、実機サイズの製作技術を概ね確立できた。特に重要構成部品である伝熱ユニットは、バイメタル管の形成及びフィン・伝熱管のロウ付技術を確立した。本年度は、性能試験により性能の実証及び基礎特性の確認を行い、次年度は、長期運転の安定性及び耐候性の確認を行う予定である。

#### 参考文献

- [1] 柴田豊, "空調用熱交換器の高性能化における研究課題", No.07-5日本機械学会工学コンファレンス2007講演論文集, 京都, 11.23-34 (2007)
- [2] 宮本仁志、花輪純, "再処理プラントにおける空冷式熱交換器の建設", 火力原子力発電, 49 [12], 1714-1721 (1998).

[3] 栄久晴,"原子力用クロスフィン熱交換器の開発",日本原子力学会 2017 年秋の大会 予稿集,2B18 (2017)

^{*}Hisaharu Sakae IHI Corporation. Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

## [3L01-05] Dismantling Technology for Contaminated Concrete

Chair: Koichi Kitamura (JAEA)

Wed. Mar 28, 2018 9:30 AM - 10:50 AM Room L (M1-311 - M1 Building)

[3L01] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for **Contaminated Concrete Structures** 

*Naoko Watanabe¹, Daisuke Kawasaki², Yoshikazu Koma³, Tamotsu Kozaki¹ (1. Hokkaido University, 2. Fukui University, 3. Japan Atomic Energy Agency) 9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for **Contaminated Concrete Structures** 

*Shuichiro Miwa¹, Tsubasa Yamamoto¹ (1. Hokkaido University) 9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for **Contaminated Concrete Structures** 

Hayato Takahashi¹, Kazuya Wakamatsu¹, *Takuya Mikami¹, Takafumi Sugiyama¹ (1. Hokkaido University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3L04] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for **Contaminated Concrete Structures** 

*Yuri Morishita¹, Daisaku Sitara³, Hiroaki Takiya⁴, Singo Tanaka², Naoko Watanabe², Tamotsu Kozaki² (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Yamagata prefectural police headquarters, Forensic science laboratory, 4. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[3L05] Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for **Contaminated Concrete Structures** 

*Shun Iinuma¹, Naofumi Kozai², Kazuya Tanaka², Shingo Tanaka³, Naoko Watanabe³, Kozaki Tamotsu³ (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Faculty of Engineering Hokkaido University)

10:30 AM - 10:45 AM

## 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 (2) コンクリート廃棄物管理シナリオ解析

Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures (2) Analysis of the Waste Management Scenarios for Concrete Structures

*渡辺 直子¹, 川崎 大介², 駒 義和³, 小崎 完¹

1北海道大学,2福井大学,3日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の廃炉では、大量の放射性コンクリート廃棄物の発生が予想される。この研究では、 コンクリートの汚染状況に基づき、解体から最終処分までの廃棄物管理の異なる選択肢の評価手法を検討 した。

キーワード:福島第一原子力発電所、コンクリート廃棄物、廃棄物管理シナリオ

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の廃炉では、大量の放射性コンクリート廃棄物の発生が予想されるが、 このコンクリートは事故の影響により、熱や冷却水との接触による変質を受けている可能性がある。合理 的な廃炉のためには、コンクリート構造物の汚染状況を把握し、その情報に基づき解体法を決定するとと もに、そこから生じる廃棄物量を推定した上で、適切な廃棄物の保管管理、処理・処分法を検討する必要 がある。このため、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「汚染コンクリート の解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」では、北海道大学、福井大学、日本原子 力研究開発機構が連携して、1F格納容器内コンクリートの事故時の熱による変質条件を評価し、実験室 内でその条件で熱処理を加えた模擬変質コンクリート試料を調製して微細構造等の特性及び核種の移行挙 動の評価を行うこととしている。さらに本研究では、この事業のもう一つの研究課題として、核種移行評 価結果に基づき、コンクリート材料の汚染分布を推定し、1Fの廃炉で生じる放射性コンクリート廃棄物 の放射能レベル区分および物量等の将来予測を行う。また、除染の有無、処理、処分等、解体から最終処 分に至るまでの各工程における異なる選択肢に対し、解体、処理・処分方法を評価する手法を検討する。

#### 2. 方法

コンクリート物量については、既存の文献より推定した。廃棄物管理シナリオを抽出するため、可能な 処理、中間貯蔵、再利用、処分の選択肢を組合せ、意思決定木を作成した。

#### 3. 結果

1 F原子炉建屋におけるコンクリート物量を、総重 量の 95%をコンクリート、コンクリートの密度を 1.48(t/m³)、1-4 号炉については 100%、5,6 号炉につ いては 4%が放射性廃棄物であると仮定して概算した 結果を表1に示す。コンクリート量は約 444 千 m³とな り、その約 60%にあたる約 260 千 m³が放射性廃棄物と なる可能性がある。このコンクリートを、変質、汚染 の状況により分類した。また、汚染分布を推定するた めのモデルの構築を行った。

表Ⅰ	1 F原子炸	ア建産コン	クリート物	重の概算
原子炉	総量	コンク	リート量	放射性 廃棄物量
建屋	(千 t)	(千 t)	(千 m ³⁾⁾	(千 m ³ )
1 号炉	$66^{1)}$	63	42.6	42.6
2 号炉	$100^{1)}$	95	64.2	64.2
3 号炉	$111^{1)}$	106	71.6	71.6
4 号炉	$109^{1)}$	104	70.3	70.3
5 号炉	$113^{2)}$	107	72.3	2.9
6 号炉	$192^{2)}$	183	123.6	4.9
合計	691	658	444	257

 1)福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計 画実施計画 Ⅲ 添付資料

2) 工事認可申請書

謝辞 本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「汚染コンク リートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」(平成 28~30 年度)の一部として実施した。

*Naoko Watanabe¹, Daisuke Kawasaki², Yoshikazu Koma³, Tamotsu Kozaki¹

¹Hokkaido Univ., ²Fukui Univ., ³Japan Atomic Energy Agency

## 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 (3) 福島事故時のコンクリート構造物における熱解析

Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures (3) Thermal Analysis of the Concrete Material during the Fukushima Accident

*三輪 修一郎, 山本 翼

#### 北海道大学

福島第一原子力発電所の廃止処置を合理的に実施する上で,汚染コンクリートの温度履歴情報が重要と なる.本研究においては汎用三次元数値流体力学(CFD)解析コードを用い,福島第一原子力発電所のコ ンクリート構造物における伝熱特性ならびに事故時の温度変化を検証した.本発表においてはメルトスル ー直後のデブリ形状を崩壊熱源として実施した熱解析結果の説明を行う.

キーワード:廃炉,福島第一原発事故,CFD

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の廃炉においては,発電所に最も多用さ れるコンクリート(約50万トン)の汚染状況を的確に把握し,合理的に 分別・除染を行うことが重要となる.本研究においては,1F コンクリー トの変質評価に必要となる温度情報を3次元熱流動シミュレーションを 用いて検討を行った.

#### 2. 解析モデル

本解析では、図1に示した PCV 内、S/C 内、トーラス室内、空気ギャ ップ層、建屋内部を解析領域とし、空気・コンクリート・デブリの連続体 により構成される.発熱源は溶融落下直後の燃料デブリ(固相)と Cs-134,137の熱源とした.デブリ形状は落下直後の形態を模擬し、事故 進展解析コードの結果を元に RPV 内、ペデスタル内部および 散布ピット内部に堆積させた.揮発性を有する Cs-134,137 に ついては炉内、原子炉建屋内に分布付着していると仮定した. 560

#### 3. 崩壊熱

落下した燃料デブリ重量は 120t と仮定し,その半分近くは 高温溶融した金属製構造物が含まれていると仮定した.本解 析では UO2の物性値を使用したが,燃料デブリの熱伝導率値 等は UO2以上に高いものと考えられる.メルトスルー直後の デブリ崩壊熱を決定するにあたり,事故直後の実測値データ と,事故進展解析コードの結果を元に,最大値 69.3MW と仮 定した(図2).本発表においては,格納容器周囲に使用され たコンクリートの温度履歴ならびに温度分布の解析結果について 報告する.

*Shuichiro MIWA and Tsubasa YAMAMOTO Hokkaido University



図1. 福島第一熱解析領域



## 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 (4) コンクリート構造物の変質に関する検討

Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures (4) Evaluation of Alteration of Concrete Structures

*高橋 駿人 ', 若松 和哉 ', 三上 拓也 ', 杉山 隆文 '

1北海道大学

高温および浸漬によるコンクリート構造物の変質を、非破壊 CT-XRD 連成法により微細構造の観点から評価した。高温により外縁部にはひび割れが発生し水酸化カルシウムの分解が進行することや、浸漬によりひび割れを通じて反応の進行が早くなることが確認できた。

キーワード:高温,溶脱,非破壊 CT-XRD 連成法

1. 緒言 汚染コンクリートの解体のためには、事故時初期の高温環境下によるコンクリート構造物の変質 や、汚染水との接触による損傷劣化したコンクリートの性状を適切に把握することが重要である。本研究 では、高温履歴を受けたセメント硬化体に対して浸漬実験を行い、大型放射光施設 SPring-8 の白色 X 線源 を利用した非破壊 CT-XRD 連成法を用いて微細構造評価を行った。

2. 実験 供試体は普通ポルトランドセメントを使用した水セメント比 0.6 のセメントペーストで、養生後 にダイヤモンドカッターを使用して 2.5mm×2.5mm×5mm の角柱状に加工した。加工後、最高温度 400°C で 12 時間加熱した供試体、および非加熱の供試体を非破壊 CT-XRD 連成法を用いて初期測定を行った。その 後、各供試体を 40°C で人工海水に 1 週間および純水に 2 週間浸漬試験を行い、2 回目の測定を行った。

3. 結果 図1、図2に非破壊 CT-XRD 連成法 の測定結果を非加熱および400°C加熱した供 試体についてそれぞれ示す。CT 断面画像は 浸漬前のものである。XRD 測定点は供試体の 外縁部および中心部とし、それぞれ A 点、B 点とした。CT 断面画像から、400℃ 加熱した 供試体は外縁部から内部に向かってひび割 れが発生していることが分かる。紙面にはな いが、浸漬後の CT 断面画像からは特に変化 は見られなかった。XRD プロファイルから、 非加熱供試体において浸漬前でA点、B点共 に存在していた Ca(OH)2 が浸漬後に消失し、 A点でCaCO3が生成していることが示唆され た。400℃加熱した供試体において、浸漬前 の結果からA点ではCa(OH)2が加熱により分 解していることや、浸漬後は A 点、B 点共に CaCO3が生成しており、ひび割れの影響で反 応が早く進むことが示唆された。



*Hayato Takahashi¹, Kazuya Wakamatsu¹, Takuya Mikami¹ and Takafumi Sugiyama¹
¹Hokkaido Univ.

## 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 (5)熱変質硬化セメントペースト中の Cs⁺イオンの拡散挙動

Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures (5)Diffusion behavior of Cs⁺ ions in hardened cement paste altered by heat

*森下 悠理 1、設楽 大策 3、瀧谷 啓晃 4、田中 真悟 2、渡邊 直子 2、小崎 完 2

1.北海道大学大学院工学院、2.北海道大学大学院工学研究院、3.山形県警察本部 科学捜査研究所、
 4.日本原子力研究開発機構

実験室にて、熱変質させた硬化セメントペースト試料を調製して、Cs-137の非定常拡散試験を行った。見かけの拡散 係数および拡散の活性化エネルギーを決定し、未加熱の試料と比較することでCs+の拡散挙動に及ぼすコンクリートの加 熱変質の影響を検討した。

キーワード: 放射性廃棄物処分、セメント、拡散、Cs-137、熱変質、廃止措置、福島第一原子力発電所

#### 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により、コンクリート構造物が広範囲で汚染され、同時に高温に曝されたため、大量の汚染 コンクリート廃棄物の発生が予想される。その汚染状況を把握し、適切な廃棄物の保管管理、処理・処分を検討するため には、高温加熱により変質したコンクリート中の放射性核種の拡散挙動に関する知見が必要である。本研究では、硬化セ メントペーストを加熱、再水和させて調製した模擬変質コンクリート試料に対して、Cs+の非定常拡散実験を行い、得ら れた Cs+の見かけの拡散係数(Da)及び活性化エネルギー(Ea)を、未加熱の硬化セメントペースト試料の値と比較すること で Cs+の拡散挙動に及ぼす加熱による変質の影響を明らかにすることを目的とした。

#### 2. 実験

硬化セメントペースト試料は、普通ポルトランドセメントと水を水セメント比 0.36 となるように混錬し、円柱状に形成し、50℃で 28 日間セメント平衡水中にて養生して調製した。養生終了後、1℃/min の速度で 200℃まで加熱し、72 時間維持した後に炉内で自然冷却した。その後、5 日間セメント平衡水中で再水和させ、模擬変質コンクリートとした。また、加熱によるひび害れの影響を除去するために、試料にはエポキシ樹脂を注入した。この試料に ¹³⁷CsCl を塗布し、所定温度(15,25,40,50℃)で 1~2 日拡散させた後、セクショニングを行い、試料中の塗布面からの距離(試料の深さ方向) に対する Cs+の濃度分布を得ることで、Da を決定した。また、Da の温度依存性より Ea を決定した。

#### 3. 結果・考察

加熱および未加熱試料に対して実験にて得られた Da の拡散温度依存性を図 1 に示す。加熱試料は未加熱試料に比べ

て Da が 3~10 倍高くなることがわかった。また、Da の温度依存性よ り得られた Ea の値は、未加熱試料では、37±2.0kJ/mol、加熱試料は 26.1±2.6kJ/mol となり、Ea に有意な差があることが確認された。こ の Ea の差は、加熱によって拡散空隙構造が変化するのに伴い、そこで の支配的な拡散プロセスも変化することに起因すると考えられる。

#### 謝辞





*Yuri Morishita¹, Daisaku Shitara³, Hiroaki Takiya⁴, Shingo Tanaka², Naoko Watanabe², and Tamotsu Kozaki²

¹Graduate School of Engineering Hokkaido Univ., ²Faculty of Engineering Hokkaido Univ., ³Yamagata Pref. Police, Forensic science laboratory, ⁴Japan Atomic Energy Agency

## 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 (6)変質セメントペーストへの放射性核種の収着挙動

Evaluation of decommissioning and waste management strategies

for contaminated concrete structures

#### (6)Sorption of radionuclides on altered hardened cement paste

*飯沼 駿¹、香西直文²、田中万也²、田中 真悟³、渡邊 直子³、小崎 完³

1北海道大学大学院 工学院、2日本原子力研究開発機構、3北海道大学大学院 工学研究院

加熱によって変質させたセメント粉末を用いて U および Sr の収着試験を行い、その前後の固相分析結果 と合わせて、セメントの熱変質が放射性核種の収着挙動に与える影響について検討した。

キーワード:福島第一原子力発電所、硬化セメントペースト、収着、熱変質、ウラン、ストロンチウム 1.緒言 福島第一原子力発電所の廃止措置においては、事故直後に高温環境下にさらされて変質したコンク リート構造物における放射性核種の収着挙動を把握することが解体作業を効率的に進め、また、そこから生 じる廃棄物を合理的に処理・処分する上で必要となる。

そこで本研究では、実験にて加熱処理を加えた模擬変質セメント試料に対し、汚染源として想定される代 表的な元素をトレーサーとして用いた収着試験を行い、放射性核種の収着挙動を検討した。

**2.実験** 普通ポルトランドセメントを水セメント比 0.60 で混練して締固めたセメントペースト(HCP)を粉砕 したもの、および 200℃または 400℃で 72 時間加熱した HPC を粉砕したものを固相試料とした。U の収 着溶液は、ICP-MS 用 U 標準液を、純水または NaCl 溶液で 1ppm となるように希釈して調製した。ま た、Sr の収着溶液は、pH 緩衝液を溶媒として Sr 濃度が 100ppm または 300ppm となるように調製した。 なお、固液比は U の収着試験で 1:100、Sr の収着試験で 1:200 とし、収着時間は 1 日とした。

収着後、固液分離を行い、液相の元素濃度を ICP-MS または-OES を用いて測定した。また、収着試験前後の固相試料に対して SEM-EDX 分析を行った。

**3.結果・考察** Uの収着は、今回実施した試験条件下では熱変質および液相の違いによらず極めて高く、収着率は全条件において 99%以上の値を示した。

Sr の収着率を表1に示す。Sr においても収着率は高く、また、変質の影

表1 Srの HCP への収着

固粕 Sr濃度 収着率(%) 未加熱 96 100ppm 200°C加熱 97 400°C加熱 95 未加熱 95 200°C加熱 300ppm 96 400°C加熱 94

響は確認されなかった。 SEM-EDX の結果、収着試験前の固相中には加熱温度 200℃および 400℃

においてそれぞれ未加熱試料とは異なる形態の結晶が見出された。またそれ らの結晶は収着試験後には消失していることがわかった。

以上より、収着率に対する熱変質の影響がみられなかったのは、加熱によって生じた結晶への収着が低い か、あるいは収着試験時にそれらの結晶が溶解したことが一因としてあげられる。

謝辞 本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育 成推進事業」・「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」(平成 28~ 30 年度)の一部として実施した。

*Shun Iinuma¹, Naofumi Kozai², Kazuya Tanaka², Shingo Tanaka³, Naoko Watanabe³, Tamotsu Kozaki³

¹Graduate School of Engineering Hokkaido University, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Faculty of Engineering, Hokkaido University Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

## [3L06-10] Decommissioning Technology for Fukushima (Debris, Contaminated Liquid, Severe Accident Evaluation)

Chair: Shuichiro Miwa (Hokkaido Univ.) Wed. Mar 28, 2018 10:50 AM - 12:10 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

# [3L06] Pulverization pumping collection of fuel debris and remodeling of used storage container

*Makito Watakabe¹, Haruo Morishige¹, Yosuke Yamashiki (1. Fukushima nuclear accident contermeasure review group)

10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] Freezing confinement by low temperature air cooling of fuel debris *Yasufumi Kitamura¹, Haruo Morishige¹, Yosuke Yamashiki¹ (1. Fukushima nuclear accident contermeasure review group)

11:05 AM - 11:20 AM

## [3L08] Cooling mechanism of fuel debris

*Yosuke Yamashiki¹, Haruo Morishige (1. Kyoto University)

11:20 AM - 11:35 AM

[3L09] Earthquake resistance evaluation of contaminated water storage tank and seismic reinforcement proposal

*Shigemi Morishige¹, Haruo Morishige¹, Yosuke yamashiki (1. Fukushima accident contermeasure review group)

11:35 AM - 11:50 AM

[3L10] Study on the damage of core internals in nuclear reactor during severe accident

*Jiang Liu¹, Yoshinao Kobayashi¹ (1. Tokyo Institute of Technology) 11:50 AM - 12:05 PM

## 燃料デブリの圧送回収と保管容器 極低温真空蒸着を応用した燃料デブリの回収方法

Pumping recovery of fuel debris and storage container How to store fuel debris applying cryogenic vacuum deposition *渡壁牧人¹,森重晴雄¹,山敷庸亮¹² ¹福島事故対策検討会,²京都大学

窒化ホウ素結晶を水蒸気に混ぜて燃料デブリに噴射し、その切削粉を水蒸気で圧送管内を圧送する。 その粉体は液体窒素で冷却した保管容器に圧送し、保管容器内で真空蒸着によって回収する。

キーワード:燃料デブリ,保管容器,真空蒸着,福島第一発電所

#### 1. 緒言

前回の大会で窒化ホウ素結晶を水蒸気に混ぜて 燃料デブリに噴射し、中性子をホウ素に吸収し常 時臨界対策を行いながら燃料デブリを切削するこ とを提案した^[1]。本論文ではその過程以降につい て提案する、切削粉を水蒸気で圧送管内を通じて 原子炉建屋外に設置した回収建屋内の保管容器に 圧送する。保管容器は3段用意される。一段目の 保管容器は予め液体窒素で冷却し、真空に保つ。 この保管容器に圧送された水蒸気は液化、さらに 固化し氷となる。燃料デブリは輸送気体を失い、 さらに冷却され保管容器内で真空蒸着され回収さ れる。二段目の保管容器は一段の排気を担う。予 め液体ヘリウムで冷却し、さらにターボ分子ンプ で排気を行ない、そのガスを排気する。回収を続 ける過程で1段目の保管容器と2段目の保管容器 は氷等が溜り、回収効率が落ちる。この時1段目 の保管容器と2段目の保管容器を加温し、氷を液 化し、その排水を3段目の保管容器に送る。3段 目の保管容器には放射性物質を吸着する物質を内 蔵させる。この3段目を通過し精製された水を燃 料デブリ回収用の水蒸気として再利用する。

#### 2. 燃料デブリの圧送

回収装置内で切削された燃料デブリは回収装置 内でダイヤモンド以上の硬さを持つ窒化ホウ素結

図-1 保管容器イメージ



表-1 保管容器の仕様							
	1段目	2段目	3段目				
冷媒	液体窒素	液体 He	水				
温度(℃)	-198	-269	常温				
真空度 Pa	10	10-4	常圧				
除去効率	4 桁	10 桁	6桁				

晶と水蒸気を噴流させるなかで 1mm 以内細かく砕く。その粉体を水蒸気とともに金属製フレキシブルホー スの圧送管を通じて、原子炉建屋の横に隣接した設置した保管建屋内の保管容器に圧送する。 2.4.笠変思り東の蒸業

#### 3.保管容器と真空蒸着

保管容器は3段準備される。保管容器は内部に100MSv/hの放射線を想定し表面線量を0.01mSv/hにする ために鋼鈑板厚を500mm厚さとする。外部表面には冷媒を循環させるコイルを巻く。重量を150tとし内 容量30tとする。保管容器は現在数多くの実績をもつ使用済み核燃料保管容器を改造する案である。燃料 デブリは配管による粉体輸送を行うことから蓋をなくし配管管台をとつける。燃料デブリは中性子と熱を 発することから保管容器の内部にリング状のフィンを取り付けることである。保管容器は強度、密閉性及 び耐久性が大幅に向上させる。

#### 4. 結論

燃料デブリの圧送から保管に至るまで工法の概念が成立することを確認した。

#### 参考文献

- [1] 日本原子力学会 2017 年春の大会 福島第一発電所における臨界対策を常時行う燃料デブリ回収案 森重晴雄,森重晴貴,山敷庸介
- [2] 日本原子力学会 2016年春の大会 福島事故対策・燃料デブリアイス回収工法 森重晴雄,森重晴貴,山敷庸介
- [3] ASME PVP2017 ICE FUEL DEBIRIS COLLECTION METHOD AT FUKUSHIMA NUCLEAR POWER STATION (PRESENTAION ONLY) 2017 年 7 月 18 日 Haruo Morishige, Yousuke Yamashiki.

*Makito Watakabe¹, Haruo Morishige² <u>internetkobe@mountain.ocn.ne.jp</u> and

Yosuke Yamashiki^{1,2} yamashiki.yosuke.3u@kyoto-u.ac.jp

¹. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, ²Kyoto Univ..

## 燃料デブリの低温空冷による凍結閉じ込め 格納容器内空気を冷媒とする空冷

Pumping recovery of fuel debris and storage container How to store fuel debris applying cryogenic vacuum deposition *北村康文¹,森重晴雄¹,山敷庸亮¹² ¹福島事故対策検討会,²京都大学

格納容器内の空気や蒸気を冷媒とし、無潤滑で燃料デブリを低温冷凍させるシステムである。 キーワード:燃料デブリ,保管容器,真空蒸着,福島第一発電所

#### 1. 緒言

空気冷媒冷凍システムは従来からあり NEDO,研究も実施されている。原子炉内の空気及び水蒸気を冷媒 にし、温度を下げ、格納容器(PCV)内で循環させることによって、汚染水を解消するシステムである。東電 が常温での空冷を検討した案よりも 100℃以下の低い温度である。適時、注水しながら燃料デブリの密封を 行う。これによって放射性物質の飛散が防げ、作業員の被ばく低減が大幅に行える。

2. 空気冷媒冷凍システム 2-1. システムの概要



図1 空気冷媒冷凍システム

表-1 空気冷媒システムの冷却試算

	記号	単 位	膨張			
容積	V	[m³]	1	2	3	4
圧力	Р	[kgf/c	1.000	0.379	0.215	0.144
温度	Т	[K]	303.0	229.6	195. 3	174.0
	°C	[deg]	30.0	-43.4	-77.7	-99.0
比熱	κ		1.4	1.4	1.4	1.4
	V̂κ		1.000	2.639	4.656	6.964

#### 2-2. システムの特徴

システムの駆動は4気圧程度の低圧で運転可能である。 表1で気温30℃の大気を吸引し、エンジン内で断熱膨張 (この場合体積を3倍)させた場合、圧力は0.215kgf/cm³、

温度は-77.7℃となる。図2に PCV の冷却方法を示す。PCV 内を負圧に保ちながら循環させる。

#### 3.燃料デブリの閉じ込めと格納容器の密閉効果

(1)燃料デブリの密封状況

燃料デブリを水と氷で閉じ込める効果を図2に示す (2)格納容器の密閉効果

外気の水蒸気がキレツを密封する効果を図4に示す。 4. 結論

燃料デブリを冷却し氷の中に閉じ込め、完全に隔離 できる。格納容器も結露凍結の作用により気密性や被 ばく低減が期待できる。

#### 参考文献

[1]「燃料デブリの空冷の実現可能性について」平成 25 年 11 月 28 日東京電力(株)経産省 HP より(H28.2.1 掲載確認)
[2] 2017 年秋の大会 福島第一発電所における臨界対策を常時行う燃料デブリ回収案森重晴雄,森重晴貴,山敷庸介
[3] 日本原子力学会 2016年春の大会 福島事故対策・燃料デブリアイス回収工法 森重晴雄,森重晴貴,山敷庸介
[4] ASME PVP2017 ICE FUEL DEBIRIS COLLECTION

METHOD AT FUKUSHIMA NUCLEAR POWER STATION









外侧

PCV

(PRESENTAION ONLY) 2017 年 7 月 18 日 Haruo Morishige, Yousuke Yamashiki.

^{*}Yasufumi Kitamura¹, Haruo Morishige² <u>internetkobe@mountain.ocn.ne.jp</u> and Yosuke Yamashiki^{1,2} <u>yamashiki.yosuke.3u@kyoto-u.ac.jp</u>

¹. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, ²Kyoto Univ.

## 燃料デブリの冷却メカニズム 調査ビデオからメカニズムについて考察

Cooling mechanism of fuel debris Consider mechanism from survey video *山敷庸亮¹²,森重晴雄² ¹京都大学,²福島事故対策検討会

3号機において炉底を撮影されたビデオから燃料デブリの冷却メカニズムを考察した。

キーワード:燃料デブリ,冷却,メカニズム

#### 1. 緒言

各号機とも燃料デブリは毎秒約1リットルの冷却水で冷却されている。東電は3号機において冠水した 炉底を2017年7月、水中ロボットによって撮影し、一般に公開した。ほとんど流れが見られない静的な 場所と沸騰している動的な場所がある。事故直後、炉底は一様に熔融燃料で溢れ沸騰していたがいまでは ないまでは、ないたりまで、この場所を観察し燃料デブリがどのように冷却されているか考察した。

#### **2.静的な場所**

このビデオを見ると床面には浮遊物質が沈殿したようなき め細かい粒子が一面に堆積し、ところどころに円筒状の小さ な物質が見られる。これは大きさと形状から炉心にあった燃 料棒から破れ、燃料ペレットが抜けだし、溶融した原子炉底 の中央部分からすり抜け、落下したと推定される。ペレット はほとんど堆積物を被っていないことから比較的最近落下し たと思われる。炉心の崩壊が継続していると推定される。浮 遊物質の堆積物に落下した燃料ペレットは落下後ほとんど移 動していないと判断される。このことからこの場所は炉心中 央部の下付近と推定される。

#### 3.動的な場所

小片となった板状が積み重なった隙間から蒸気が上昇し,熱 水がわずかながら沸き上がっている。時折、その小片は吹き 飛ばされている。ロボットが移動する直前に大量に沸騰して いる。この状況はロボットを推進したスクリューから泡を巻 き起こしたとの見解もある。事前に公開された同機の水中遊 泳では全く気泡は発生していない。30℃程度の水温では発生 しない。しかし沸点に近い状態のなかではこのような現象は



起こり得る。したがってこの小片が積み重なった深部は 100℃を超え、小片の塊と水との境界は 100℃近 いと想定される。この熱源は燃料デブリの他は考えられない。この小片が燃料デブリである。東電が発表 した事故報告書資料にはペデスタル床に落下した燃料デブリの堆積場所の範囲が示されている。サンプは ペデスタル床に 2 か所ある。床勾配にそってこのサンプに燃料デブリが流れ込んだとしている。したがっ てこの沸騰している場所はサンプと特定される。

#### 4.燃料デブリの冷却メカニズム

サンプ2か所にはその形状から30tずつの核燃料が1m程度堆積し、その量から約30kwが発熱していると推定される。燃料デブリの熱伝導度は10W/(m・K)と想定され、ピット表面だけの冷却水だけであれば、燃料デブリの深部は1000℃を超える。高温になると水素ガスが発生する。しかしこのようことがないことから別の冷却メカニズムが考えられる。事故当時2000℃を超える熔融燃料が炉心中央からサンプに流れ込んだ時に、その下のコンクリートも熔融し切り込みが形成された。冷えた後にこれが水路となった。

冷却水はこの水路を通じて静的な場所から動的場所に供給され、燃料デブリを冷却している。30k wの発熱で水が沸騰するには水量は少量である必要がある。水路と言っても燃料デブリの小片が堆積 しており流れ抵抗は高く水量は限定されている。試算すると毎秒10cc程度である。2か所あり合わ せて毎秒20cc程度である。動的な場所で燃料デブリは沸騰水のなかでキャビテーションをおこしなが ら少しずつ削られ細片化し、軽い物質が冷却水とともに水面近くを浮遊し、炉心下の静的な場所に対 流し、公開された写真の通り浮遊物は炉底中央に沈殿している。水は沈殿物に浸透し水路を通じて動 的な場所に循環し燃料デブリを冷却し水面に向けて沸き上がっていると推定される。

#### 5. 結論

事故時の時形成された水路を通るわずかな冷却水が燃料デブリを冷却していると推定される。 参考文献

[1] 「福島第一原子力発電所 1~3 号機の炉心状態について」2011 年 11 月 30 日 東京電力㈱

Yosuke Yamashiki¹, <u>yamashiki.yosuke.3u@kyoto-u.ac.jp</u> Haruo Morishige² <u>internetkobe@mountain.ocn.ne.jp</u> ¹Kyoto Univ., ²Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group
# 汚染水貯留タンクの耐震評価と耐震補強 基礎ボルトのないタンクの補強策提案

Earthquake resistance evaluation of contaminated water storage tank and seismic reinforcement

(Proposal for reinforcement of tank without foundation bolt

*森重茂美¹,森重晴雄¹,山敷庸亮¹²

1福島事故対策検討会,2京都大学

福島第一発電所にある汚染水貯留タンクの大半は基礎ボルトに締結されていない。これについて耐震評価 を行うと 0.26Gの水平加速度で基礎から滑落する評価になった。このタンクの耐震補強を検討した。

キーワード:汚染水貯留タンク,基礎ボルト,耐震補強,福島第一発電所,事故対策

#### 1. 緒言

福島第一発電所では汚染水タンクは溶融事故直後、溢れ出る汚染水を暫定的に止めるために急遽タンクが設置されたが、基礎ボルトに締結されていない。設置後7年経過した今も、地震は頻発しており、暫定措置とするのは難しい。現在タンクは1000基あまり貯蔵容量も100万㎡を超え、トリチウムで汚染されている。規制委員会が公表した東電資料^{[1][2][3][4]}に基づいて耐震評価を行い。この汚染水タンクを耐震補強する案を検討した。

#### 2. 汚染水貯留タンクの耐震評価と耐震補強

#### 2-1. 耐震評価

東電案は鉛直の浮き上がり効果が考慮されていない。鉛直地震加速度を水平地震加速度の1/2として以下に再評価した。(1)式は転倒式である。(2)式は滑動評価式である

H=13m, L=11m, 鉄板とコンクリートのμを0.4とすると転倒時の水平加速度αは0.59G、滑動時のαは0.26Gとなる。汚染水タンクは0.26Gの水平加速度でコンクリート台から滑落することになる。タンクは実際は地震動の5倍くらいの加速度になることから50galの地震5強程度の地震でも滑動する。

#### 2-2. 耐震補強

汚染水貯留タンクを汚染水を貯留した状態で耐 震補強が行える補強方法を図1の通り考案した。

タンク側板にスタッドを一面に打ち、周囲に杭 を埋設し、杭とスタッドをコンクリ-トで埋設する。 水平加速度 4G にも耐震可能である。

#### 3. 結論

福島第一周囲では地震は今も頻発しており、地 震によってこの加速度を超えタンクが滑動する可 能性は高いので早期に補強する必要がある。



#### 参考文献

[1]「1F汚染水貯留タンクの耐震性評価について」(規制委HP 投稿時点掲載中HP

http://www.nsr.go.jp/data/000107385.pdf) 東京電力 2015 年 5 月 1 5 日 (規制委HP 投稿時掲載中)

- [2]「1F汚染水貯留タンクのスロッシング評価について」(規制委HP 投稿時掲載中) https://www.nsr.go.jp/data/000097521.pdf) 東京電力 2015 年 1 月 29 日
- [3]「汚染水貯留タンクのコンクリート版の構造について」(規制委HP 投稿時掲載中)
  - https://www.nsr.go.jp/data/000171427.pdf) 東京電力 2016 年 1 1 月 29 日

[4] [Earthquake resistance assessment of contaminated water storage tank at Fukushima and its reinforcement basic design

Haruo Morishige*1 Haruki Morishige*1 Katsuhisa Fujita*2 and Yousuke Yamashiki* ASME PVP2017 IN HAWAII July 017

*Shigemi Morishige¹, Haruo Morishige² and Yosuke Yamashiki^{1,2}

¹. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, ²Kyoto Univ.

# Study on the damage of core internals in nuclear reactor during severe accident

*Jiang LIU¹, Yoshinao KOBAYASHI¹

¹Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

**Abstract:** To assess the access route to the fuel debris in nuclear power plant, corrosion of the structural stainless steel by the corium should be clarified. By immersion experiment, the dissolution behavior of corium into the stainless steel was estimated. The influence of zirconium on the dissolution behavior was investigated. **Keywords:** Severe accident, Fuel debris, Dissolution, Diffusion coefficient, Stainless steel, zirconium.

#### 1. Introduction

The severe accident that broke out at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant has led to an eventual catastrophic. During the accident, the control rods ( $B_4C$ ) dissolved into the cladding tube (stainless steel) at high temperature and melt into the corium.^[1] It would flow down to the bottom of the plant and react with the supported stainless steel. To treat the fuel debris in reactor, it is necessary to understand the dissolution behavior between the stainless steel and the corium. In this study, the diffusion behavior of corium into stainless steel was estimated by the diffusion coefficient of boron. The influence of zirconium added into the melt corium was also investigated.

#### 2. Experiment

The corium was simulated by the stainless steel,  $B_4C$  and zirconium powder. Protected by the Ar-H₂ gas, they were synthesized at 1723 K in an alumina crucible. After adjusting the immersion temperature in furnace, a stainless steel rod was immersed into the molten alloy for one minute. Then, the rod together with the crucible was taken out of the furnace and quenched immediately by water. The rod surrounded by the alloy was cut and the chemical composition around the interface between steel and alloy were analyzed by EPMA.

#### 3. Results and discussion

After immersion, the dissolved thickness of steel rod was measured and the result was shown in Fig.1. It can be seen that the dissolved thickness increased with the increasing immersion temperature. In addition, as the concentration of zirconium in the corium increased, this dissolved thickness decreased significantly. It indicates that zirconium may suppress the diffusion of elements into the liquid corium. The diffusion coefficient of boron was estimated on the basis of the Fick's second law and the result was shown in Fig.2. It was found that the diffusion coefficient increased with increasing immersion temperature.

Compared with the corium with 16.4wt% zirconium, this







Fig.2 The diffusion coefficient of boron

coefficient in the corium with 22wt% zirconium was smaller. However, when temperature was higher than 1673K, this coefficient in corium without zirconium became the largest. It implied that the zirconium decreased the diffusion activation energy of boron. In the future, the diffusion coefficient of zirconium will be studied.

#### References

[1] S. Tanaka: Proc. Jpn. Acad., 2012, vol. 88, pp. 471-484.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

# [3L11-14] Establishing Guides Relating to a Planning of Decommissioning

Chair: Yasufumi Kitamura (Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group) Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 3:50 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

- [3L11] Establishing Guides relating to a planning of decommissioning *Akio Tamura¹ (1. Japan Nuclear Safety Institute) 2:45 PM - 3:00 PM
- [3L12] Establishing Guides relating to a planning of decommissioning *Ken-ichi Tanaka¹ (1. The Institute of Applied Energy) 3:00 PM - 3:15 PM
- [3L13] Establishing Guides relating to a planning of decommissioning *Yusuke Shimizu¹ (1. Nuclear Engineering Ltd) 3:15 PM - 3:30 PM
- [3L14] Establishing Guides relating to a planning of decommissioning *Kazuyuki Torii¹ (1. Shimizu Corp.) 3:30 PM - 3:45 PM

廃止措置の計画に係るガイドの整備

## (1/4) 全体概要

Establishing Guides Relating to a Planning of Decommissioning

(1/4) Summary of Activities

*田村 明男¹,田中 健一²,清水 祐輔³,鳥居 和敬⁴

1(一社)原子力安全推進協会,2(一財)エネルギー総合工学研究所,

3 原子力エンジニアリング(株),4 清水建設(株)

発電用原子炉施設等の廃止措置計画の具体化を図る際に必要となる廃止措置計画の準備において必要となる作業ガイドの整備状況について紹介する。

**キーワード**:廃止措置,準備作業、放射能インベントリ評価、廃止措置対象施設の特性調査、廃止措置の エンジニアリング

### 1. 緒言

原子力学会廃止措置分科会では 2015 年 10 月より廃止措置計画標準改定等の検討が実施されている。この中では、これまで現行の計画標準の改定案、新規の安全評価標準について基準(Code)としての制定に向けた議論が行われている。また、これと併行して、廃止措置計画段階で必要な作業を安全にかつ効率的に進めるための指針(Guide)(以下、「ガイドライン」という)の検討が行われている。必要な作業には、

「放射能インベントリ評価」、「廃止措置対象施設の特性調査」及び「廃止措置のエンジニアリング」が あり、これらのガイドラインの概要と策定の意義について述べる。

### 2. ガイドラインの概要

安全確保を大前提に効率的な廃止措置計画を確立するためには、計画立案作業を明確にするとともに廃 止措置実施者が共通的な手順でこの計画立案作業を実施できるようにする必要がある。このための共通的 な実施手順をガイドラインとして整備する。

(1) 放射能インベントリ評価ガイドライン

廃止措置の対象施設に残存する放射性物質の特性、分布及び量を評価する際の考え方及び手順を整備。 (2)廃止措置対象施設の特性調査ガイドライン

廃止措置対象施設の設計情報や設備・機器・構造物の特性等を調査する際の考え方及び手順を整備 (3)廃止措置エンジニアリングガイドライン

廃止措置で実施する除染工事、解体工事及び廃棄物の処理等に係る計画を立案する際の考え方及び手順を整備。

### 3. ガイドライン策定の意義

廃止措置計画の準備に係る作業手順を共通的なガイドラインとして整備することにより、今後益々増加 すると考えられる廃止措置実施者が行う廃止措置計画策定作業をより安全かつ効率的に実施できるように なることが期待できる。また、これにより無駄な作業が排除され廃止措置費用の低減を図ることが可能と なる。

### 参考文献

[1] 日本原子力学会における軽水炉安全技術・人材ロードマップローリング対応最終報告(2017年3月)

*Akio Tamura¹, Ken-ichi Tanaka², Yusuke Shimizu³,Kazuyuki Torii⁴

# 廃止措置の計画に係るガイドの整備 (2/4) 放射能インベントリ評価に係るガイドの策定

Establishing Guides relating to a planning of decommissioning

(2/4)Establishing a guide on radiological characterization

田村 明男¹,*田中 健一²,清水 祐輔³,鳥居 和敬⁴

1(一社)原子力安全推進協会,2(一財)エネルギー総合工学研究所,

3 原子力エンジニアリング(株),4 清水建設㈱

廃止措置の対象施設に残存する放射性物質の特性、分布及び量について評価する際の考え方及び手 順についての解説をガイドにまとめる。この内容について紹介する。

キーワード:廃止措置、準備作業、放射能インベントリ評価、放射化汚染、2次的汚染

#### 1. 緒言

廃止措置分科会で策定作業中の放射能インベントリ評価(以下、「評価」という。)に係るガイドライン の策定状況について報告する。評価では、放射化汚染、2次的汚染及び運転中廃棄物の評価について取り 扱う。放射能インベントリ評価の結果は、廃止措置準備作業の下流側作業であるエンジニアリング作業や 安全評価で用いられることから、その信頼性が廃止措置計画全体の信頼性に影響を及ぼす。

#### 2. 放射能インベントリ評価ガイドラインの概要

#### 2-1. 廃止措置インベントリ評価の基本的な要件

評価における基本的な要件は、IAEA-TRS No.389¹、GSR Part.6²及び NE-T-1.18³を参照し、国 内の実情を踏まえ策定した。

#### 2-2. ガイドラインの構成

(1) 要件の規定

評価では、1)記録の調査、2)計算による評価、 3)現場測定及び4)サンプル分析・測定を適切な組 み合わせと順序で実施する。これらの作業の品質 を保証するため、QAの体系を定め、その下で実 施する。QAでは評価の結果の他、評価の妥当性 検証について規定する。評価の結果は、下流側の 作業で利用可能な形式でデータベース化する。ガ イドラインでは、これら作業に係る要件を規定する。 (2)手順等の紹介



原子力施設(施設)に残存する放射能はその起源により中性子の照射により生成した放射化物と核分裂 生成物(FP)に分類できる。これらは、汚染の性状によってこれらは、放射化汚染及び2次汚染に分類さ れる。評価ではこれに加え運転中廃棄物の評価も合わせて実施する。ガイドラインでは、これら放射能の 分類ごと及び汚染の性状ごとの評価の手順及び実例を紹介する。

#### 3. 今後の計画

2018年度に廃止措置分科会の審議を経て、制定・発行を目指している。

#### 参考文献

[1]IAEA, Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purpose, TRS No.389 (1998)
[2]IAEA, Decommissioning of Facilities, No.GSR Part 6] (2014)
[3]IAEA, Determination and use of scaling factors for wastes characterization in nuclear power plants, No.NW-T-1.18((2009))

Akio Tamura¹, *Ken-ichi Tanaka², Yusuke Shimizu³,Kazuyuki Torii⁴

## 廃止措置の計画に係るガイドの整備 (3/4)廃止措置対象施設の特性調査に係るガイドの策定

### Establishing Guides Relating to a Planning of Decommissioning

(3/4) Estbilishing a guide on an investigation for plant characteristics

#### 3 原子力エンジニアリング(株),4 清水建設㈱

廃止措置の計画に係る標準の整備の一環として、特性調査の考え方、方法及び先行事例をまとめる「施 設の特性調査ガイドライン」の発行に向けた検討状況を説明する。

**キーワード**:廃止措置,準備作業、放射能インベントリ評価、廃止措置対象施設の特性調査、廃止措置の エンジニアリング

#### 1. 緒言

安全かつ合理的な廃止措置計画の立案に当たっては、廃止措置対象施設の状況に関する特性調査を行わ なければならない。ここでは、廃止措置を計画する原子炉設置者の参考となるよう、特性調査の考え方、 方法及び先行事例をまとめた「施設の特性調査ガイドライン」の発行に向けた検討状況を説明する。

#### 2. 検討

#### 2-1. 特性調査の項目抽出、調査方法検討

廃止措置準備作業の作業フローから特性調査の目的、 位置付けを整理することで特性調査の調査項目を抽出 した。廃止措置準備作業の作業フローを図-1に示す。 また、抽出した調査項目ごとに調査方法を検討した。 〇調査項目の例:設置場所、寸法、形状、重量、材質、 有害物の有無 等

○調査方法の例(重量):図面調査、現地調査、類似設備の重量を適用 等

#### 2-2. 特性調査の調査精度の検討

安全かつ合理的な廃止措置計画を立案する観点から、 目的及び調査範囲の別に必要な調査精度を整理中であ る。特性調査の調査精度の検討例を表-1に示す。

○目的の例:放射能インベントリ評価、解体工法検討、 安全評価 等

○調査範囲の例:原子炉領域、非管理区域 等

#### 2.3 ガイドライン制定のための課題

施設の特性調査ガイドラインを制定するためには、 今後廃止措置を行う事業者の参考となるよう、特性調 査の実績情報をガイドラインに例示する必要がある。

#### 3. 結論

廃止措置計画における施設の特性調査の目的、位置づけを明確化することで調査項目を抽出し、そのデ ータを取得するために適用可能な調査方法が抽出できた。また、調査の目的及び調査対象範囲の違いによ る、調査精度の違いを整理している。

今後は施設の特性調査の調査精度の検討を継続すると共に、先行事例の実績を調査しガイドラインへ反映 していく予定である。

#### 参考文献

[1] 日本原子力学会:実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画:2011, 2011年12月

Akio Tamura¹, Ken-ichi Tanaka², *Yusuke Shimizu³,Kazuyuki Torii⁴



図-1 廃止措置準備作業の作業フロー

表-1 特性調査の調査精度の検討例

調査範囲	調査精度(材質)		
原子炉領域の設備	<b>微量元素を含めた詳細な組成</b> (放射能インベントリ評価のため の情報)		
非管理区域	SUS、CS 等の金属種別 (解体工法、廃棄物処理検討のた めの情報)		

2018年春の年会

廃止措置の計画に係るガイドの整備

(4/4) 廃止措置のエンジニアリングに係るガイドの策定

Establishing Guides relating to a planning of decommissioning

(4/4) Establishing a guide on decommissioning engineering

田村 明男¹,田中 健一²,清水 祐輔³,*鳥居 和敬⁴

1(一社)原子力安全推進協会,2(一財)エネルギー総合工学研究所,

3 原子力エンジニアリング(株),4 清水建設㈱

廃止措置で実施する除染,解体及び廃棄物等の処理に係る計画を立案する際の考え方及び手順 についての解説をガイドにまとめる。この内容について紹介する。

キーワード:廃止措置,準備作業,除染,解体,廃棄物処理

#### 1. 緒言

原子力施設の廃止措置計画に当たっては,除 染,解体及び廃棄物等の処理に関する計画を立 案するためのエンジニアリング業務が必須とな る。ここでは,廃止措置計画立案の参考となる よう,各項目に関するエンジニアリングの考え 方及び手順解説の内容を紹介する。図1に当ガ イドの位置付けを示す。



図1 当ガイドの位置付け

# 2. 検討 2−1. 除染

廃止措置における除染の考え方について,除染対象物及び除染方法を十分に把握する必要があ るため,各項目を細分類し,解説をまとめる。また,除染工事の着手及び完了要件について,具 体的な手順を示す。

#### 2-2. 解体

廃止措置における解体の考え方について,解体対象物及び解体方法を十分に把握する必要があ るため,各項目を細分類し,解説をまとめる。また,解体工事の着手及び完了要件について,具 体的な手順を示す。

#### 2-3. 廃棄物等の処理

廃止措置における廃棄物等処理の着手及び完了要件については,運転時及び廃止措置時の排出 時期,放射性廃棄物の状態(固体,液体,気体)によって確認すべき事項が異なるため,各項目 に分類し,具体的な手順の洗い出しを行う。

#### 3. 結論

廃止措置のエンジニアリングに係るガイドの策定を実施することにより,廃止措置計画立案の 際に参考となる除染,解体及び廃棄物等の処理に係る計画の考え方及び手順を示すことができる。 これにより,安全かつ合理的な廃止措置計画が立案できる。

#### 参考文献

[1]日本原子力学会:原子力施設の廃止措置の実施:2014,2015年11月

[2]日本原子力学会:実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画:2011,2011年12月

Akio Tamura¹, Ken-ichi Tanaka², Yusuke Shimizu³, *Kazuyuki Torii⁴

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

# [3N01-05] Pyroprocessing

Chair: Sou Watanabe (JAEA)

Wed. Mar 28, 2018 9:30 AM - 10:55 AM Room N (M3-211 - M3 Building)

[3N01]	Study on fluorination reaction of antimony compounds for development
	*Daisuke Watanabe ¹ , Daisuke Akiyama ¹ , Nobuaki Sato ¹ (1. Tohoku Univ.) 9:30 AM - 9:45 AM
[3N02]	Thermodynamic stability of Gd-Cd intermetallic compounds *Shin Akashi ¹ , Hiroki Shibata ¹ , Takumi Sato ¹ , Hirokazu Hayashi ¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 9:45 AM - 10:00 AM
[3N03]	R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
	*Takumi Sato ¹ , Hirokazu Hayashi ¹ , Masahide Takano ¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 10:00 AM - 10:15 AM
[3N04]	Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA
	*Takashi Omori ¹ , Hitoshi Nakamura ¹ , Ryosuke Miura ¹ , Yasushi Tsuboi ¹ , Kazuo Arie ¹ (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)
	10:15 AM - 10:30 AM
[3N05]	Separation of selenium and tellurium from molten chloride melts *Yoshiharu Sakamura ¹ , Tsuyoshi Murakami ¹ , Koichi Uozumi ¹ (1. CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM

### フッ化物揮発法の開発に向けたアンチモン化合物のフッ化反応に関する検討

Study on fluorination reaction of antimony compounds for development of fluoride volatility method

*渡邊 大輔1、秋山 大輔1、佐藤 修彰1

1東北大

核分裂生成物の構成元素の一つであるアンチモンについて、フッ化物揮発法における移行挙動を理解する ため、熱重量・示差熱分析法によりアンチモン化合物のフッ化反応を評価した。酸化アンチモンは約 350 ℃ 以上でフッ素と反応して揮発した。アンチモンの5価への酸化反応を伴い、オキシフッ化物を経由して SbFs を生成したと考える。

キーワード:再処理、フッ化物揮発法、核分裂生成物、アンチモン

#### 1. 緒言

フッ化物揮発法では使用済燃料をフッ化剤と反応させ、生成したフッ化物の蒸気圧の差を利用して核燃料 物質を選択的に揮発分離して回収する。アンチモンは使用済燃料に含まれる核分裂生成物元素の一つであり、 フッ化物の熱力学データが少ないことからフッ化物揮発法における移行挙動の検討が難しい元素である。本 研究では、フッ化物揮発法におけるアンチモンの移行挙動を検討する第一段階として、アンチモン化合物の フッ化反応について反応温度および反応経路を熱重量・示差熱分析法により明らかにすることを目的とした。

#### 2. 実験

アンチモン化合物のフッ化反応の熱重量・示差熱分析には、アルゴン雰囲気のグローブボックス内に設置 された熱天秤(Rigaku、Themoplus 2)を用いた。フッ化するサンプルには金属 Sb、SbF₃、Sb₂O₃、Sb₂O₄、Sb₂O₅ を用いた。各実験におけるサンプル重量は 10 mg 程度とした。供給ガスの流量は 60 ml/min、F₂ 濃度は 1.7%、 キャリアガスは Ar と N₂の混合ガスとした。昇温速度 2、5、10 ℃/min で常温から 500 ℃ までサンプルを加 熱しながらフッ素ガスを供給し、その時のサンプルの重量変化および熱量変化を測定した。

#### 結果および結論

Sb₂O₃および Sb₂O₅をフッ素ガスと反応させた結果(重量変化(ΔM)および熱量変化(DTA))を図 1(a)(b) にそれぞれ示す。いずれの酸化アンチモンの場合でも、約 350 ℃以上で発熱を伴い重量が減少した。Sb₂O₅の 場合は緩やかな発熱ピークのみが、Sb₂O₃の場合は緩やかな発熱ピークと重なって急激な発熱ピークも見られ た。この結果から、酸化アンチモンとフッ素ガスとの反応には緩やかな発熱反応と、Sb₂O₃の場合にのみ見ら れる急激な発熱反応の2種の反応があるとわかった。

アンチモンの価数は最大で5価のため、Sb₂O₅のフッ化反応ではアンチモンの価数の変化は伴わず、酸素原 子とフッ素原子の交換反応のみが起こる。アンチモンの5価のオキシフッ化物が存在[1]し、かつ SbF₅の沸点 が 142.7 ℃ [1]と報告されていることから、Sb₂O₅のフッ化反応で見られた重量減少を伴う緩やかな発熱反応 は酸素原子とフッ素原子の交換反応によりオキシフ 20 120

ッ化物を経由して SbF₅を生成する反応と考える。 Sb2O3の場合、フッ素と反応して SbF3もしくは SbF5 を生成して揮発する可能性がある。SbF3は 190 ℃以 上でフッ素と反応して SbF5を生成したため(結果は 図示せず)、350 ℃ 以上では Sb2O3 はフッ化により SbF5を生成して揮発したと考える。Sb2O3から SbF5を 生成するためにはアンチモンの酸化が必要となるた め、急激な発熱反応はアンチモンの酸化反応に相当 すると考える。したがって、Sb2O3の場合、アンチモ ンが5価に酸化されてオキシフッ化物を生成した後、 酸素原子とフッ素原子が交換して SbF5が生成したと 考える。

以上のように、酸化アンチモンとフッ素ガスとの 反応では、アンチモンの5価への酸化反応を伴い、ア ンチモンのオキシフッ化物を経由して SbF₅が生成す ると考える。

#### 参考文献

[1] Odile C., CEA-BIB-236, 1982.

*Daisuke Watanabe¹, Daisuke Akiyama¹ and Nobuaki Sato¹ ¹Tohoku Univ.





2018年春の年会

### Gd-Cd 金属間化合物の熱力学的安定性

### Thermodynamic stability of Gd-Cd intermetallic compounds

*明石 信,柴田 裕樹,佐藤 匠,林 博和

#### 原子力機構

Gd-Cd 系の 6 種類の金属間化合物 GdCd、GdCd₂、GdCd₃、GdCd_{45/11}、GdCd_{58/13} 及び GdCd₆の生成自由エネ ルギーを電気化学的手法で測定し、その熱力学的安定性について評価した。

キーワード: 乾式再処理、Cd 蒸留分離、Gd-Cd 金属間化合物、生成自由エネルギー、電気化学測定

#### 1. 緒言

高速炉用金属燃料やマイナーアクチノイド核変換用窒化物燃料の乾式再処理法では、溶融塩電解によって 超ウラン元素(TRU)を液体カドミウム(Cd)陰極中へ分離回収することが検討されている。溶融塩電解で得られ る TRU を含む Cd 合金からの Cd の蒸留分離を伴う金属や窒化物への再転換工程においては、中間生成物と

TRU-Cd 金属間化合物の安定性を理解するため、模擬物質としてガド リニウム(Gd)を用い、溶融塩を溶媒として用いた電気化学的手法によ り Gd-Cd 金属間化合物の生成自由エネルギー( $\Delta G_{\rm f}^0$ )を測定し、その熱 力学的安定性について評価した。

してTRU-Cd 金属間化合物の生成を考慮する必要がある。本研究では、

#### 2. 実験方法

Gd(III)/Gd(0)の平衡電位測定のための LiCl-KCl-GdCl₃(3.13×10⁻¹ mol%)のクロノポテンショメトリー及び LiCl-KCl-GdCl₃(3.13×10⁻¹ mol%)-CdCl₂(5.78×10⁻² mol%)の定電位電解による Gd と Cd のタング ステン電極への同時析出後の電位の経時変化測定を 673~873K で行った[1]。

#### 3. 結果と考察

定電位電解後の電位の経時変化測定では、二種類の金属間化合物の 化学平衡に起因する 6 つのプラトーを観測した (図 1)。これらは GdCd、GdCd₂、GdCd₃、GdCd_{45/11}、GdCd_{58/13}及びGdCd₆の化学平衡に 起因しており、プラトー電位と Gd(III)/Gd(0)の平衡電位との差 ( $\Delta E_1 \sim \Delta E_6$ )から各 Gd-Cd 金属間化合物の $\Delta G_1^0$ を導出した[1]。得られた  $\Delta G_1^0$ は、Cd 蒸気圧測定結果からの導出値[2]及びCALPHAD 法による 解析結果[3]と一部を除いてよく一致し (図 2)、本測定方法の有効性を 示している。また、各 Gd-Cd 金属間化合物の原子 1 モル当たりのギブ ズ自由エネルギー(G)は、他のランタノイド(Ln)-Cd 系での傾向と同じ く GdCd₂ で最小である。この結果は、Ln-Cd 系と同様の挙動を示す TRU-Cd 系において、TRUCd₂が最も安定であることを示唆している。



図 1. 溶融 LiCl-KCl-GdCl₃-CdCl₂の 定電位電解(-2.2 V vs Ag/AgCl, 60 s) 後の平衡電位の経時変化(673K)





Reichmann et al., J. Alloy. Compd., 610 (2014) 676-683. [3] M. Kurata et al., J. Phase Equilib., 22 (3) (2001) 232-240.

*Shin Akashi, Hiroki Shibata, Takumi Sato and Hirokazu Hayashi

Japan Atomic Energy Agency.

## 安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発 (2) コールド模擬物質を用いた TRU-Cd 合金の溶媒金属除去・再窒化試験

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(2) Renitridation Experiments of TRU-Cd Alloys Using Surrogate Materials

*佐藤 匠、林 博和、高野 公秀

原子力機構

TRUの模擬物質として Gd を用いて、約 100 g の Gd-Cd 合金からの Cd の蒸留分離及び蒸留窒化法による GdN の調製試験を実施した。反応生成物を粉砕して、再度蒸留窒化加熱を行うことで、残留 Cd 濃度を約 0.07wt%まで低減することができた。また、本装置では蒸発した Cd の約 99%を回収できることを確認した。

キーワード:マイナーアクチノイド、核変換、加速器駆動システム、窒化物燃料、乾式再処理、再窒化

- **緒言** 加速器駆動システム(ADS)などを用いたマイナーアクチノイド(MA)の核変換のため、乾式再処理 プロセスを含む窒化物燃料サイクルの研究開発を行っている。乾式再処理で得られた TRU-Cd 合金(TRU: Pu, MA)から Cd を蒸留分離して TRU を窒化物に再転換する再窒化工程に関して、これまでに 10mg から 1g 規模のアクチノイド元素を用いた基礎試験により原理的成立性を確認した[1-3]。本研究では、工学規模 の装置設計に向けて開発した 200gCd 合金/バッチの再窒化試験装置を使用して、TRU の模擬物質として Gd を用いて、Gd-Cd 合金からの Cd の蒸留分離及び蒸留窒化法による GdN の調製試験を実施した。
- 実験方法 約100gのGd-Cd合金(Gd約1.8wt%)を黒鉛るつぼに入れ、減圧下(約2Pa)743Kで4時間加熱してCdを蒸留分離後、窒素気流中(1.0L/min)1073Kで4時間加熱した。加熱後の試料を取り出し、乳鉢で粉砕した後、減圧下(約3Pa)1073Kで2時間、窒素気流中(1.0L/min)1073Kで3時間、加熱した。生成物の粉末X線回折測定を行うとともに、生成物を1N硝酸水溶液に溶解してICP発光分析法によるGd及びCdの定量分析を行った。また、Cd回収率の測定のため、装置内に回収したCdの重量測定を行った。
- 3. 結果と考察 生成物の粉末 X 線回折測定結果(図1) から、GdN のみの存在が確認された。また、生成物中 の Cd 濃度は約 0.07wt%、Gd 回収率は約 98%であった。 この結果は、蒸留窒化法で製造する窒化物中の Cd 濃度 を十分に低減することが可能であることを示すもので ある。一方、回収物の重量測定結果から、本装置では 蒸発した Cd の約 99%を回収できることを確認した。



#### 参考文献

[1] Y. Arai et al., Nucl. Technol., 162, 244-249 (2008).

[2] T. Satoh et al., Proc. Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009, 1278-1286.

[3] H. Hayashi et al., Electrochemistry, 77(8), 673-676 (2009).

本報告は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として日本原子力研究開発機構が実施した平成2 8年度「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部を含みます。

*Takumi Sato, Hirokazu Hayashi and Masahide Takano

Japan Atomic Energy Agency

# MA入りPu金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 (15)Zr高含有金属燃料の電解精製(3)

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel

with MA

(15) Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel (3)

*大森 孝 ', 中村 等 ', 三浦 涼介 ', 坪井 靖 ', 有江 和夫 '

1東芝エネルギーシステムズ(株)

TRU 金属燃料高速炉で用いる Zr 高含有燃料(TRU-40wt%Zr)の電解挙動を、TRU 模擬物質として U を用い て試験・検討している。電解槽の Cd 相中に U,Zr を溶解し、この Cd を陽極とした電解精製試験を行った結 果、塩中への Zr 溶解を抑制しつつ、Zr 高含有金属燃料が電解できる見通しを得た。

キーワード:金属燃料高速炉サイクル,電解精製,高Zr合金燃料,U無しTRU金属燃料,Cd 陽極

#### 1. 研究の背景と目的

軽水炉使用済み燃料中のPuとMAを回収し、Uを含まないMA入りPu燃料(TRU金属燃料)を用いた 金属燃料高速炉サイクルの研究を進めている[1]。その場合、Zr含有率は10wt%から約40wt%に増加するた め、燃料の優先溶解のためには電流密度を低く抑え[2]、析出物中Zr割合を低減するには塩中Zr濃度の抑 制が重要であることが分かっている[3]。Zr高含有金属燃料でも、塩中Zr濃度を抑えて、Zr割合が少ない Uを析出回収できることを確認するために、U,Zrを溶解したCdを陽極とした電解精製試験を実施した。

#### 2. 試験方法

SUS 保護容器内の炭素鋼るつぼ(φ89.1×φ85.1×130H)に、U/Zr 比が6/4 になるようにU93.31g、Zr62.24g を、酸化剤として CdCl₂を合計14.06g、Cdを1000.39g、LiCl-KCl 共晶塩(APL 製,純度99.99%)を491.64g 装 荷した。温度500℃で約70時間保持し、塩中U約2.2%、Zr約0%、Cd中U約1.6%、Zr約4.1%とした。 陰極はφ8mmのSUSに先端を溝加工しアルミナ傘を設け、参照極は耐熱ガラス内にLil-KCl-1wt%AgClを 添加した Ag/AgClとし、電流密度(塩/Cd 接触面積で規格)を1日目は約10mA/cm²、2日目は約20mA/cm²、 3日目は約14→10→6mA/cm²として、塩中及びCd中の撹拌を行いながら電解試験を行った。

#### 3. 試験結果

図1に陽極電位、電解電流と通電量の経時変化を、図2に塩及びCd中のU,Zr濃度変化を、図3に1日 目の電解析出物外観を示す。Zrの塩中への移行を防止しつつ、塩中及びCd中のU濃度がほぼ一定にて、 析出物中のZr割合が1%以下のUを析出回収することが出来、Zr高含有金属燃料の電解見通しを得た。



図1 陽極電位,電解電流,通電量経時変化 図2塩・Cd中U,Zr濃度経時変化 図31日目の電解析出物外観 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として実施している。[1]有江他、原子力学会2015 春の年会J48、[2] 大森他、原子力学会2016秋の大会H14、[3] 大森他、原子力学会2017年秋の大会2K01

^{*}Takashi Omori¹, Hitoshi Nakamura¹, Ryosuke Miura¹, Yasushi Tsuboi¹and Kazuo Arie¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2018年春の年会

### 溶融塩化物中からのセレンおよびテルルの分離回収

Separation of selenium and tellurium from molten chloride melts

*坂村 義治,村上 毅,魚住 浩一 雷中研

Se²⁻と Te²⁻が溶解した LiCl-KCl 共晶塩等の溶融塩系において、陽極で Te が優先的に酸化され析出すること、Cu を陽極に用いれば Te と Se を安定な Cu 化合物として回収できることを実証した。

キーワード: セレン, テルル, 溶融塩化物, 陽極析出

#### 1. 緒言

研究開発プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」の下で、ガラス固化体から長半減期 FP (¹³⁵Cs, ⁷⁹Se, ¹⁰⁷Pd, ⁹³Zr)を分離する技術を開発している。ガラス固化体を溶融塩中で還元 すると[1](注:ガラス固化体の保管・地層処分環境と全く異なる環境)、カルコゲン元素である Se と Te は、同族の O と同様に陰イオン (Se²⁻と Te²⁻)として塩中に溶出する。これまでに著者らは、LiCl-KCl 共晶 塩および CaCl₂ 中で Se と Te の基礎的な酸化還元挙動を調べてきた[2]。本研究では、Se²⁻と Te²⁻、O²⁻を共存 させた塩中で電解を行い、陽極に Se と Te を析出させて回収すると共に、元素間の分離性を調べた。

#### 2. 実験方法

MgO るつぼ (内径48 mm) に共晶組成の LiCl-KCl を 44.7 g 装荷し、高純度 Ar ガス雰囲気下で 450°Cに加熱して溶融した。そして、Na₂Se と Na₂Te、Li₂O を所定量添加後、Cu 陽極を用いた定電位電解による Te と Se の回収を行った。なお、陰極には Al 線、参照電極には Cu 線 (Li 金属析出電位で校正し Ag/AgCl (1.0 wt% AgCl) 電位基準に換算)を用いた。

#### 3. 結果および考察

電解前に測定した Cu 電極のサイクリックボルタモグ ラム (CV) を図1(a)に示す。塩中濃度は、Se=0.24 wt%、 Te=0.29 wt% (ICP-AES 分析より)、Li2O=0.17 wt% (添加量 より) である。Te と Se の析出 (Cu 化合物生成) に対応す る2つのアノードピークが明瞭に見られる。Teの方が析 🧣 -40 出しやすいものの、Se との析出電位差は小さい。第1回 目の電解は、Cu陽極電位を-0.8 Vに設定し、3h行った(電 流~5 mA、53 C)。引き続き、同様の電解を 11 回繰り返 した (設定電位は、-0.6 V まで段階的に変更)。電解の進 行に伴って、図1より、先ず Te 析出ピークが減少し、次 に Se 析出ピークが減少する様子が分かる。一方、O 析出 (Cu₂O 生成) のピークはほぼ一定している。電解終了後の 塩中濃度は、Se=0.040 wt%、Te=0.002 wt%まで低下した。 析出物の分析結果から、Te 濃度が高い条件では Te が優 先的に析出するものの、Se から Te を効率良く分離する ことは容易でないことが示唆された。



図1 LiCI-KCI-Na₂Se-Na₂Te-Li₂O中で測定したCu電極のサイク リックホ^{*}ルタモク^{*}ラム (0.1 V/s, 450°C)。電解前の塩中濃度は Se=0.24 wt%、Te=0.29 wt%、Li₂O=0.17 wt%。電解の 進行に伴って、(a)→(d)に変化。挿入写真は、-0.8 Vの 定電位電解で析出したCu-Te-Se (代表例)。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の 一環として実施したものです。

#### 参考文献

[1] K. Katasho, X. Yang, K. Yasuda and T. Nohira, J. Electrochem. Soc., 163 (10), D622-D627 (2016).
[2] 坂村義治、村上毅、魚住浩一、日本原子力学会 2017 年秋の大会 2K04、北海道大学、2017 年 9 月 14 日.

*Yoshiharu Sakamura, Tsuyoshi Murakami and Koichi Uozumi

Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

# [3N06-09] Minor Actinides Recovery and Fission Products Separation

Chair: Daisuke Watanabe (Tohoku Univ.) Wed. Mar 28, 2018 10:55 AM - 12:00 PM Room N (M3-211 - M3 Building)

# [3N06] Structural analysis on complexes formed in the extraction chromatography adsorbent for MA recovery *Yuya Katai¹, Haruaki Matsuura¹, Sou Watanabe², Tsuyoshi Arai³, Ryoji Abe³, Tomoaki Sakurai³ (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Shibaura Institute of Technology) 10:55 AM - 11:10 AM [3N07] IBIL analysis on complexes formed in an adsorbent for MA(III) recovery *Sou Watanabe¹, Wataru Kada², Yuya Katai³, Haruaki Matsuura³, Masashi Koka⁴, Takahiro Satoh ⁵, Tsuyoshi Arai⁶ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Gunma University, 3. Tokyo City University, 4. Beam Operation Co., Ltd, 5. National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology, 6. Shibaura Institute of Technology) 11:10 AM - 11:25 AM [3N08] Investigation of new extractants for MA separation *Hideya Suzuki¹, Yasuhiro Tsubata¹, Tatsuya Kurosawa¹, Tomohiro Kawasaki¹, Mitsunobu Shibata¹, Tatsuro Matsumura¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM
[3N09] P&T of LLFP contained in insoluble residue at reprocessing plant *Tatsuro Matsumura^{2,1} (1. Partitioning and Transmutation Technology Division, Nuclear Science and engineering Center, JAEA, 2. Project 5, ImPACT Program) 11:40 AM - 11:55 AM

### 抽出クロマト法を用いた MA 分離プロセス中に形成される錯体構造の評価

Structural analysis on complexes formed in the extraction

### chromatography adsorbent for MA recovery

*片井 雄也¹,松浦 治明¹,安倍 諒治²,櫻井 智明²,新井 剛²,

渡部 創³, 小藤博英³

1東京都市大学,2芝浦工業大学,3日本原子力研究開発機構

CMPO吸着材及び HDEHP 吸着材中に捕捉された Eu と Nd が溶離条件の相違によりどのように構造変化するか広域 X 線吸収微細構造により評価した。

キーワード: 抽出クロマトグラフィ法 Eu Nd 広域X線吸収微細構造 MA

#### 1. 緒言

使用済燃料に含まれるマイナーアクチノイド(MA)をリサイクルする、すなわち Am や Cm 等の MA を分離・回収する一つの方法として、多孔質シリカ粒子を担体とし、抽出剤を担持させた場を用いる抽出クロマトグラフィ法の開発が JAEA を中心として進められてきた。MA を分離可能な抽出剤としてoctyl-(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoyl methyl phosphine oxide (CMPO), Bis(2-ethylhexyl) hydrogen phosphate (HDEHP)に着目した。本研究では CMPO / SiO₂-P カラム、HDEHP / SiO₂-P カラムを用いた 2 段階の分離プロセスを検討している。1 段目では軽希土類及び Cs 等 FP の分離を、2 段目では重希土類の分離を狙ってい

る。本研究では軽希土類及び重希土類の代表として、Nd 及び Eu をそれぞれ 選定し、吸着材中に形成される錯体構造を評価することで分離メカニズムの 最適化に資することを目的とした。

#### 2. 実験

多孔質シリカ(富士シリシア製 平均粒子径 50µm)にスチレン-ジニビ ルベンゼン共重合体(架橋度 15 %)を被覆させた。被覆させた担体(SiO2-P)に 対して、CMPO または HDEHP を含侵率 33.3 wt% で担持させた。含浸させた 吸着材を用いた破過試験を行い、Nd と Eu を吸着させた。破過試験では CMPO 吸着材においては Eu と Nd を 10mM 含む 5M 硝酸をカラムに流して 吸着させ、5M 硝酸で洗浄行った。また、HDEHP 吸着材では Eu と Nd を 10mM 及び DTPA (Diethylene-triamine-penta-acetic acid) 50mM を含む 0.3M 硝酸をカ ラムに通して吸着させ 0.3M 硝酸で洗浄を行った。その後バッチ溶離試験を 実施した。溶離液組成は、CMPO吸着材については3M-0.001M硝酸または 50 mM DTPA 溶液 (pH1-3)、HDEHP 吸着材については 0.1M-1M 硝酸とした。 固液分離した後、固体を乾燥して EXAFS 測定試料とした。EXAFS 測定は、 高エネルギー加速器研究機構の放射光科学研究施設 BL27B にて Eu 及び Nd-LIII 吸収端を用い透過法により実施した。測定で得られたX 線吸収スペ クトルを EXAFS 解析プログラム WinWAS version3.02 を用いて解析した。構 造パラメータは FEFF8.00 による理論データを基にフィッティング解析によ り導出した。



図1 硝酸濃度による HDEHP 吸着材 の Eu-O 及び Nd-O 配位数の変化



図 2 硝酸濃度による HDEHP 吸着材の Eu-O 及び Nd-O 原子間距離の変化

#### 3. 結果と考察

溶離操作後に HDEHP 吸着材中に残留している希土類金属元素周りの最近接 O 原子数及びイオン間距離 の溶離液組成依存性を図1及び図2にそれぞれ示す。溶離操作に伴って、最近接 Eu-O 及び Nd-O 距離に変 化は見られなかったが、配位数に顕著な変化が見られた。酸濃度の上昇に伴って HDEHP の配位構造が明 確に変化していることが示唆された。HDEHP 吸着材では硝酸濃度に高くなるにつれて溶離率が上昇してお り、溶離反応の進行と共に残留している金属イオンと HDEHP との相関が弱くなっていることを確認した。

^{*}Yuya Katai¹, Haruaki Matsuura¹, Ryoji Abe², Tomoaki Sakurai², Tsuyoshi Arai² Sou Watanabe³, Hirohide Kofuji³

¹Tokyo City University, ²Shibaura Institute of Technology, ³Japan Atomic Energy Agency

EXAFS 実験は KEK 物構研・放射光共同利用実験、課題番号 2016G557 により実施した。

### MA(III)回収用吸着材内に形成される錯体構造の IBIL 分光分析

IBIL analysis on complexes formed in an adsorbent for MA(III) recovery

*渡部 創¹,加田 渉²,片井 雄也³,松浦 治明³,江夏 昌志⁴,佐藤 隆博⁵,新井 剛⁶ ¹原子力機構,²群馬大,³東京都市大,⁴ビームオペレーション㈱,⁵量研機構,⁶芝浦工大

抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術のために開発している、CMPO および HDEHP を含浸させた 吸着材内部で形成される錯体形成メカニズムの解明のため、XAFS を用いた評価を実施してきた。本研究 では、吸着材の IBIL 分光を実施し、XAFS 解析結果と組み合わせた評価を試みた。XAFS 測定より確認し た HDEHP 抽出剤の錯形成への寄与の増加に起因して、IBIL スペクトルに変化が現れることを見出した。

#### キーワード: IBIL, EXAFS, MA 回収用吸着材, CMPO, HDEHP

1. **緒雷** 原子力機構では抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術の開発の一環として、CMPO および HDEHP を共に含浸させた吸着材を用いたプロセスの検討を実施している。当該プロセスでは高レベル放射 性廃液中の MA と希土類元素を吸着材に保持させ、DTPA 溶液によって MA を溶離した後に、希土類元素 を洗浄する。プロセスの構築において、希土類元素を溶離するための洗浄液の選定が課題となっており[1]、 クエン酸水溶液等の適用性を現在調査している。今までに、吸着材内部形成される錯体形成メカニズムを 解明し、洗浄液の選定に資することを目的として、X 線吸収微細構造(XAFS)を用いた希土類元素の錯体構 造解析を実施してきた。本研究では錯体構造の変化をより詳細に調査することを目的として、イオンビー ム誘起発光分光(IBIL)を実施し、XAFS 結果と組み合わせた評価を試みた。

2. 実験 CMPOと HDEHP を 1:1 のモル比で含浸させた吸着材を調製し、Eu(III)を吸着させた。これに pH をパラメータとして調製した 50 mM DTPA 溶液または 50 mM クエン酸溶液を接触させ、Eu(III)を脱着させたものを試料とした。IBIL 実験は、量研機構高崎研の TIARA にあるシングルエンド加速器の大気マイクロビーム装置を用いて実施した[2]。3 MeV に加速した H⁺を 1µm 径に集光させて吸着材粒子に照射し、発光スペクトルを UV-Vis 分光器によって測定した。

3. 結果及び考察 図1に得られた IBIL スペクトルを示す。比較のため各抽出剤単体系の結果も合わせて示 す。HDEHP 単体での IBIL スペクトルから、HDEHP が錯体形成に寄与することで λ=610 nm 付近に特徴的

なピークが現れることを確認した。混合系において、Eu 吸着 時には当該ピークが顕著ではないものの、DTPA 溶液やクエン 酸溶液による溶離操作後に顕著となり、残留している Eu の錯 体について HDEHP の寄与が大きくなることを明らかにした。 また、XAFS で評価した最近接構造に差異が確認されない試 料についても、IBIL スペクトルに顕著な違いが観察される場 合があり、XAFS のみでは捉えられない構造変化を IBIL 分光 分析で観察出来る可能性が示唆された。今後は、IBIL ピーク の帰属など、より詳細な解析を進めていく。



図1 Euを保持させた吸着材の IBIL スペクトル

#### 参考文献

[1] S. Watanabe et al., Nucl. Instrum. Meth. B, 404, 202-206 (2017).

[2] W. Kada et al., Nucl. Instrum. Meth. B, 318, 42-46 (2014).

*Sou Watanabe¹, Wataru Kada², Yuya Katai3, Haruaki Matsuura³, Masashi Koka⁴, Takahiro Satoh⁵ and Tsuyoshi Arai⁶

¹JAEA, ²Gunma Univ., ³Tokyo City Univ., ⁴Beam Operation Co., Ltd, ⁵QST, ⁶Shibaura Institute of Tech.

### MA分離のための新規抽出剤の検討

Investigation of new extractants for MA separation

*鈴木英哉¹,津幡靖宏¹,黒澤達也¹, 川崎倫弘¹,柴田光敦¹,松村達郎¹ ¹日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構(JAEA)では、分離変換技術の確立を目指して、高レベル放射性廃液(HLLW)中から マイナーアクチノイド(MA)を回収するための分離プロセスの研究開発を行っている。MA に対する優れた

選択性と高い実用性を持つ新規抽出剤について検討した。

**キーワード**:分離変換、MA 分離、DGA、溶媒抽出、抽出剤 1. **緒言** 

アメリシウム(Am)等の長半減期の MA を核変換によって、短 半減期化あるいは安定核種化するためには、HLLW 中から MA を分離・回収する必要がある。しかしながら、非常に多くの元素 が含まれている HLLW 中から、MA のみを選択的に回収するこ とは極めて困難である。JAEA が開発した抽出剤:テトラドデシ ルジグリコールアミド(TDdDGA:図1)は、3 価の MA(MA(III)) に対し高い選択性を示すが、MA(III)と共に抽出されるイットリ ウム(Y)やユウロピウム(Eu)の逆抽出が困難である。本研究では、 TDdDGA と分子骨格が同一で、側鎖に枝分かれを持つ新規抽出 剤:テトラ-2-エチルデシルジグリコールアミド(TEDDGA:図 2)を用いて抽出試験を実施し、抽出剤の基本性能を評価した。

#### 2. 実験

トレーサー量の²⁴¹Am、及び希土類元素(RE)を含む硝酸水溶液 (水相)と抽出剤を溶解した n-ドデカン溶液(有機相)の等容量を 振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離によ り相分離した。水相及び有機相の y 線をそれぞれ計測し、²⁴¹Am を 定量した。その他の金属イオンは ICP-MS、または ICP-AES を用い て濃度を測定し、分配比を求めた。

#### 3. 結果·考察

TDdDGA 及び TEDDGA による 3 価のランタノイド(Ln(III))及び Am(III)抽出における分配比を図 3 に示す。TDdDGA は La³⁺と Eu³⁺ の分配比が約 340 倍異なるのに対し、TEHDGA は約 23 倍となった。 TEDDGA は抽出能が適度であるため濃度を高く設定でき、抽出容 量を大きくできる。TDdDGA 及び TEDDGA を含む *n*-ドデカン溶 液による模擬 HLLW 抽出の写真を図 4 に示す。TDdDGA では沈殿 を生じたが、TEDDGA は沈殿を生成しないことがわかった。さら





図 4 TDdDGA(左), TEDDGA(右)による模 擬 HLLW の抽出 有機相: [DGA] = 0.1 M / *n*-dodecane 水 相: [HNO₃] = 2 M, Sr, Y, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, Cs, Ba, La, Nd, Eu

に、TEDDGA は反応速度が大きく、相分離性能にも優れており、高い実用性を持つことが明らかになった。

^{*}Hideya Suzuki¹, Yasuhiro Tsubata¹, Tatsuya Kurosawa¹, Tomohiro Kawasaki¹, Mitsunobu Shibata¹, and Tatsuro Matsumura¹. ¹Japan Atomic Energy Agency 2018年春の年会

# 再処理不溶解残渣に含まれる長寿命 FP の分離変換 (1)再処理不溶解残渣に含まれる長寿命 FP 分離プロセスの概念検討

P&T of LLFP contained in insoluble residue at reprocessing plant

(1) Concept of the separation process for LLFP contained in insoluble residue at reprocessing plant

松村 達郎 1,2

#### ¹ 原子力機構、² ImPACT Project5 再処理プロセスの改良/高度化 WG

内閣府の ImPACT プログラムにおいて、再処理における不溶解性残渣に含まれる長寿命核分裂生成物 (LLFP)を核変換システムに供給するための分離プロセスの概念検討を行った。

キーワード: ImPACT、分離変換、不溶解性残渣、モリブデン酸ジルコニウム、Pd、Zr

#### 1. 概要

ImPACTにおけるプログラムでは、高レベル放射性廃棄物(HLW)を低減すると共に回収した長寿命核分裂生成物(LLFP)を加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し、有用なものはリサイクルして再利用する新しいアイデアを検討している。検討対象の核種は、¹⁰⁷Pd、⁹³Zr、⁷⁹Se、¹³⁵Cs であり、HLW からの回収技術、核変換データの取得及び核反応実証試験、シミュレーション、加速器の要素技術及びシステム開発等について既存の概念にとらわれない革新的な取り組みを進めている。一方、107Pdと93Zrについては、無視できない割合が再処理の溶解工程における不溶解残渣の合金成分及び抽出工程以降に生じるモリブデン酸ジルコニウムに存在している。処分への負担軽減を実現するためには、これらの固体廃棄物中に存在する¹⁰⁷Pdと⁹³Zr を核変換システムに供給する分離回収技術の開発が必要である。そこで、本プログラムにおいて廃棄物低減及び資源化シナリオの策定及びプロセス概念の検討を行うプロジェクト5に、「再処理プロセスの改良/高度化ワーキンググループ」を設置して、不溶解性残渣からの¹⁰⁷Pdと⁹³Zr の回収法に関する概念検討を行った。

#### 2. 分離概念検討

不溶解性残渣及び工程内で発生するモリブデン酸ジルコニウムに関する文献調査を行い、これらの発生 量及び性状について整理を行った。HLW からの LLFP 回収技術の開発を進めているプロジェクト1では、 Pd と Zr については化学処理によって元素分離を行った後、核変換システムに供給する¹⁰⁷Pd 及び⁹³Zr を得 るため偶奇分離法による分離を行う方法が見出されていることから、本件で検討する分離回収プロセスに おいても、不溶解性残渣等から Pd と Zr を回収し、偶奇分離法による¹⁰⁷Pd 及び⁹³Zr の分離に供給すること を目的とした。分離回収プロセスの分離フローと採用可能な要素技術を併せて検討し、概略フローと各要 素技術に関する研究開発課題を提示した。本発表では、概念検討の結果を紹介し、今後の研究開発の方向 性について議論を行う。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものである。

ImPACT Project5 再処理プロセスの改良/高度化 WG

WGメンバー:○松村達郎(原子力機構)、山村朝雄(東北大)、鈴木達也(長岡技大)、鷹尾康一朗(東工大)、 佐野雄一(原子力機構)、津幡靖宏(原子力機構)、小山真一(原子力機構)、可児祐子(日立)、高橋優也(東芝)、 小山直(三菱重工)、駒嶺哲(日本原燃)

*Tatsuro Matsumura^{1,2}

¹Japan Atomic Energy Agency, ² Project 5 in ImPACT Program

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

# [3N10-12] Design and Development of Reprocessing Apparatus Chair: Masatoshi Iizuka (CRIEPI)

Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 3:40 PM Room N (M3-211 - M3 Building)

- [3N10] Development of high performance clarification system for reprocessing *Masayuki Takeuchi¹, Yasunori Miyazaki¹, Hirohide Kofuji¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 2:45 PM - 3:00 PM
- [3N11] Uranium extraction behavior in an annular centrifugal contactor *Atsushi Sakamoto¹, Yuichi Sano¹, Hirohide Kofuji¹, Masayuki Watanabe¹, Kenji Koizumi¹, Sanae Okamoto², Ryuta Misumi², Meguru Kaminoyama² (1. JAEA, 2. YNU) 3:00 PM - 3:15 PM
- [3N12] Uranium extraction behavior in an annular centrifugal contactor *Yuichi Sano¹, Atsushi Sakamoto¹, Hirohide Kofuji¹, Masayuki Takeuchi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency) 3:15 PM - 3:30 PM

# 高性能清澄システムの開発 ーシステム概念及びフィルタ性能の基礎的検討-

Development of high performance clarification system for reprocessing

- System concept and fundamental study of filter performance -

*竹内 正行1, 宮崎 康典1, 小藤 博英1

1日本原子力研究開発機構

将来的に処理が必要となる MOX 燃料では、不溶解性残渣の発生量が増大するため、清澄装置の性能向上が必要と なる。そのため、遠心清澄機とフィルタ清澄を組み合わせた高性能清澄システムを提案し、後段のフィルタ清澄の 基本性能を評価した結果、残渣捕集効率や運転性能の面で、技術的に適用可能な見通しを得た。 **キーワード**:高性能清澄システム、遠心清澄機、フィルタ、不溶解性残渣、差圧特性、捕集効率

#### 1. 緒言

将来の再処理プラントでは、使用済 MOX 燃料の処理が求められる。この処理に係る技術的課題の一つとして、 軽水炉 UO2 燃料に比べて、不溶解性残渣の発生量が増大する点が挙げられる。六ヶ所再処理工場等では遠心力を 利用した清澄装置が適用されているが、大量処理には適しているものの、微小で低密度の残渣は回収しにくいと想 定される。以上の点から、清澄性能を飛躍的に向上させるため、遠心清澄機とフィルタ清澄を組み合わせた高性能 清澄システムを提案し、後段に配置されるフィルタ清澄の基本性能として、模擬残渣を利用した捕集効率や運転時 の差圧上昇特性等について基礎的な評価を行ったので報告する。

#### 2. 試験

本システムでは、遠心清澄機で大部分の残渣を捕集後、十分な捕集が困難と想 定される微小粒径・低密度の残渣は後段のフィルタ清澄でほぼ完全に回収するこ とを目指している。そのため、フィルタの仕様としては、サブミクロン以下の微 小残渣を効率的に回収するため、孔径 0.05µm, 0.2µm のセラミックフィルタ 2 種 を選定した。また、試験に供する模擬スラッジは、平均粒径 1µm 程度のアルミ ナ及びモリブデン酸ジルコニウム二水和物(嵩密度:3~4g/cm³)を使用した。残 渣捕集試験では、要素試験装置(図1)を製作し、残渣捕集率やフィルタ装置の 運転上重要な差圧上昇特性、逆洗による差圧回復傾向等について評価した。



#### 3. 結果·考察

試験結果の一例として、模擬残渣にアルミナを使用した場合のろ過時 の差圧上昇及び逆洗による差圧回復の傾向を、Ruth のろ過速度式等を 用いて算出した計算値とともに図2に示す。図の結果から、試験時間に 伴って差圧は単調に増加したが、逆洗によって速やかに差圧は回復する 傾向を示した。なお、差圧が高い領域で、実測値が計算値を上回る傾向 が認められたが、これはろ過ケーキが圧縮され、透過しにくくなるため と考えられる。残渣の捕集率は孔径 0.05µm, 0.2µm のフィルタともに、 ほぼ 100%(ろ液中の残渣量は検出限界以下)であった。また、孔径 0.2µmのフィルタの差圧上昇傾向は孔径 0.05µmに比べて緩やかであり、 逆洗頻度低減の観点から、より実用的であると判断される。





※本報告は、経済産業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28年度高速炉国際協力等技術開発」の成果の一部です。

^{*}Masayuki Takeuchi¹, Yasunori Miyazaki¹ and Hirohide Kofuji¹

¹Japan Atomic Energy Agency,

# 遠心抽出器内のU抽出挙動評価

## (1) ロータ回転数依存性

Uranium extraction behavior in an annular centrifugal contactor

(1) Effect on the rotor speed

*坂本 淳志 1, 佐野 雄一 1, 小藤 博英 1, 渡部 雅之 1, 小泉 健治 1,

岡本 紗苗², 三角 隆太², 上ノ山 周²

1日本原子力研究開発機構,2横浜国立大学大学院

遠心抽出器のロータ回転数がUの抽出挙動に与える影響について、試験により評価した。ロータ回転数 の増加に伴い、分散相の液滴径が減少し反応表面積が増加する一方、吸込性能の上昇により混合時間が低 下するため、U抽出の段効率は所定のロータ回転数で最大となることを確認した。

キーワード: 遠心抽出器, 抽出性能, ロータ回転数

#### 1. 緒言

原子力機構では将来の再処理工場に適用する抽出装置として、従来使用されてきたミキサセトラやパル スカラムに比べ相分離性能が高く、よりコンパクトで迅速な処理が可能な遠心抽出器(図1)の開発を進め ている。遠心抽出器では、従来、抽出性能が最大となる運転条件を装置構造ごとに決定してきた。本研究 では、ロータ回転数の変化が抽出性能に与える影響について、液滴径を含めて調査することで、抽出性能 と液滴径の関係性を明らかにし、遠心抽出器の最適な運転条件の選定に資することを目的とした。

#### 2. 試験方法

ロータ内径 φ 25 mm 及び φ 55 mm の遠心抽出器を対象に、有機相には 30%TBP-ノルマルドデカンを、水 相には硝酸ウラニル溶液(U:18~20 g/L、H+:3 mol/L)を用いてロータ回転数に対する U 抽出性能を評

価した。 $\phi 25 \text{ mm}$  ロータでは、有機相と水相を合わせた流量を 2 L/h で 固定し、ロータ回転数を 2,000 min⁻¹~6,000 min⁻¹まで 500 min⁻¹ずつ変化 させた。 $\phi 55 \text{ mm}$  ロータでは、流量を 30 L/h、ロータ回転数を 3,500 min⁻¹、 4,000 min⁻¹ とした。抽出性能は、抽出前後の水相中 U 濃度、並びに、バ ッチ試験により求めた抽出平衡時の U 濃度から、マーフリー型段効率 により評価した。

同型の遠心抽出器を対象に、有機相には 30%TBP-ノルマルドデカン を、水相には純水を用いて、ロータ回転数に対する分散相の液滴径の変 化を調査した。液滴径は、槽底から撮影したカメラ画像の解析により求 めた平均径で評価した。

#### 3. 結果及び考察

 φ25 mm ロータにおいては、3,500 min⁻¹で段効率が最大となり (図2)、φ55 mm ロータにおいても4,000 min⁻¹よりも3,500 min⁻¹ の方が、高い段効率を示した。いずれの遠心抽出器においても、 分散相の液滴径は、ロータ回転数の上昇と共に微細化が進み、 一定の値となる傾向にあった。ロータの回転数上昇は二相の反 応表面積を増加させ、一定の値までは段効率を向上させる一方、 吸込性能を向上させ、二相の混合時間を減少させることによる 段効率の低下にも寄与すると考えられる。本試験では、ロータ 回転数 3,500 min⁻¹付近を境に、混合時間の短縮化が、液滴径の 微細化による効果を上回り、前述のような傾向を示したものと 推測される。





*Atsushi Sakamoto¹, Yuichi Sano¹, Hirohide Kofuji¹, Masayuki Watanabe¹, Kenji Koizumi¹, Sanae Okamoto², Ryuta Misumi², Meguru Kaminoyama²
¹Japan Atomic Energy Agency, ²Yokohama National University

2018年春の年会

### 遠心抽出器内の U 抽出挙動評価(2)CFD を利用した解析

Uranium extraction behavior in an annular centrifugal contactor (2) CFD analysis

*佐野 雄一¹,坂本 淳志¹,小藤 博英¹,竹内 正行¹

1日本原子力研究開発機構

遠心抽出器の運転条件が U の抽出挙動に与える影響について、液相(水相及び有機相)間の物質移動を考慮した、乱流数値モデルに基づいた CFD 解析により評価した。ロータ回転数や有機相/水相流量比の違いによる抽出挙動の変化について、実験により得られた傾向を概ね再現できることを確認した。 キーワード:遠心抽出器、溶媒抽出、CFD

#### 1. 緒言

原子力機構では、単機あたりの処理能力や溶媒の放射線劣化の 抑制等の点において、ミキサセトラ等の他の抽出装置に対して優 れた性能を有する遠心抽出器(図1)を開発している。本研究では、 装置の運転条件(ロータ回転数及び有機相/水相流量比(O/A比)) の違いが抽出性能に与える影響について知見を得ることを目的に、 液相(水相及び有機相)間のウラン(U)の移動を考慮した、液相 /気相からなる乱流数値モデルに基づいた CFD 解析を実施すると ともに、実験結果との比較を行った。



#### 2. 解析及び実験

ロータ内径 25mm を有する抽出器の流路部を対象に解析を実施した。計算時間を短縮するため、計算体 系は周期境界を用いて 1/4 の形状とし、約 7 万セルのメッシュを作成した。解析モデルは、水相、有機相 及び気相の3相を対象としたオイラー混相流モデルを、また乱流モデルとしては標準k-εモデルを使用し、 ロータ回転数及び O/A 比をパラメータとして、ANSYS FLUENT による非定常計算を実施した。分散相の 液滴径及び水相/有機相間の U の移動はユーザー定義関数により算出した。U を用いた抽出実験は既報の

#### 3. 結果及び考察

手順[1]に準じて実施、評価した。

解析及び実験より得られたU抽出時における段効率とロータ回転数との関係を図2に示す。両結果とも

にロータ回転数が3500 rpm 近傍において段効率が最大と なった。ロータ回転数の上昇に伴い分散相の液滴径が減 少し各相間の物質移動が促進される一方、混合部におけ る各相の滞留時間、すなわち両相の接触時間が低下する ため、ロータ回転数の増加に対し段効率は極大値を取る ものと考えられる。また、解析において、O/A 比が小さ い条件では段効率が大きく変動する様子が認められ、既 報の実験結果[1]が概ね再現された。

#### 1.000 ◇実験結果 0.998 ●解析結果 0.996 C 0.992 水相+有機相供給流量:2L/h (O/A = 1) 0.990 3000 4000 5000 6000 1000 2000 7000 ロータ回転数 (rpm) 図 2 ロータ回転数に対する U 抽出時の段効率の変化

#### 参考文献

[1] 坂本 他、日本原子力学会 2017 年秋の大会 2K12

^{*}Yuichi Sano¹, Atsushi Sakamoto¹, Hirohide Kofuji¹ and Masayuki Takeuchi¹

¹Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

# [3O01-05] Nuclide Separation and Recovery 3

Chair: Kenji Takeshita (Tokyo Tech)

Wed. Mar 28, 2018 9:30 AM - 10:50 AM Room O (M3-212 - M3 Building)

[3001]	Investigation of Adsorption Behaviors of Impregnated Silica Adsorbent using Micro-PIXE Analysis
	*Misako MIWA ¹ , Tatsuya Ito ¹ , Seong-Yun Kim ¹ , Shigeo Matsuyama ¹ , Yoshiharu Kitayama ¹ , Yuta Takai ¹ , Kazuya Numao ¹ (1. Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University)
	9:30 AM - 9:45 AM
[3002]	Development of High Selective Separation Method of Heat-generating Element from High-Level Liquid Waste
	*Tatsuya Kudo ^{2,1} , Tatsuya Ito ¹ , Seong-Yun Kim ¹ (1. Tohoku Univ., 2. JNFL) 9:45 AM - 10:00 AM
[3003]	Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids
	*Tadayuki Takahashi ^{2,1} , Tatsuya Ito ¹ , Seong-Yun Kim ¹ (1. Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel
[3004]	Solvent extraction behavior of selenium in nitric acid solutions *Takahiri Kawakami ¹ , Yuta Araki ¹ , Misaki Morita ¹ , Akihiro Uehara ² , Satoshi Fukutani ² , Yasuhiro Tsubata ³ , Tatsuro Matumura ³ , Chizu Kato ¹ , Toshiyuki Fujii ¹ (1. Osaka University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Japan Atomic Energy Agency)
	10:15 AM - 10:30 AM
[3005]	Fabrication of titanate nanowires by dealloying-oxidation methods and evaluation of Sr adsorption properties.
	*Teppei Saito ¹ , Kazuto Akagi ² , Koji S. Nakayama ² , Tadafumi Adschiri ² , Naoki Asao ^{2,1} (1. Shinshu University , 2. Tohoku University)
	10:30 AM - 10:45 AM

### マイクロ PIXE 分析を用いた含浸吸着材の吸着挙動に関する解析

Investigation of Adsorption Behaviors of Impregnated Silica Adsorbent using Micro-PIXE Analysis *三輪美沙子、伊藤辰也、金聖潤、松山成男、北山佳治、高井雄大、沼尾和弥

東北大学大学院・エ

高レベル放射性廃棄物中に含まれる発熱性核種を選択的に分離・回収するための分離プロセスを検討する ため、含浸吸着材における発熱性核種(Cs、Sr)の吸着・分離挙動に加えて、マイクロ PIXE 分析を行い、 含浸吸着材内部の元素分布情報を取得することで、核種ごとのミクロな吸着挙動の解析を行った。

キーワード:高レベル放射性廃液,含浸吸着材,抽出クロマトグラフィー、吸着、マイクロ PIXE

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減、環境負荷低減及び資源化・有効利用の観点から、高レベル放射性廃液(HLLW)中に含まれる発熱性核種の選択的分離・回収技術の開発に大きな期待がかけられている。我々は、選択性の高いコンパクトな分離装置の構成が可能である抽出クロマトグラフィ法に基づいた分離プロセスの研究開発を行っており、Cs に対してカリックスクラウン誘導体の1,3-[(2,4-diethylheptylethoxy) oxy]-2,4-crown-6-calix[4]arene (Calix[4]arene-R14)、Sr に対してクラウンエーテル誘導体である4,4',(5')-di(*tert*-butylcyclohexano)-18-crown-6 (DtBuCH18C6)が優れた含浸用抽出剤であることを見出している[1]。本研究では、それらの抽出剤を混合して多孔性シリカ/ポリマー担体粒子(SiO₂-P)に含浸させて複合吸着材[(Calix[4]+DtBuCH18C6)/SiO₂-P]を調製し、Cs及びSr に対する吸着・分離の特性を取得するとともに、吸着挙動の解明に向けた SEM-EDX 分析とマイクロ PIXE 分析を行った。

2. 実験及び結果 (Calix[4]+DtBuCH18C6)/SiO₂-P は、所定量を秤量したそれぞれの抽出剤とSiO₂-P を用 いて、減圧含浸法で調製した。発熱性核種それぞれの吸着特性及びカラム分離特性は模擬 HLLW を用い て取得した。金属イオン濃度の測定には ICP-AES 及び AAS を用いた。模擬 HLLW を用いた試験の結果、 (Calix[4]+DtBuCH18C6)/SiO₂-P は硝酸濃度 2~3 M において Cs 及び Sr のどちらも吸着選択性が高いことが 判明した。また、Cs 及び Sr の吸着速度を比較すると、Cs の吸着進度が速いことがわかった。そこで、さ らなる吸着挙動の解明のため、吸着試験後の吸着材を洗浄、乾燥させ、マイクロ PIXE 分析で内部の Cs 及び Sr の元素マッピングを得た。Cs 及び Sr の吸着材内部での分布を高分解能で測定するには、制動放 射によるバックグラウンドが少なく、吸着材の深部領域からの X 線測定を行うことが可能なマイクロ

PIXE 分析法が有効である。マイクロ PIXE 分析から 得られた、Cs 及び Sr のマップを図 1 に示す。ビー ム径 1um,エネルギー 3MeV の陽子ビームを 100umx100um でスキャンさせ特性 X 線を測定した 結果である。この結果、Cs 及び Sr は吸着材内部で の分布領域に差異が見られ、Cs は深部まで一様に吸 着されているのに対し Sr は表面に偏った分布をし ていることが明らかになった。



図 1. (Calix[4]+DtBuCH18C6)/SiO2-P のマイクロ PIXE 分析

(マップサイズ:100μm x 100μm)

#### 参考文献

[1] S.-Y. Kim, et al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 295 (2013) 1043-1050.

*Misako Miwa, Tatsuya Ito, Seong-Yun Kim, Shigeo Matsuyama, Yoshiharu Kitayama, Yuta Takai, and Kazuya Numao Tohoku Univ.

# 高レベル放射性廃液中からの発熱性元素の高選択分離法の開発 (3) Cs 選択吸着材を用いたカラム分離法の有限要素解析

Development of High Selective Separation Method of Heat-Generating Element from HLLW

(3) Finite Element Method Analysis for Column Separation Using Cs selective adsorbent

*工藤 達矢^{1,2},伊藤 辰也¹,金 聖潤¹

1東北大学大学院,2日本原燃

高レベル放射性廃液中に含まれる Cs を分離・回収するために効果的な含浸吸着材を用いてカラム分離する 場合の分離性能について有限要素解析により評価する手法について検討した。

#### キーワード:高レベル放射性廃液、含浸吸着材、吸着、有限要素法

#### 1. 緒言

使用済み核燃料の再処理によって発生する高レベル放射性廃液(HLLW)の「減容及び有害度低減」と「有効利用」を共に達成する観点から、HLLWの核種分離プロセスが提案されている^{III}。核種分離プロセスでは最初に発熱性元素(Cs, Sr)の分離を想定しているが、カラム分離法を用いて発熱性元素の分離を行う場合、流入するHLLWに含まれる核種からの発熱のみならず、吸着し、蓄積されていく元素の発熱によって、カラム内が高温になることが考えられる。このため、カラムの設計を行うためには、元素の移動だけでなく発生した熱の移動を評価する必要がある。本研究では、まず Cs(I)のカラム試験で得られた結果を計算によって再現するため、カラム内での吸着をともなった Cs(I)の物質移動について有限要素法を用いたシミュレーションを検討したので報告する。

#### 2. 数值解析

#### 2-1. 解析条件

カラム試験の結果を再現するため、直径  $\phi = 10 \text{ mm}$ 、長さ L = 20 mm のカラムを想定し、メッシュを作成した。運動量及び物質移動に関する Navier-Stokers 方程式及び連続の式を用いて安定化ガラーキン法 (Streamline Upwind/ Petrov-Galerkin 法; SUPG 法)に従い有限要素方程式を導き、時間方向に差分をとり、カラム内での Cs(I)溶液の移流を解析的に求めた。

#### 2-2. 有限要素方程式及びその解法

運動量の移動に関して導かれた有限要素方程式は以下の通りである。

$$(\mathbf{M} + \mathbf{M}_{S})\frac{(\mathbf{u}_{i}^{n+1} - \mathbf{u}_{i}^{n})}{\Delta t} + (\mathbf{A} + \mathbf{A}_{S})\frac{1}{2}(\mathbf{u}_{i}^{n+1} + \mathbf{u}_{i}^{n}) - (\mathbf{G}_{i} - \mathbf{G}_{Si})\mathbf{p}^{n+1} + \mathbf{D}_{ij}\frac{1}{2}(\mathbf{u}_{j}^{n+1} + \mathbf{u}_{j}^{n}) = 0$$
(1)

$$\left(\boldsymbol{C}_{x} + \frac{\boldsymbol{M}_{Px}}{\Delta t} + \frac{1}{2}\boldsymbol{A}_{Px}\right)u_{x}^{n+1} + \left(\boldsymbol{C}_{y} + \frac{\boldsymbol{M}_{Py}}{\Delta t} + \frac{1}{2}\boldsymbol{A}_{Py}\right)u_{y}^{n+1} + \boldsymbol{G}_{p}\boldsymbol{p}^{n+1} = \left(\frac{\boldsymbol{M}_{Px}}{\Delta t} - \frac{1}{2}\boldsymbol{A}_{Px}\right)u_{x}^{n} + \left(\frac{\boldsymbol{M}_{Py}}{\Delta t} - \frac{1}{2}\boldsymbol{A}_{Py}\right)u_{y}^{n}$$
(2)

ただし、*M*, *A*, *G*, *D*, *C* はそれぞれ、時間、移流、圧力、粘性、連続の各行の係数行列を表し、u は移流速 度、n は時間ステップを表す。また、添え字 *S*, *P* はそれぞれ、SUPG 法に起因する項、非圧縮性に起因する 圧力振動を抑える項である。

#### 3. 結論

Cs(I)のカラム内の移流及び物質移動の解析結果と実験結果を比較した結果について報告を行う。

### 参考文献

[1] S.-Y. Kim, Y.Xu, T. Ito et. al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 295, (2013), 1043-1050.

*Tatsuya Kudo^{1,2}, Tatsuya Ito¹, Seoung-Yun Kim¹

¹Tohoku University, ²Japan Nuclear Fuel Limited

## イオン液体を用いた高レベル放射性廃液の分離プロセスの開発 (7) ジグリコールアミド型抽出剤を用いた硝酸溶液からの希土類元素の抽出特性

Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids (7) Selective Extraction of Rare-earth Element from Nitric Acid Solution using Diglycolamide Extractant

*高橋正幸^{1,2},伊藤 辰也¹,金 聖潤¹ ¹東北大院・工,²日本原燃㈱

高レベル放射性廃棄物中に含まれる希土類元素およびマイナーアクチノイドを選択的に分離するため、ジ グリコールアミド型抽出剤を合成し、抽出剤を含有するイオン液体[C4mim][NfO]の抽出特性を明らかにす るとともに、核種分離プロセスへの適用について検討を行った。

キーワード:高レベル放射性廃液、イオン液体、溶媒抽出、希土類元素

1. 緒言 資源の有効利用および高レベル放射性廃棄物処分の負荷軽減の観点から、高レベル放射性廃液 (HLLW)からの有用元素の効率的な分離・回収技術の開発が望まれている。我々は、安全性が高く抽出効率 および分離係数の高い核種分離プロセスを開発するため、イオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し、抽出 剤を含有するイオン液体抽出系が模擬廃液からの Pd(II), Ru(III), Cs(I), Sr(II), Mo(IV), Zr(VI)分離において効 果的であり、選択的分離が可能であることを報告している[1]。しかし、ランタノイド(Ln)とマイナーアク チノイド(MA)の抽出剤として広く研究が進められている TODGA(tetraoctyl diglycolamide)は、[C4mim][NfO] のように抽出率向上が期待されるアルキル基の短いイオン液体への溶解性が低く、第3相を形成する。そ こで本研究では、イオン液体への溶解性を高めたジグリコールアミド型抽出剤の合成を行い、イオン液体 抽出系における Ln(III)の抽出特性を取得し、HLLW からの Ln, MA 分離に対する適用性について検討した。

2. 実験 Ln, MA 用抽出剤として MPEDGA (*N*,*N*'-dimethyl-*N*,*N*'-di-2-phenylethyl-diglycolamide, 図 1)を Diglycolic acid と *N*-methyl-2phenylethylamine の縮合反応から合成した。抽出特性はバッチ法によ り取得した。100 mM (M = mol·L⁻¹)の抽出剤を含有するイオン液体

[C₄mim][NfO](1-butyl-3-methyl-imidazolium nonafluorobutanesulfonate)と各 5 mM の Ln(III)を含む硝 酸溶液を試験管に封入して恒温槽内で攪拌を行った。水溶液中金属濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 結果 MPEDGA は[C4mim][NfO]への溶解性が高く、少な くとも 100 mM を用いた抽出試験の前後で第 3 相の形成は見 られなかった。次に、初期硝酸濃度 2 M において各 Ln 元素の 抽出率(*E*metal)を求めたところ、図 2 に示す結果が得られた。比 較のため、抽出剤として TODGA を用いた場合の結果も合わ せて示す。両者とも Ln 元素に対する抽出率は同様の傾向を示 したが、MPEDGA は TODGA よりも抽出率が向上することが 判明した。以上の結果に加え、発表では取得した温度依存性、 模擬廃液を用いた選択性などの抽出特性をもとに、分離プロ セスへの適用性について検討したので報告する。



図 1. MPEDGA の構造式

#### 参考文献

[1] T. Takahashi, T. Ito and S.-Y. Kim, ANUP2016, Sendai, Oct. 25, P-21 (2016).

*Tadayuki Takahashi^{1,2}, Tatsuya Ito¹ and Seong-Yun Kim¹

¹Tohoku Univ., ²Japan Nuclear Fuel Limited

### 硝酸溶液からのセレンの溶媒抽出特性

Solvent extraction behavior of selenium in nitric acid solutions

*川上貴大¹,荒木優太¹,守田美咲¹,上原章寛²,福谷哲², 津幡靖宏³,松村達郎³,加藤千図¹,藤井俊行¹

1大阪大学,2京都大学 原子炉実験所,3日本原子力研究開発機構

有機リン化合物及びジグリコールアミドを用いて、硝酸溶液からのセレンの抽出挙動を研究した。 有機リン化合物系では酸性度の増加とともにセレンの分配比は減少したが、ジグリコールアミド系では分配比は 上昇した。

**キーワード**: セレン、溶媒抽出、リン酸トリブチル、CMPO、ジグリコールアミド

#### 1. 緒言

⁷⁹Se は使用済燃料に含まれる半減期 32.6 万年の長寿命核分裂生成物(LLFP)である。LLFP の長期にわたる毒性は問題であるため、それらを分離、そして短寿命核種または非放射性核種に変換することが検討されている。⁷⁹Se の毒性は、他の LLFP やマイナーアクチノイド(MA)に比べて比較的早い段階でピークが表れる。このことから本研究では、Se の分離に焦点を当て硝酸系における Se の溶媒抽出特性を調べた。また U と Eu との共存状態での Se の抽出挙動も調べた。

#### 2. 実験

水相には対象元素である Se と U、Eu を含む硝酸溶液を調製した。 有機相には *n*-ドデカンに抽出剤としてリン酸トリブチル、CMPO、 TDdDGA を用いて溶液を調製した。両相を 30 分撹拌し正抽出を行い 遠心分離によって相分離を行った。その後、有機相を取り出し、水 相に希硝酸を入れて逆抽出を行い遠心分離を行った。正抽出および 逆抽出の溶質濃度を ICP-AES を用いて測定し、分配比を求めた。実 験条件を以下の表1に示す。



Se の分配比の結果を右の図1に示す。分配比は TBP、CMPO を用いたときは10⁻⁴から10⁻²とな り、TDdDGA を用いたときは10⁻²から10⁻¹程度 であった。リン酸トリブチル、CMPO を使用し たとき酸性度の増加とともに分配比は減少した が、TDdDGA を用いたときは、酸性度の増加と ともに分配比は上昇した。



図1Seの各抽出剤での分配比

表1 実験条件

Se 初期濃度:1 mM				
TBP:1MTBP/n-ドデカン				
CMPO: 0.2 M CMPO, 1 M TBP / n-ドデカン				
TDdDGA:0.1 M TDdDGA / 20 vol%オクタノール, n-ドデカン				

^{*}Takahiro Kawakami¹, Yuta Araki¹, Misaki Morita¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Chizu Kato¹, Toshiyuki Fujii¹

¹.School of Engineering, Osaka Univ. ².Research Reactor Institute, Kyoto Univ. ³.Japan Atomic Energy Agency

# 脱合金酸化法によるチタン酸塩ナノワイヤーの作製と ストロンチウム吸着性能評価

Fabrication of Titanate Nanowires by Dealloying-Oxidation Methods and Evaluation of Sr Adsorption

Properties

*齋藤 哲平¹, 赤木 和人², 中山 幸仁², 阿尻 雅文², 浅尾 直樹^{1,2} ¹信州大学, ²東北大学

チタン-アルミニウム合金を室温でアルカリ処理すると、アルミニウムの選択的溶出とチタンの酸化が起こ り、微細なナノワイヤー構造から成るチタン酸ナトリウムが得られた。本材料は層状構造を有することか ら、ストロンチウムイオンに対するイオン交換特性を評価した。

キーワード: 脱合金酸化、チタン酸、ナノワイヤー、層状構造、ストロンチウム、イオン交換

#### 1. 緒言

福島原発の事故により放射性物質が漏洩し、多量の汚染水が発生した。特に⁹⁰Sr は半減期が長く、環境に対 する影響が大きい。現在、汚染水に対して吸着剤を用いた除染活動が進められているが、より効率的な吸着 剤の開発は、廃炉をより迅速に行うために極めて重要である。

#### 2. 実験

チタン-アルミニウム合金リボン(Ti₆Al₉₄)を水酸化ナトリウムに室温で浸漬させたところ、アルミニウムの

溶出と同時にチタンの酸化が進行し、チタン酸ナトリウムが収率よく 得られた。電子顕微鏡やX線による解析の結果、本材料が直径 2-3 nmの極めて微細なナノワイヤー構造から成り、レピドクロサイト型 の層状構造を有していることを明らかにした(図1)。^[1] 同様に組成 比の異なる合金粒子(TiAl₃)についても同様な操作を行い、チタン酸 ナトリウムのナノ材料を得た。^[2] これら材料を塩化ストロンチウム 水溶液、塩化ナトリウムを溶解させたストロンチウム水溶液下の2種 類に浸漬してそのイオン交換機能を調べた。

#### 3. 結果と考察

ストロンチウムイオンの吸着実験の結果、その最大吸着量は Ti₆Al₉₄ 由 来の吸着材で 3.8 meq/g、TiAl₃ 由来の吸着材で 4.5 meq/g となり、こ れらは理論値のそれぞれ 66%、60%に値する。また分配係数は 1 mM 塩 化ストロンチウム水溶液においてそれぞれ 2.4×10⁵ ml/g と 3.8×10⁶ ml/g であった。さらに吸着速度を検討した結果、5 分以内には吸着が 完了することを確認した。これは本材料が微細なナノワイヤー構造を 有しているため、イオン交換速度が速くなったと考えられる。ナトリ



図 1. チタン酸ナトリウムナノ ワイヤーの TEM 図



ウムイオン (Na:100 mM、Sr:1.5 mM) 混在下においても分配係数は 9.5×10³ ml/g と 1.8×10⁴ ml/g となり、 高いイオン選択性を示すことを見出した。

#### 参考文献

[1] Y. Ishikawa, S. Tsukimoto, K. S. Nakayama, N. Asao, *Nano Lett.* 15, 2980 (2015).
[2] T. Saito, M. Zhang, R. D. Kavthe, K. Akagi, K. S. Nakayama, T. Adschiri, N. Asao, *Chem. Lett.* 46, 1825-1827 (2017).

*Teppei Saito¹, Kazuto Akagi², Koji Nakayama², Tadafumi Adschiri², Naoki Asao^{1,2}

¹Shinshu Univ., ²Tohoku Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

# [3006-10] Nuclide Separation and Recovery 4

Chair: Asano Hidekazu (RWMC)

Wed. Mar 28, 2018 10:50 AM - 12:10 PM Room O (M3-212 - M3 Building)

# [3006] Analyses of the sorption properties of ferrocyanide nanoparticles for Ru, Rh, Pd and Mo in order to realize both high quality and volume reduction of vitrified object *Shinta Watanabe¹, Masato Nakaya¹, Masahito Yoshino¹, Takanori Nagasaki¹, Ria Mishima², Miki Harigai², Yusuke Inaba², Kenji Takeshita², Jun Onoe¹ (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Institute of Technology) 10:50 AM - 11:05 AM [3007] Selective separation of palladium and molybdenum by using radioresistant microorganisms Norizo Saito¹, Hiroshi Tanaka¹, Toshiyuki Nomura¹, Masakazu Furuta¹, *Yasuhiro Konishi¹ (1. Osaka Prefecture University) 11:05 AM - 11:20 AM [3008] Solvent extraction of rhodium from nitric acid solutions in a partitioning process *Misaki Morita¹, Yuta Araki¹, Takahiro Kawakami¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Chizu Kato¹, Toshiyuki Fujii¹ (1. School of Engineering, Osaka University, 2. Reserch Reactor Institute, Kyoto University, 3. Japan Atomic Energy Agency) 11:20 AM - 11:35 AM [3009] Adsorption Behavior of Sulfur-containing Amide Acid-functionalized Silica Adsorbent for Separation and Recovery of Platinum Group Metals from High-level Liquid Waste *Tatsuya Ito¹, Seong-yun Kim¹, Nobumichi Nagano¹, Keitaro Hitomi¹ (1. Tohoku university) 11:35 AM - 11:50 AM [3010] Solvent extraction behaivor of palladium and nickel in nitric acid solutions using novel extractants. *Yuta Araki¹, Misaki Morita¹, Takahiro Kawakami¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Chizu Kato¹, Toshiyuki Fujii¹ (1. Osaka University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Japan Atomic Energy Agency) 11:50 AM - 12:05 PM

## ガラス固化体の高品質・減容化に向けたフェロシアン化物ナノ粒子への Ru, Rh Pd および Mo の収着特性解析

Analyses of the sorption properties of ferrocyanide nanoparticles for Ru, Rh, Pd and Mo in order to realize both high quality and volume reduction of vitrified object

> *渡邊 真太¹, 中谷 真人¹, 吉野 正人¹, 長崎 正雅¹, 三島 理愛², 針貝 美樹², 稲葉 優介², 竹下 健二², 尾上 順¹

1名古屋大学,2東京工業大学

白金族元素およびモリブデンに対して高い収着能を有するフェロシアン化物を設計するために、本研究では、 第一原理計算と分光学的実験により、Ru, Rh, Mo および Mo のフェロシアン化物ナノ粒子への収着機構を解析したので報告する。

キーワード:フェロシアン化物,白金族元素,モリブデン,第一原理計算

1. 緒言: 高レベル放射性廃液(HLLW)のガラス固化プロセスにおいて、 白金族(Rh, Rh, Pd) が、ガラ スメルター側壁に沈降・析出することやモリブデン(Mo)がイエローフェーズとしてガラス固化体内に相 分離することが問題となっている。これらの問題を解決するために、我々はフェロシアン化物ナノ粒子を 収着剤として用いることにより、ガラス固化プロセスの前段階で HLLW から白金族および Mo を一括回収 する技術開発を行っている。効率的な白金族および Mo の回収のためには、それらの元素のフェロシアン 化物ナノ粒子への収着機構を解明する必要がある。本研究では、 第一原理計算と分光実験により、白金族 および Mo の収着前後の鉄(Fe) およびアルミニウム(Al)フェロシアン化物(HCF)の構造・電子状態 特性を解析したので報告する。

2. 実験・計算:単一金属イオンを収着した MHCF ナノ粒子について、赤外全反射分光法および粉末 XRD により 構造解析を行った。また、吸収分光法により Fe 内遷移および電荷移動型遷移を測定した。さらに、白金族および Moの HCF への収着機構に関与するエネルギー物理量を理論計算し、収着率との相関関係を解析した。

3. 結果・考察: FeHCF および AIHCF の場合、 白金族およ び Mo は、HCF の骨格を成す金属イオンと置換型収着する ことが分かった。図1に FeHCF における白金族および Mo の置換エネルギーを示す。HLLW が硝酸酸化雰囲気下であ ることから、Pd は Fe²⁺サイトを置換し易く、Ru, Rh, Mo は Fe³⁺サイトを置換し易いことが分かる。また、FeHCF の骨 格を成す Fe と置換した後、置換生成物は安定的に存在しう ると考えられる。

謝辞: 文科省「戦略的原子力共同研究プログラム」の助成 により、CASTEP を用いた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、それぞれ行われた。



*Shinta Watanabe¹, Masato Nakaya¹, Masahito Yoshino¹, Takanori Nagasaki¹, Ria Mishima², Miki Harigai², Yusuke Inaba², Kenji Takeshita² and Jun Onoe¹

¹Nagoya Univ., ²Tokyo Institute of Technology

2018年春の年会

### 放射線抵抗性微生物によるパラジウムおよびモリブデンの相互分離

Separation of palladium and molybdenum by using radioresistant microorganisms 斎藤 範三¹、田中 裕志¹、野村 俊之¹、古田 雅一¹、*小西 康裕¹

1大阪府立大学

放射性廃液中に含まれる Pd と Mo の相互分離を目指して、放射線抵抗性微生物(パン酵母 S. cerevisiae)に よる Pd(II)イオンと Mo(VI)の吸着分離特性について実験的に検討した。

キーワード:高レベル放射性廃液、パラジウム、モリブデン、放射線抵抗性微生物、分離、バイオ吸着

#### 1. 緒言

通性嫌気性細菌 *Shewanella algae* (ATCC 51181)^{[1],[2]} は、その細胞懸濁液への ⁶⁰Co ガンマ線照射 (< 3000 Gy) の影響を受けずに、中性溶液中の Pd(II)イオンを還元して金属ナノ粒子を細胞表層に産出するととも に、酸性溶液 (pH 0~2) においては Pd(II)イオンを細胞に吸着分離できることを明らかにした^[3]。

本研究では、放射性廃液中に含まれる Pd(II)と Mo(VI)の相互分離を最終目標として、上記の Shewanella 属細菌よりも入手容易なバイオ分離剤としてパン酵母 Saccharomyces cerevisiae に着目し、その放射線抵抗 性と両金属イオンの吸着能を実験的に検討するとともに、両金属イオン相互分離の可能性も検討した。

#### 2. 実験試料および実験方法

パン酵母 S. cerevisiae (NBRC 2044) の懸濁液に対して ⁶⁰Co ガンマ線を線量範囲 20 Gy~3000 Gy で照射 した後、このパン酵母細胞を模擬廃液に接種することにより、Pd(II)イオンおよび Mo(VI)イオンの分離実 験を室温でバッチ法によって行った。実験条件として、酵母細胞濃度は 5.0×10¹⁴ cells/m³、模擬廃液の初期 組成は 2.5 mol/m³ Pd(NO₃)₂, 2.5 mol/m³ (NH₄)₆Mo₇O₂·4H₂O, 1000 mol/m³ HNO₃ である。なお、液相金属濃度 の測定には ICP 発光分光分析器を使用し、菌体濃度はヘマトメーター法で測定した。

#### 3. 実験結果および考察

⁶⁰Co ガンマ線(1000, 3000 Gy)を照射したパン酵母を用いて、模擬廃液中の Pd(II)イオンの吸着分離実験を行った結果の一例を図1に示す。酵母による Pd(II)イオン回収率は、液相 Pd 濃度の減少量(実測値) に基づいて物質収支から算出した。図1に示すように、模擬廃液中の Pd(II)イオンが液相から酵母細胞に

急速に分離されて、1h後には Pd 回収率は 70%程度 に達する。⁶⁰Co ガンマ線(< 3000 Gy)を照射した酵 母細胞の Pd(II)イオン分離能は非放射線環境下の酵 母細胞と同程度になり、パン酵母 *S. cerevisiae* は放射 線抵抗性微生物であることが明らかになった。

なお、模擬廃液からの Mo(VI)イオンのバイオ分離・回収に関する研究結果は、紙面の都合から予稿では記載を割愛し、年会当日に口頭発表する。

#### 参考文献

[1] Y. Konishi et al., J. Biotechnol., 128, 648-653 (2007)

[2] 玉置ら, 化学工学論文集, 36, 288-292 (2010)

[3] 小西ら, 日本原子力学会 2017 年春の年会、1L06 (2017)





Norizo Saito¹, Tanaka Hiroshi, Toshiyuki Nomura, Masakazu Furuta and *Yasuhiro Konishi¹

¹Osaka Prefecture Univ.

### 群分離プロセスにおける硝酸溶液からのロジウムの溶媒抽出特性

Solvent extraction of rhodium from nitric acid solutions in a partitioning process

*守田 美咲¹, 荒木 優太¹, 川上 貴大¹, 上原 章寬², 福谷 哲², 津幡 靖宏³, 松村 達郎³, 加藤 千回¹,藤井 俊行¹(¹大阪大学,²京都大学原子炉実験所,³日本原子力研究開発機構)

マイナーアクチノイド(MA)分離抽出剤であるヘキサオクチルニトリロ三酢酸トリアミド(HONTA)及 びアルキルジアミドアミン(ADAAM)を用いて、硝酸溶液からのロジウムの抽出挙動を研究した。リン 酸トリブチル、CMPO 及びジグリコールアミドを用いた系より、相対的にロジウムの分配比は高く、ヘキ サオクチルニトリロ三酢酸トリアミドに関してはランタノイドに対し4桁程度低い分離係数を示した。 **キーワード**: ロジウム, 溶媒抽出, ヘキサオクチルニトリロ三酢酸トリアミド, アルキルジアミドアミン, ジ グリコールアミド

#### 1. 緒言

核分裂生成物元素のロジウムの放射性核種は半減期が短いた め、冷却後の使用済核燃料に含まれているロジウムは、非放射 である 103Rh が主な同位体となる。このため使用済核燃料から 回収したロジウムは放射能が低く、資源としての価値は高い。 しかし、これまでの研究において溶媒抽出特性の報告例は少な く、詳細な抽出挙動は不明である。そこで本研究では、群分離 プロセスで検討されている6つの抽出剤を用いたロジウムの抽 出実験を実施した。

#### 2. 実験

水相にロジウム、ウラン、セリウム及びユーロピウムを溶解し た硝酸を用い、有機相には抽出剤を溶解したドデカンを用いて、30分 攪拌し正抽出を行った。遠心分離後の有機相を分取し、0.01 M の硝酸 で逆抽出を行った。ICP-AES, ICP-MS で、正抽出及び逆抽出後の水相の 溶質濃度を測定し、分配比を求めた。

#### 3. 結論

図1の各抽出剤における Rh 分配比(D)の硝酸濃度依存性か ら、TBP 系及びジグリコールアミド系の D は低く、CMPO 系及 び MA 分離抽出剤系の D は比較的高いことが明らかとなった。

抽出剤濃度依存性の実験からは、CMPO 系及び MA 分離抽出 剤系では抽出種は[Rh]: [抽出剤]=1:1 が得られ、TBP 系及びジ



表1. 他元素/Rh の分離係数

市中刻		Co Eu/Ph	
加山別	0/ КП	Ce, Eu/Rh	
CMPO	$7.6 \times 10^{3}$	Ce; 8.0 × 10 ³	3
TODGA	9.8 × 10 ³		3
TDdDGA	$3.1 \times 10^{3}$		2
HONTA		Eu; 1.1 × 10 ⁴	$8.0 \times 10^{-2}$
ADAAM		Eu; 4	1.5

グリコールアミド系では抽出種は[Rh]:[抽出剤]=1:2 が得られた。TDdDGA 系では高酸性度側でも D の 増加が見られた。表1より ADAAM を除く抽出系で、Rh は抽出対象に対して高い分離係数を得た。

*Misaki Morita¹, Yuta Araki¹, Takahiro Kawakami², Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Chizu Kato¹ and Toshiyuki Fujii¹ (¹Osaka University, ²Reserch Reactor Institute, Kyoto University, ³Japan Atomic Energy Agency)

# 高レベル廃液中からの白金族元素の分離・回収に向けた 硫黄含有アミド酸修飾シリカ吸着剤の吸着特性

Adsorption behavior of Sulfur-containing Amide Acid-functionalized Silica Adsorbent for

Separation and Recovery of Platinum Group Metals from High-level Liquid Waste

*伊藤 辰也¹, 金 聖潤¹, 長野 宣道¹, 人見 啓太郎¹

1東北大学

高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素を分離・回収するため、新たに硫黄含有アミド酸を修飾した シリカベースの吸着剤を合成し、バッチ法によってその吸着特性を評価した。

キーワード:高レベル放射性廃液、白金族元素、吸着剤

1. 緒言 高レベル放射性廃液(HLLW)に含まれている白金族元素は有用元素の有効利用という観点、ま たガラス固化の操作性を低下させることから分離・回収技術の開発が期待されている。そこで我々は、白 金族元素に親和性の高い硫黄を含むジアミド型抽出剤及びジアミド酸型抽出剤を担持した吸着材の吸着・ 分離特性を明らかにし、白金族元素に対して吸着性を示し、特に Pd の分離に有効であることを報告してき た[1-4]。しかしながら、含浸型吸着材に特有の抽出剤溶出が課題として挙げられた。その解決には、抽出 剤自体の疎水性を強化すること、抽出剤と同様な構造を担体に化学修飾することなどが挙げられる。そこ で本研究では、HLLW から白金族元素を選択的に分離・回収するため、新たに硫黄含有ジアミド酸構造を シリカ粒子に修飾した吸着剤を合成し、その吸着特性について検討した。

2. 実験 硫黄含有アミド酸修飾シリカ吸着剤(TDGAA-Si)は市販のアミノプロピル修飾シリカゲルに無 水チオジグリコール酸を反応させて合成した。硝酸濃度依存性、接触時間依存性等の吸着特性は、各金属 イオン濃度を 5 mM (M = mol/L)に調整した硝酸系模擬廃液を用いたバッチ吸着試験によって評価した。吸 着前後の水相中金属イオン濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 結果 吸着試験における吸着前後の金属イオン濃度から分配係数 K_dを計算し、初期硝酸濃度に対する依

存性を求めた結果を図 1 に示す。TDGAA-Si は既報の硫 黄含有ジアミド及びジアミド酸担持型吸着材と同様にPd に対して高い吸着性を示し、ランタノイド元素はほとん ど吸着しなかった[1-4]。また、本試験条件では水相上に 油滴は確認されなかったため含浸型吸着材よりも安定性 が向上していると推察される。一方、それらの含浸型吸 着材では硝酸濃度 1 M 以上において Ru の  $K_d$ が硝酸濃度 の上昇と共に増加していたが、TDGAA-Si では Ru の  $K_d$ は増加せず、Rh の  $K_d$ が増加した。以上に加え、接触時 間依存性、温度依存性等の吸着挙動について報告する。

#### 参考文献

(1) 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2014 年春の年会、H01 (2014).
 (2) 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2016 年春の年会、2102 (2016).
 (3) Tatsuya Ito, et al., ANUP2016, Sendai, Oct. 25, P-25 (2016).
 (4) 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2017 年春の年会、1L05 (2017).

^{*}Tatsuya Ito¹, Seong-Yun Kim¹, Nobumichi Nagano¹, Keitaro Hitomi¹ ¹Tohoku Univ.







## 新規抽出剤を用いての硝酸溶液からの パラジウム及びニッケルの溶媒抽出特性

Solvent Extraction Behavior of Palladium and Nickel in Nitric Acid Solutions Using Novel Extractants

*荒木優太¹,守田美咲¹,川上貴大¹,上原章寬²,福谷哲²,

津幡靖宏³, 松村達郎³, 加藤千図¹, 藤井俊行¹

1大阪大学 工学部,2京都大学 原子炉実験所,3日本原子力研究開発機構

新規抽出剤を用いて、硝酸溶液からのパラジウム及びニッケルの抽出挙動を研究した。パラジウムの分配 比は同族元素であるニッケルよりも著しく高いことが分かった。また、パラジウムにおいては、新規抽出 剤を使用すると、分配比が特に高くなった。

**キーワード**:パラジウム、溶媒抽出、ニッケル、ヘキサオクチルニトリロアセトアミド、アルキルジアミ ドアミン

#### 1. 緒言

パラジウムは使用済燃料に含まれる核分裂生成物元素である。パラジウムの中でも質量数 107 を持つ核 種は、半減期が 6.5×10⁶ 年あり、長期リスクの低減のためにも分離の対象となっている。また、パラジウ ムは高速中性子に対する反応断面積が大きいため、マイナーアクチノイドの核変換を妨害するおそれがあ る。本研究では、パラジウムの分離に焦点を当て、硝酸溶液からのパラジウムの溶媒抽出挙動を研究した。 また、比較のため、パラジウムと同族元素であるニッケルの抽出挙動も調べた。

#### 2. 実験

水相としてパラジウム、ニッケル等を含む硝酸溶液を調製した。有機相としてテトラドデシルジグリコ ールアミド(TDdDGA)、新規抽出剤であるヘキサオクチルニトリロアセトアミド(HONTA)、またはアルキ

ルジアミドアミン(ADAAM)を含む、 n-ドデカン溶液を調製した。 両相を 30 分撹拌した後、遠心分離により相分離した。相分離した 有機相と希硝酸を用いて逆抽出操作を行い、遠心分離を行った。 正抽出及び逆抽出後の水相中の溶質濃度を ICP-AES を用いて測 定し、分配比を求めた。

#### 3. 結果·考察

パラジウム、ニッケルの分配比の硝酸濃度依存性を図に示す。 いずれの抽出剤を用いた時も、分配比は低酸性度領域で最も高い 値を示し、高酸酸性度領域で分配比が下がっていくことが分かっ た。パラジウムにおいて、ジグリコールアミド系を抽出剤として 使用した時より、新規抽出剤を使用した時の方が分配比は 1 桁か ら 2 桁ほど高くなることが分かった。また、ニッケルの分配比は 総じて低かった。

#### 参考文献

[1] 荒木ら、日本原子力学会、2017 年春の大会、3L07

*Yuta Araki¹, Misaki Morita¹, Takahiro Kawakami¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Chizu Kato¹, Toshiyuki Fujii¹
1.School of Engineering, Osaka Univ. 2.Research Reactor Institute, Kyoto Univ.
3.Japan Atomic Energy Agency



の硝酸濃度依存性 TDdDGA:0.1 M TDdDGA HONTA:0.005 M HONTA (Pd) 0.05 M HONTA (Ni) ADAAM:0.02 M ADAAM (Pd) 0.2 M ADAAM (Ni) Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

# [3O11-16] Radioactive Waste Management for Load Reduction of Geological Repository

Chair: Yuji Sasaki (JAEA) Wed. Mar 28, 2018 2:45 PM - 4:20 PM Room O (M3-212 - M3 Building)

[3011] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal *Seichi Sato¹, Yuichi Niibori², Yaohiro Inagaki³, Go Chiba⁴, Kenji Takeshita⁵, Masahiro Kawakubo ⁶, Kazuhiro Tsubono⁶, Hidekazu Asano^{6,5} (1. Professor Emeritus, Hokkaido Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Kyushu Univ., 4. Hokkaido Univ., 5. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 6. RWMC) 2:45 PM - 3:00 PM [3O12] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, inconsideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal *Asano Hidekazu^{2,1}, Masahiro Kawakubo¹, Kazuhiro Tsubono¹, Seichi Sato³ (1. RWMC, 2. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 3. Professor Emeritus, Hokkaido Univ.) 3:00 PM - 3:15 PM [3013] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal *Kota Kawai¹, Tomohiro Okamura¹, Eriko Minari¹, Masahiro Kawakubo², Hidekazu Asano^{2,1}, Kenji Takeshita¹ (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center) 3:15 PM - 3:30 PM [3014] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal *Tomohiro Okamura¹, Kota Kawai¹, Eriko Minari¹, Hidekazu Asano^{2,1}, Kenji Takeshita¹ (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center) 3:30 PM - 3:45 PM [3O15] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally

> *Eriko Minari¹, Kota Kawai¹, Tomohiro Okamura¹, Masahiro Kawakubo², Hidekazu Asano^{2,1}, Kenji Takeshita¹ (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center) 3:45 PM - 4:00 PM

[3O16] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal *Kenji Takeshita¹, Kota Kawai¹, Tomohiro Okamura¹, Eriko Minari¹, Masahiro Kawakubo², Kazuhiro Tsubono², Hidekazu Asano^{2,1}, Go Chiba³, Yaohiro Inagaki⁴, Yuichi Niibori⁵ (1. Advanced Nuclear Fuel Cucle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Hokkaido University, 4. Kyushu University, 5. Tohoku University) 4:00 PM - 4:15 PM
# 21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢: Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分 に関する研究(1)経緯、視点、研究展開

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal,

(1) background, viewpoints and research plan

*佐藤 正知¹, 新堀 雄一², 稲垣 八穂広³, 千葉 豪⁴, 竹下 健二⁵, 川久保 政洋⁶, 坪能 和宏⁶, 朝野 英一^{5,6}

1北大名誉,2東北大,3九大,4北大,5東工大,6原環センター

原環センターは平成26年度より先進的核燃料サイクル技術が放射性廃棄物の地層処分へ及ぼす影響に関する研究を実施している.21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢の研究についてシリーズ報告する. キーワード:原子力利用,廃棄物管理,地層処分,核燃料サイクル,バックエンドプロセス

#### 1. 研究の経緯

原子力安全研究協会での検討^[1-3]を引き継いだ原環センターの自主研究では,発電以降の各種プロセス条件の多様性に着目し,核種分離・変換も考慮して,放射性廃棄物の地層処分への影響を解析により比較検討している^[4].再処理工程における技術オプションの一つである発熱性核種の分離技術には,従来の処分概念の基本を変更することなく処分場面積の削減などの合理化に期待が持てる一方で,分離後のTRU 核種の高速炉等による核変換と再処理に伴い発生するTRU廃棄物の処理処分などさらに研究を進めるべき課題も少なくない.また,2012年12月に公表されたフランス/CEAの報告書^[5]は,廃棄物の負荷をエネルギー供給全体のシナリオの中で評価し,関連するプロセスの組み合わせとそこでの条件,パラメータを統合的に設定し,処分における負荷低減効果を評価・検討している.

#### 2. 研究の視点と展開

原子力利用において放射性廃棄物の処分は不可欠 であり,環境負荷(廃棄物量と放射線影響)低減が望 まれる.原子力発電所の再稼働,使用済燃料貯蔵量 の増加,高速炉利用計画の推進,分離・変換技術へ の期待,地層処分の実現などの課題を有する我が国 においては,多様な条件を考慮した関連プロセスの 統合に関する研究が,廃棄物処分における負荷低減



### 図1 研究の展開概念

に繋がる.その際,現在の軽水炉利用から移行期を経て今世紀後半に新たな原子力利用形態に移ることを 展望すると共に,温室効果ガスの大幅な排出削減が求められているパリ協定に基づく我が国の地球温暖化 対策計画^[6]の中期,及び長期目標に関連する動向も視野に入れた選択肢を用意しておくことが重要である. 今回のシリーズ発表では,研究展開構想(図1),フランスの取り組み,及び本研究成果の一部を紹介する. 研究に当たっての当面の評価,検討では青色のテーマと水色領域の関連性に着目した.

#### 参考文献

[1] Y. Inagaki, T. Iwasaki, S. Sato, T. Ohe, K. Kato, S. Torikai, Y. Niibori, S. Nagasaki, K. Kitayama, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 46, p.677-689(2009). [2] F. Hirano, S. Sato, T. Kozaki, Y. Inagaki, T. Iwasaki, T. Ohe, K. Kato, K. Kitayama, S. Torikai, Y. Niibori, S. Nagasaki, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 46, p.443-452(2009). [3] F. Hirano, S. Sato, T. Kozaki, Y. Inagaki, T. Iwasaki, T. Ohe, K. Kato, K. Kitayama, S. Nagasaki and Y. Niibori, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 49, 310-319(2012). [4] K. Kawai, H. Sagara, K. Takeshita, M. Kawakubo, H. Asano, Y. Inagaki, Y. Niibori, S. Sato, J. Nucl. Sci. Technol.(submitted). [5] Report on sustainable radioactive waste management, December 2012, CEA. [6]地球温暖化対策計画,平成 28 年 5 月 13 日,閣議決定

*Seichi Sato¹, Yuichi Niibori², Yaohiro Inagaki³, Go Chiba⁴, Kenji Takeshita⁵, Masahiro Kawakubo⁶, Kazuhiro Tsubono⁶ and Hidekazu Asano^{5,6}, ¹Professor Emeritus, Hokkaido Univ., ²Tohoku Univ., ³Kyushu Univ., ⁴Hokkaido Univ., ⁵Tokyo Tech., ⁶RWMC

# 21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢: Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分 に関する研究(2)技術報告書(CEA/フランス)に関する事例調査

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal,

(2) a case study on CEA's report

*朝野英一^{1,2},川久保政洋¹,坪能和宏¹,佐藤正知³

1原環センター,2東工大,3北大名誉

継続的な原子力利用を前提とした次世代炉の導入と高速炉等による長寿命核種の分離・変換に関するフランス/CEAの 2012 年報告書に着目して,技術的な評価内容を中心に調査,分析した.

キーワード:原子力利用,廃棄物管理,シナリオ,分離・変換,インベントリ,地層処分

### 1. 緒言

フランスでの長寿命放射性核種の分離と変換に関する研究は、1991年の法律により3つの研究軸の一つ に選定された.放射性廃棄物等管理計画法(2006年)に基づき、原子力・代替エネルギー庁(CEA)より 2012年に公表された全5巻の報告書の第2巻「長寿命放射性核種の分離・変換」^[1]を調査対象とした.

### 2. 高速炉サイクルの導入による地層処分の負荷低減

フランスでは、2006年の上記法律により、高レベル放射性廃棄物及び長寿命中レベル放射性廃棄物の可 逆性を有する地層処分の実施が基本方針として定められ、2025年の操業開始に向けて準備が進んでいる. 一方、同法に基づく分離・変換オプションの研究も継続されている.上記第2巻の報告書では、粘土層を 利用するフランスの地層処分の科学的、技術的実現可能性に言及した上で、現在使われている軽水炉を第3 世代軽水炉でリプレース(2020年~)し、移行期を経て最終的には第4世代ナトリウム冷却型高速炉(2040年 ~)に全て置き換え(2100年~)るシナリオの下で、プルトニウム(Pu)のリサイクルとマイナーアクチノイド (MA)の分離・変換を進めた場合の放射性廃棄物の量と有害度の低減が検討されている.回収率99.9%で MA を分離して Pu と共に高速炉サイクル内に収納して燃焼することにより、2150年時点の地層処分場の面積 は、高レベル放射性廃棄物埋設領域で1/10、処分場全体では1/3に削減可能であるとしている(表1).

Pu や MA インベントリの経年変化の比較 や原子力利用のエンドポイントへの言及 なども本報告書の特徴と考えられる.

核変換技術と分離対象核種の組合せによる

表1 シナリオ設定期間中の廃棄物に対する地層処分場の比較

技術オプション	廃棄体貯蔵 期間(年)	処分場面積(ba)		Acceleration and Acceleration
		HLW領域	全体	SHEPPINE (Mm [*] )
核変換無し	120	1,200	1,400	6.7
Amのみ核変換		160	500	3.3
MA核変換		120	430	3.3

#### 3. 考察

我が国でも個別のプロセス技術の高度化が進められており,廃棄物管理の視点から関連するプロセスの 条件を分野横断的に統合化させて設定し,評価,検討することが重要になる.それには環境負荷低減の効 果を評価するための指標,及び原子力利用に関するシナリオ(例えば,原子力発電への依存度,設備の容 量や寿命,MOX利用,再処理施設やガラス固化施設の稼働などの状況設定に加えて,分離技術の導入や使 用済燃料の直接処分の可能性,さらには核変換技術の導入など,技術オプションを段階的に定量化して記 述したもの)を研究実施者自身が考案し,国内外の原子力を取り巻く状況の変化や研究の進捗に応じて使 い分け,更新していくことが求められる.

#### 参考文献

[1] Séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue, CEA, Décembre 2012. 表1は和訳して整理した.

*H.Asano^{1,2}, M.Kawakubo¹, K.Tsubono¹ and S.Sato^{3, 1}RWMC, ²Tokyo Tech., ³Professor Emeritus, Hokkaido Univ.

## 21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢:

# Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

# (3) 核燃料サイクル諸条件が使用済燃料とガラス固化体に及ぼす影響

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

(3) Effects of various nuclear fuel cycle scenarios on property of spent fuel and waste glass

*川合 康太¹, 岡村 知拓¹, 三成 映理子¹, 川久保 政洋², 朝野 英一^{1,2}, 竹下 健二¹, ¹東京工業大学, ²原環センター

燃料タイプ,燃焼度,使用済燃料(SF)冷却期間,ガラス固化体の廃棄物含有率に加えて,将来のオプションとして核種分離割合といった燃料サイクルにおける諸条件の変化が SF およびガラス固化体に及ぼす影響を発熱量の観点から検討した.さらに,諸条件が廃棄体専有面積(以下,専有面積)に及ぼす影響を1つの図に集約し得る廃棄体専有面積削減効果指標(CAERA)を考案した.

キーワード:高燃焼度,冷却期間長期化,高含有化,放射性廃棄物管理,MOX燃料,ガラス固化,地層処分 1. 緒言 ガラス固化体の発熱量は,燃料サイクルの諸条件(燃料タイプ,燃焼度,SF冷却期間,廃棄物含有 率に加えて,将来の技術オプションとして核種分離割合)によって決定され,その発熱量を小さくすること ができれば貯蔵期間の短縮や処分場の専有面積の削減が期待できる.本シリーズ報告(1)で述べたように, 放射性廃棄物処分では環境負荷低減が望まれており,放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発 を推進することがエネルギー基本計画で示されている^[1].本研究では,上記の諸条件の変化が SF およびガラ ス固化体の発熱量および専有面積に及ぼす影響について検討した.また,これらの諸条件と専有面積の関係 を1つの図に集約し得る指標の導入を試みた.

2. 燃料サイクル諸条件の変化が使用済燃料とガラス固化体に及ぼす影響 上記の諸条件の変化が処分場の 緩衝材最高温度に及ぼす影響を検討するため、ORIGEN-ARP2^[2]を用いて SF とガラス固化体の発熱量を求め た. 燃焼度は 45 GWd/THM, SF 冷却期間は 4~30 年とし、ガラス固化後に 50 年間貯蔵して処分するとした. 緩衝材の制限温度を 100℃として、COMSOL Multiphysics code^[3]を用いた熱計算により専有面積を求めた. そ の結果, (i) 高燃焼度化により SF 1 トン当たりの発熱量は増加するが、廃棄物量当たりの発熱量の変化は小 さいため、ガラス固化体の処分に与える影響は無視できるほど小さい、(ii) 冷却期間の長期化によって、SF 中の²⁴¹Pu (半減期 14.29 年)のβ崩壊により²⁴¹Am (半減期 432.2 年)が増加するため、緩衝材最高温度のピ ーク値が現れる時間が遅くなる、(iii) 冷却期間の長さによって、専有面積の削減効果に対する Cs/Sr および MA 分離の有効性が異なる, (iv) 廃棄物含有率の増加はガラス固化体の発生本数を削減する一方、その発熱 量が増加すると専有面積が大きくなるため、ガラス固化体の発生本数と専有面積の関係から、専有面積削減 に対する廃棄物含有率の有効性が評価できることが明らかとなった.

## 3. 廃棄体専有面積削減効果指標(CAERA)の導入

燃料サイクルの諸条件が緩衝材最高温度に及ぼす影響を1つの図に集約し得る廃棄体専有面積削減効果指標(CAERA: Comprehensive Analysis of Effects on Reduction of disposal Area)を 導入した. CAERA 値 [kg/m²]は廃棄物含有率および専有面積か ら算出され(式1),1m²当たりの正味の廃棄物量(核分裂生成 物および MA の酸化物換算量)を表している.図1に示す様に CAERA 値を横軸に,緩衝材最高温度を縦軸にして整理すると, 燃料サイクル諸条件と専有面積の関係を表すことが可能であ り,例えば,第2次取りまとめ^[4]で想定されたケース(SF 冷却 期間:4年,Cs/Sr 分離なし)と比較した際の専有面積削減効果 を一目で理解できる.



図1 CAERA 値と緩衝材温度の関係

$$CAERA 値 [kg/m2] = \frac{廃棄物含有率 [wt%/本] - Na_20 含有率 [wt%/本]}{廃棄体専有面積 [m2/本]} \times \frac{1}{100} \times 固化ガラス重量 [kg] (式 1)$$

### 参考文献

[1] METI, エネルギー基本計画, 2014 [2] S. M. Bowman and L. C. Leal, NUREG/CR-0200, 2004 [3] COMSOL 2016. *COMSOL Multiphysics 5.2a*, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm, [4] JNC, TN1400 99-022

* Kota Kawai¹, Tomohiro Okamura¹, Eriko Minari¹, Masahiro Kawakubo², Hidekazu Asano^{1,2}, Kenji Takeshita¹
¹Tokyo Tech., ²RWMC

# 21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢: Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分 に関する研究

## (4) Cs/Sr 分離による高含有ガラス固化体処分の廃棄体専有面積評価

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration

of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

(4) Evaluation of occupied area per waste package for high-loaded vitrified waste with Cs/Sr separation

*岡村 知拓1, 川合 康太1, 三成 映理子1, 朝野 英一1.2, 竹下 健二1

1東京工業大学,2原環センター

高レベル放射性廃棄物処分の負荷低減を目的として,高含有ガラス固化体を対象に Cs/Sr 分離による廃棄 体専有面積(以下,専有面積)の削減効果について検討した.使用済燃料(SF)の冷却期間を15年とした場 合,廃棄物含有率25wt%,30wt%および Cs/Sr 分離割合70%で専有面積の削減効果が最大となり,SF 冷却 期間4年,Cs/Sr 分離なしに比べて専有面積が約30%削減できることが明らかとなった.

キーワード:セシウム・ストロンチウム分離,再処理,使用済燃料冷却期間,ガラス固化,高含有化,地層 処分,地層処分面積削減,放射性廃棄物管理

1. 緒言 ガラス固化体の発生本数を削減するための技術オプションの一つとして,高含有化(高含有ガラス 固化体)が検討されている^[1].高含有ガラス固化体の含有率によっては発熱量が増加するため,専有面積が大 きくなる可能性があり,ガラス固化体埋設後の比較的初期の発熱量への寄与が大きい Cs と Sr を分離するこ とにより,専有面積を削減する効果が期待できる.そのため,含有率をパラメータとしてガラス固化体中の 主要な発熱性核種である Cs/Sr を分離することにより専有面積を低減する可能性について検討した.分離し た Cs/Sr は半減期が 30 年程度のため,発熱量が低下するまで適切に保管した上で処分することを想定した. 2. 計算条件 UO2燃料を対象として使用済燃料中の核種生成,崩壊,再処理の計算には Origen2.2-upj,実行 断面積ライブラリは JENDL4.0^[2]を用いた.燃焼度は45 GWd/THM とした.廃棄物含有率は最大で35 wt%と し,①ガラス固化体初期発熱量 2.3 kW/本以下,②酸化モリブデン(MoO3)含有率 1.5 wt%/本以下,③白金族 元素(PGM)含有率 1.25 wt%/本以下を満足するように MoO3 と PGM の分離割合を 70 %と設定した.また, ガラス固化後は 50 年間貯蔵した後に処分するものとした.緩衝材の制限温度は 100℃として, COMSOL Multiphysics code^[3]を用いた熱計算により専有面積を求めた.

3. 結果および考察 第2次取りまとめ^[4]で想定されたガラス固化体(SF冷却期間:4年, Cs/Sr分離なし)を 対象とした廃棄物含有率および専有面積はそれぞれ20.8 wt%と44.4 m²となり,報告(3)で導入した CAERA 値は0.97 kg/m²と算出された.SF冷却期間を15年とした場合の各廃棄物含有率における Cs/Sr 分離割合と

CAERA 値の関係を図1に示す.廃棄物含有率が25 wt%と30 wt%では、70%のCs/Sr分離割合でCAERA 値が1.33 kg/m²と 最大となり、約30%の専有面積の削減となった.また、Cs/Sr 分離割合を70%以上に増加してもCAERA 値は変化しなかっ た.これは、Cs/Sr分離割合の増加に伴い、ガラス固化体の発 熱量に占める²⁴¹Amの割合が相対的に大きくなり、緩衝材最 高温度を決定づける核種が²⁴¹Amとなったためである.廃棄 物含有率35 wt%では、Cs/Sr分離割合70%以上でCs/Sr分離に よる専有面積の削減効果が見られたが、その効果は廃棄物含 有率25wt%と30wt%に比べて小さかった.今回の検討方法は、 高含有ガラス固化体を対象として専有面積を削減するための Cs/Sr の分離割合を把握する有効な方法になると考えられる.

#### 参考文献

[1] 資源エネルギー庁,第1回次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業 図1 廃業物合わ 中間検討会資料 5-1 [2] Japan Atomic Energy Agency, A Set of ORIGEN2 の専有面積への影 Cross Section Libraries Based on JENDL-4.0: ORLIBJ40 [3] COMSOL 2016. *COMSOL Multiphysics 5.2a*, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm [4] JNC, TN1400 99-022



* Tomohiro Okamura¹, Kota Kawai¹, Eriko Minari¹, Hidekazu Asano^{1,2}, Kenji Takeshita¹, ¹Tokyo Tech., ²RWMC.

## 21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢:

### Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

## (5) UO2使用済燃料冷却期間長期化における MA 分離の効果

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century,

in consideration of Pu utilization and less environmentally

(5) Effects of MA separation on occupied area per waste package

in the case of extended cooling period of UO₂ spent fuel

*三成 映理子¹,川合 康太¹,岡村 知拓¹,川久保 政洋²,朝野 英一^{1,2},竹下 健二¹ 「東京工業大学,²原環センター

ガラス固化体の発生本数を低減するための技術オプションの一つである高含有ガラス固化体の処分を想定 し、マイナーアクチノイド(MA)の分離割合をパラメータとして処分後の経過時間と緩衝材最高温度の関係 を求め、MA 分離の有効性について検討した.

## キーワード: 高燃焼度,冷却期間長期化,ガラス固化,UO2燃料,MA分離,廃棄体処分面積,地層処分面 積削減,再処理

1. 緒言 シリーズ報告(3) で述べたように,SF 冷却期間の長期化によりガラス固化体の発熱量は低下す るが,ガラス固化体中の²⁴¹Am が増加することから,発熱量に対する²⁴¹Am の寄与が相対的に大きくなる. ガラス固化体の発生本数を低減するための技術オプションとして,高含有ガラス固化体の開発¹¹が行われて いるが,含有率を増加させるとガラス固化体中の²⁴¹Am などの MA が増加し,発熱量の減衰に時間がかかる ために大きな専有面積が必要になる可能性がある.本研究では,高含有ガラス固化体を対象として,専有面 積の削減に効果的な MA の分離割合について検討した.分離後の MA については,高速炉などで短寿命核種 に変換された後に処分されることを想定した.

2. 計算条件 UO2使用済燃料中の核種生成,崩壊計算,再処理計算にORIGEN2.2-UPJ^[2]を用い,断面積ライ ブラリはJENDL4.0,燃焼度は45 GWd/THM,SF 冷却期間は100年間までとした.①ガラス固化体初期発熱 量2.3 kW/本以下,②酸化モリブデン(MoO3)含有率1.5 wt%/本以下,③白金族元素(PGM)含有率1.25 wt%/ 本以下を満足するように,廃棄物含有率は最大で35 wt%,MoとPGMの分離割合は70%と設定した.また, ガラス固化後50年間の貯蔵後に処分するものとした.熱計算には,COMSOL Multiphysics code^[3]を用い,計 算モデルは第2次取りまとめの硬岩系岩盤(深度1,000 m)の堅置き方式とし,緩衝材最高温度と処分後の経 過時間の関係を求めた.

3. 結果および考察 SF 冷却期間 15 年および 50 年,廃棄物含有率 30 wt%, MA 分離割合 0%, 70%, 90%, 専有面積 44.4 m²の場合における緩衝材最高温度の時間推移を図 1 に示す. SF 冷却期間を 50 年とした場合, MA 分離による緩衝材最高温度の低下への寄与は大きく, MA を 70%以上分離することにより緩衝材制限温

度の 100°C を下回った.一方,SF 冷却期間 15 年の場 合,MA 分離割合を 90%としても緩衝材制限温度を下 回らなかった.シリーズ報告(4)で述べたように, SF 冷却期間の長期化に伴って,主要な発熱性核種であ る ¹³⁷Cs( $T_{1/2}$ =30.17年)/⁹⁰Sr( $T_{1/2}$ =28.79年)の発熱 量が減衰するため,Cs/Sr分離割合の増加により処分 後初期の緩衝材温度は低下した.しかし,冷却期間 15 年では,Cs/Srの緩衝材温度への寄与が大きく,MA分 離の効果は限定的であることが分かる.以上の結果か ら,50年冷却のSFから製造した廃棄物含有率 30 wt% のガラス固化体を専有面積 44.4 m²以下で処分するた めに有効な MA の分離効率は,最低 70%程度になると 考えられる.



### 図1 処分後の経過時間と緩衝材最高温度の関係

#### 参考文献

[1] 資源エネルギー庁,第1回次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業中間評価検討会資料 5-1,平成 28 年 11 月 1 日 [2] K. Suyama, J. Katakura, M. Ishikawa and Y. Ohkawachi, JAERI-Conf 98-003, 1998

[3] COMSOL 2016. COMSOL Multiphysics 5.2a, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm

^{*}Eriko Minari¹, Kota Kawai¹, Tomohiro Okamura¹, Masahiro Kawakubo², Hidekazu Asano^{1,2}, Kenji Takeshita¹ ¹Tokyo Tech., ²RWMC

# 21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢: Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分 に関する研究

# (6) 処分場負荷低減を目指したバックエンドシステム研究開発への提言

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in

consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

(6) Suggestion for back-end system research and development of load reduction of geological repository

*竹下 健二 ¹, 川合 康太 ¹, 岡村 知拓 ¹, 三成 映理子 ¹, 川久保 政洋 ², 坪能 和宏 ²,

朝野 英一^{1,2}, 千葉 豪³, 稲垣 八穂広⁴, 新堀 雄一⁵, 佐藤 正知⁶

¹東京工業大学,²原環センター,³北海道大学,⁴九州大学,⁵東北大学,⁶北大名誉 シリーズ報告(1)~(5)を総括して,処分場負荷低減に向けたバックエンドシステムについて検討し,使用済 燃料の冷却期間をパラメータとして,廃棄体専有面積の削減効果が最大となる発熱性核種の分離割合と廃 棄物含有率を求めた.また,本研究の今後の展望について述べる.

キーワード: 放射性廃棄物管理、Pu 利用、環境負荷低減、バックエンドシステム、地層処分

#### 1. 緒言

原子力利用において放射性廃棄物の処分は不可欠であり、今後の原子力利用を考えると、地層処分の負 荷低減(放射線影響、廃棄物量)が望まれる.本シリーズ報告(3)、(4)および(5)では、環境負荷 低減型地層処分を目指して、高レベル放射性廃棄物を対象とした地層処分の負荷低減のために発熱性核種 の分離や高含有ガラス固化体の導入を考慮して処分場熱計算を実施し、廃棄体専有面積の削減効果を定量 化するために CAERA (Comprehensive Analysis of Effects on Reduction of disposal Area)指標を導入した.バ ックエンドシステム(再処理、核種分離・変換、廃棄物管理、処分など)の研究開発目標に対する提言の ために、同指標を用いてシリーズ報告の内容を総括した.さらに今後の研究の展望について述べる.

### 2.処分場負荷低減を目指したバックエンドシステム研究開発への提言

本研究で導入した CAERA 指標は,(i)使用済燃料(SF)冷却期間,(ii)ガラス固化体廃棄物含有率,(iii) 発熱性核種の分離割合の廃棄体専有面積への影響を1つの図に集約し得るものである。同指標を横軸に, 緩衝材温度を縦軸にして整理した場合には,緩衝材制限温度に応じて処分可能な(i)~(iii)の範囲が一目で理 解できる.特に SF 冷却期間の長期化により,主要な発熱性核種が短半減期核種である¹³⁷Cs(T_{1/2} = 30.17 年)と⁹⁰Sr(T_{1/2} = 28.79年)から長半減期核種である²⁴¹Am(T_{1/2} = 432.2年)へと変わることから,冷却期 間に応じて廃棄体専有面積の削減に有効な分離対象核種は Cs/Sr からマイナーアクチノイド(MA)に変化 する.さらに,高含有ガラス固化体を導入する場合には、廃棄体専有面積の削減に効果的な廃棄物含有率 を設定することが重要である.例えば,報告(3)では,SF 冷却期間を15年とした場合,Cs/Sr 分離割合 70%,廃棄物含有率 25wt%または 30wt%が最も廃棄体専有面積を削減できる条件であることが明らかにな ったように,CAERA 指標を用いることによって,バックエンドシステムを構成する各プロセスにおける研 究開発目標が設定できる.

### 3. 今後の研究の展望

本研究では21世紀後半に向けてPu利用推進と環境負荷低減型地層処分を両立させる廃棄物管理の選択 肢の拡大を目指しており、本シリーズ報告では、高レベル放射性廃棄物の処分面積削減を対象に検討した. 今後は、処分場の地質、深度、定置方式など処分側の条件も考慮して、放射線影響を含めた環境負荷を CAERA指標に基づいて検討する.さらに、軽水炉 MOX、核種分離、高速炉利用などの各プロセスが地層 処分におよぼす影響を検討する。本研究では各分野の専門家が分野横断的に協働していく必要があり、継 続的な検討を通じて、将来の原子力利用における廃棄物管理の選択肢の提言に繋げていきたい.

^{*}Kenji Takeshita¹, Kota Kawai¹, Tomohiro Okamura¹, Eriko Minari¹, Masahiro Kawakubo², Kazuhiro Tsubono², Hidekazu Asano^{1,2}, Go Chiba³, Yaohiro Inagaki⁴, Yuichi Niibori⁵, Seichi Sato⁶

¹Tokyo Tech., ²RWMC, ³Hokkaido Univ., ⁴Kyushu Univ., ⁵Tohoku Univ., ⁶Professor Emeritus, Hokkaido Univ.