## Sun. Mar 27, 2016

## Room A

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

### [2A01-06] Environmental Radiation and Assessment

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)
9:30 AM - 11:05 AM Room A (Lecture Rooms B B102)

[2A01] Long-range atmospheric dispersion simulation of $^{133}$Xe from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Akiko Furuno[1], Haruyasu Nagai[1] （1.JAEA）

9:30 AM - 9:45 AM

[2A02] Development of the 3-dimentional atmospheric dispersion model by introducing an advection and diffusion scheme based on finite difference methods

＊Masanao Kadowaki[1], Hiroaki Terada[1], Genki Katata[1], Akiko Furuno[1], Haruyasu Nagai[1] （1.JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[2A03] Iodine Re-volatilize Behavior of pH Dependence under Gamma-ray Irradiation

＊Yukiko Furuhashi[1], Takashi Takiguchi[1], Toshihiro Matsuo[1], Yoshihiro Oyama[1], Shinichi Kawamura[1], Shoichi Ono[1], Hideshi Tezuka[1] （1.Tokyo Electric Power Company）

10:00 AM - 10:15 AM

[2A04] Simulations of the Flow Pattern every Four Seasons in Wakasa Bay using Delft3D-FLOW

＊Takayoshi Kusunoki[1], Akira Nakamura[1], Yasufumi Ishihara[2], Istuka Yabe[2], Kazuhiro Tubono[2], Mio Kadono[2] （1.INSS, 2.JANUS）

10:15 AM - 10:30 AM

[2A05] Distribution of environmental radionuclides ($^{137}$Cs・$^{210}$Pb) in forest soil collected from several forest sites in the Republic of Austria

＊Kazuaki Murata[1], Herbert Lettner[2], Kazumasha Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], Ryouko Fujiyoshi[1] （1.Hokkaidou Univ., 2.Salzburg Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

[2A06] Isotopic Abundance of $^{40}$K ($^{40}$K/K) and Speciation of K in Forest Soil in the Czech Republic

＊Harumi Fukuhara[1], Shunsuke Takahashi[1], Kazuaki Murata[1], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], Ryoko Fujiyoshi[1] （1.Hokkaido University ）

10:45 AM - 11:00 AM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

### [2A07-09] Radiation-dose Measurement

Chair: Masahiko Machida (JAEA)
11:05 AM - 11:55 AM Room A (Lecture Rooms B B102)

[2A07] Calibration of survey meters in soft x-ray radiation field below 5keV

＊Masahiro Kato[1], Tadahiro Kurosawa[1], Toshihiko Hino[2], Yoshinori Inagaki[2] （1.AIST, NMIJ, 2.Hamamatsu Phononics K.K.）

11:05 AM - 11:20 AM

[2A08] Development and Trial of a Simplified GM Detector (II)

＊Satoru Ozaki[1], Tomohisa Kakefu[1], Takeshi Iimoto[2], Rieko Takaki[3] （1.Japan Science Foundation / Science Museum, 2.The University of Tokyo, 3.Energy Communication Planning）

11:20 AM - 11:35 AM

[2A09] Evaluation of response functions of TLD badge for criticality accident dosimetry

＊Norio Tsujimura[1], Tadayoshi Yoshida[1], Chie Takada[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:35 AM - 11:50 AM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

### [2A10-14] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Environmental Radiation and Radiation Dose 1

Chair: Michio Aoyama (Fukushima Univ.)
2:45 PM - 4:05 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[2A10] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

＊Yuta Terasaka[1], Jun Hirouchi[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1], Hiroki Sugiura[1], Yu Kuwahara[3] （1.Nagoya University, 2.Fukushima University, 3.Ibaraki Prefectural Environmental Radiation Monitoring Center）

2:45 PM - 3:00 PM

[2A11] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

＊Hiromi Yamazawa[1], Yuta Terasaka[1], Jun Hirouchi[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Yu Kuwahara[3] （1.Nagoya Univ., 2.Fukushima Univ., 3.Ibaraki Pref. Envir. Radiation Monitoring Center）

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[2A12] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

＊Hiroki Sugiura[1], Hiromi Yamazawa[1], Yuta Terasaka[1], Shigekazu Hirao[2], Hiroaki Adachi[1], Jun Moriizumi[1], Jun Hirouchi[1,3], Yu Kuwahara[4] （1.Nagoya University, 2.Fukushima University, 3.JAEA, 4.Ibaraki Prefectural Environmental Radiation Monitoring Center）

3:15 PM - 3:30 PM

[2A13] Environmental assessment of sea water inside the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

[2A14] Environmental assessment of sea water inside the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1], Masahisa Watanabe[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:45 PM - 4:00 PM

---

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

## [2A15-18] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Radiation Measurement

Chair: Jun Hirouchi (JAEA)
4:05 PM - 5:10 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

---

[2A15] Indoor radiocaesium contamination in residential houses within evacuation areas after the Fukushima nuclear accident

＊Hiroko Yoshida[1], Takashi Kanagami[1], Yasushi Satoh[2], Masahiro Hosoda[3], YUtaka Naitoh[4], Mizuki Kameyama[4] （1.Tohoku University, 2.Advanced Industrial Science and Technology, 3.Hirosaki University Graduate School, 4.Japan Environment Research Co. Ltd.）

4:05 PM - 4:20 PM

[2A16] Measurements of photon energy spectrum around houses in Fukushima

＊tadahiro kurosawa[1], wataru naito[1], motoki uesaka[1] （1.AIST）

4:20 PM - 4:35 PM

[2A17] Study on rapid analysis of the tritium in groundwater into the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

＊Takayuki Sasaki[1], Yuji Akimoto[1], Kotaro Seki[1], Misato Nagano[1], Ken-ichiro Ishimori[2], Takashi Ueno[2], Yutaka Kameo[2] （1.Tokyo Power Technology Ltd., 2.Japan Atomic Energy Agency）

4:35 PM - 4:50 PM

[2A18] Study on rapid analysis of the tritium in groundwater into the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

＊tatsuya endo[1], hiroshi nemoto[1], takuyo yasumatsu[1], takao ohtomo[2], hirokuni sasaki[2], hiroaki saneshige[2] （1.Tokyo Power Technology Ltd., 2.Tokyo Electric Power Company）

4:50 PM - 5:05 PM

---

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

## [2A19-23] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Environmental Radiation and Radiation Dose 2

Chair: Jun Moriizumi (Nagoya Univ.)
5:10 PM - 6:30 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

---

[2A19] Analysis of influence of indoor radiation dose rates on existence of neighboring buildings using reflection boundary

＊Takuya Furuta[1], Fumiaki Takahashi[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

5:10 PM - 5:25 PM

[2A20] Observation of house dust contaminated with $^{137}$Cs, collected in the evacuation zones in Fukushima

＊Satoko Motai[1], Hiroko Yoshida[2], Yaita Tsuyoshi[3], Kogure Toshihiro[1] （1.Tokyo Uni., 2.Tohoku Uni., 3.JAEA）

5:25 PM - 5:40 PM

[2A21] Elemental distribution in Cs-bearing radioactive microparticles released from the reactors of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Toshihiro Kogure[1], Hiroki Mukai[1], Satoko Motai[1], Noriko Yamaguchi[2], Kotone Akiyama-Hasegawa[3], Masanori Mitome[3], Toru Hara[3], Tsuyoshi Yaita[4] （1.Univ. Tokyo, 2.MIAES, 3.NIMS, 4.JAEA）

5:40 PM - 5:55 PM

[2A22] Validation of effect of winding tests on trees by Cs adsorbents at contaminated fields

＊moriyasu tokiwai[1] （1.NuSAC）

5:55 PM - 6:10 PM

[2A23] Radioactive particles discovered in the vicinity of Fukushima Nuclear Plant

＊YUKIHIKO SATOU[1], KEISUKE SUEKI[1], KIMIKAZU

©Atomic Energy Society of Japan

SASA[1], HARUKA MINOWA[2], HIDEKI YOSHIKAWA[3], KENSO FUJIWARA[3], SHIGEO NAKAMA[3] (1.Graduate School of Pure and Applied Sciences, University of Tsukuba, 2.The Jikei University School of Medicine, 3.Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM

## Room B

Oral Presentation | I. General Issues | -

### [2B01-06] Nuclear Non-proliferation &Nuclear Security

Chair: Masatoshi Kureta (JAEA)
2:45 PM - 4:20 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[2B01] Study on Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security in the backend of nucle ar fuel cycle

*Kazunori Suda[1], Lisa Kokaji[1], Makiko Tazaki[1], Hiroshi Tamai[1], Kuno Yusuke[2] (1.Policy Research Office, ISCN, JAEA, 2.IAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2B02] Development of Nuclear Forensics Technology

*Yoshiki Kimura[1], Yoshio FUnatake[1], Nobuo Shinohara[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[2B03] Experimental investigation of alternative He-3 neutron detectors for the active neutron method

*Masao Komeda[1], Makoto Maeda[1], Taichi Shimofusa[1], Hiroshi Tobita[1], Akira Tobita[1], Masatoshi Kureta[1] (1.JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2B04] Development of Portable Inspection System for Special Nuclear Materials

*Kai Masuda[1], Tsuyoshi Misawa[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Yasunori Kitamura[2], Yuji Ogino[3], Atsushi Matsuda[3], Shinya Fujimoto[3], Taiju Kajiwara[1], Kazumasa Doi[4], Masaya Yoshida[5] (1.Institute of Advanced Energy, Kyoto university, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University, 3.Pony Industry, 4.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 5.Faculty of Engineering, Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

[2B05] Development of Portable Inspection System for Special Nuclear Materials

*Tsuyoshi Misawa[1], Kazumasa Doi[3], Yoshiyuki Takahashi[1], Yasunori Kitamura[1], Kai Masuda[2] (1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Kyoto University Institute of Advanced Energy, 3.Kyoto University Graduate School of Energy Science)

3:45 PM - 4:00 PM

[2B06] Development of Portable Inspection System for Special Nuclear Materials

Yuji Ogino[1], Kai Masuda[2], Taiju Kajiwara[2], Dagbede Marcel[2], Atsushi Matsuda[1], *Norio Yamakawa[1], Rusi Taleyarkin[3], Brian Archambault[3] (1.Pony Industry, 2.Kyoto University, 3.Sagamore Adams Labs.)

4:00 PM - 4:15 PM

Oral Presentation | I. General Issues | -

### [2B07-11] Active Neutron NDA Techniques for Nuclear Non-proliferation

Chair: Tsuyoshi Misawa (Kyoto Univ.)
4:20 PM - 5:40 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[2B07] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

*Masatoshi Kureta[1], Mitsuo Koizumi[1], Akira Ohzu[1], Harufumi Tsuchiya[1], Michio Seya[1] (1.JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2B08] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], Masatoshi Kureta[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM

[2B09] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

*Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], Akira Ohzu[1], Masatoshi Kureta[1] (1.JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

[2B10] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

*Harufumi TSUCHIYA[1], Fumito KITATANI[1], Masatoshi KURETA[1], Makoto MAEDA[1] (1.JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

[2B11] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

*jun takamine[1], Douglas Rodriguez[1], Mitsuo Koizumi[1], Michio Seya[1] (1.Japan Atomic Energy Agency )

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | I. General Issues | -

### [2B12-14] Financial Issue on the Nuclear Energy

Chair: Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)
5:40 PM - 6:30 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[2B12] Property Value Fluctuation around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Fumihiro Yamane[1], Hideaki Ohgaki[2], Kota Asano[2]
（1.Hiroshima City University, 2.Kyoto University）
5:40 PM - 5:55 PM

[2B13] German Fund for Dismantling and Final Waste Disposal

＊SADAO KUSUNO[1]（1.The Institute of Applied Energy）
5:55 PM - 6:10 PM

[2B14] Assessment for Overseas Deployment Scenario of High Temperature Gas Reactor

＊Koichi Suzuki[1,2], Yu Kamiji[2], Xing L. Yan[2], Jin Iwatsuki[2], Seiji Kasahara[2], Yoshiyuki Imai[2]（1.JGC, 2.Japan Atomic Energy Agency）
6:10 PM - 6:25 PM

## Room C

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

### [2C01-05] Fukushima NPP Accident 1

Chair: Kenichi Katono (Hitachi)
9:30 AM - 10:50 AM Room C (Lecture Rooms B B103)

[2C01] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Hidetoshi Okada[1], Marco Pellegrini[1]（1.The Institute of Applied Energy）
9:30 AM - 9:45 AM

[2C02] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Yoshihiro Morita[1], Marco Pellegrini[1], Youko Yamane[1], Masanori Naitoh[1], Hiroaki Suzuki[1]（1.The Institute of Applied Energy）
9:45 AM - 10:00 AM

[2C03] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Naotoshi Tominaga[1], Masanori Naitoh[1], Hiroaki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1]（1.The Institute of Applied Energy）
10:00 AM - 10:15 AM

[2C04] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1]
（1.The Institute of Applied Energy）
10:15 AM - 10:30 AM

[2C05] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1]（1.Institute of Applied Energy）
10:30 AM - 10:45 AM

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

### [2C06-10] Fukushima NPP Accident 2

Chair: Shinya Mizokami (TEPCO)
10:50 AM - 12:10 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[2C06] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Filippo Scarpa[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1]
（1.IAE）
10:50 AM - 11:05 AM

[2C07] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Chiaki Kino[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naito[1]
（1.The Institute of Applied Energy）
11:05 AM - 11:20 AM

[2C08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Hiroshige Kikura[1], Satoru Ito[1], ＊Takao Ishizuka[1]
（1.Tokyo Institute of Technology）
11:20 AM - 11:35 AM

[2C09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Tatsuki Matsumoto[1], Takahito Ogura[1], Zaiyong Ma[2], Sora Nishigaki[1], Shuichiro Miwa[1], Hiroto Sakashita[1], Michitsugu Mori[1]（1.Hokkaido univ., 2.Xi'an Jiaotong Univ.）
11:35 AM - 11:50 AM

[2C10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Mirco Giuli[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1]
（1.IAE The institute of Applied Energy）
11:50 AM - 12:05 PM

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

### [2C11-17] Fukushima NPP Accident 3

Chair: Koji Nishida (HGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

2:45 PM - 4:35 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[2C11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Masaya Kondo[1], Jun Sugimoto[2] (1.Thermohydraulics Laboratory, 2.Kyoto University)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Masataka Hidaka[1], Tadashi Fujii[1], Takeshi Sakai[1] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Shinya MIZOKAMI[1], Daichi YAMADA[1], Takeshi HONDA[1], Daisuke YAMAUCHI[1], Shoichi SUEHIRO[2], Yusuke MATSUI[2], Yasunori YAMANAKA[1] (1.Tokyo Electric Power Company, 2.Tepco Systems Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2C14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Takahiro Hirano[1] (1.Nuclear Safety Gropu Nuclear Safety Management Department TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY)

3:30 PM - 3:45 PM

[2C15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Shinya MIZOKAMI[2], Takeshi HONDA[2], Daisuke YAMAUCHI[2], ＊Shoichi SUEHIRO[1], Hiroshi SHIRAI[1], Kenichiro NOZAKI[1] (1.TEPSYS, 2.TEPCO)

3:45 PM - 4:00 PM

[2C16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Kenichiro Nozaki[1], Shoichi Suehiro[1], Hiroshi Shirai[1], Shinya Mizokami[2], Takeshi Honda[2], Daisuke Yamauchi[2] (1.TEPSYS, 2.TEPCO)

4:00 PM - 4:15 PM

[2C17] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊TAKESHI HONDA[1], Shinya Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1], Yasunori Yamanaka[1] (1.TEPCO)

4:15 PM - 4:30 PM

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

## [2C18-24] Severe Accident 2

Chair: Yoshihisa Nishi (CRIEPI)

4:35 PM - 6:25 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[2C18] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

＊Susumu Yamashita[1], Kazuyuki Takase[1], Hideaki Monji[2], Hiroyuki Yoshida[1] (1.JAEA, 2.Univ. of Tsukuba)

4:35 PM - 4:50 PM

[2C19] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

＊Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1.University of Tsukuba, 2.JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

[2C20] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

＊Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Takuji Nagayoshi[1], Kenichi Yasuda[1], Takahiro Arai[2] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:05 PM - 5:20 PM

[2C21] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

＊Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.CRIEPI)

5:20 PM - 5:35 PM

[2C22] First experiments using the CIGMA facility on LWR containment thermal hydraulics

＊Yasuteru Sibamoto[1], Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Taisuke Yonomoto[1] (1.Japan Atomic Energy Institute)

5:35 PM - 5:50 PM

[2C23] Necessity of a fundamental experiment for evaluating two-phase flow bahavior in a RCIC of the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant No.2 unit

＊Kazuyuki Takase[1], Hiroyuki Yoshida[1], Hidetoshi Okada[2], Souji Koikari[2], Nobuyoshi Tsuzuki[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institute of Advanced Energy)

5:50 PM - 6:05 PM

[2C24] Development on Flat and High Thermal Conductivity Core-Catcher

＊Kazuyoshi Aoki[1], Ryoma Fujihara[1], Tomohisa Kurita[1], Mikihide Nakamaru[1], yoichi Onitsuka[1] (1.Toshiba)

6:05 PM - 6:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

## Room D

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

### [2D01-05] Thermal Hydraulics Fundamental Technology 1

Chair: Kei Ito (JAEA)
9:30 AM - 10:50 AM Room D (Lecture Rooms B B104)

[2D01] Study on Liquid film Impingement Phenomena of Liquid Jet
＊Naoki Oya[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Shuji Ohno[2], Mitsuhiro Aoyagi[2] （1.The University of Electro-Communications, 2.Japan Atomic Energy Agency）
9:30 AM - 9:45 AM

[2D02] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line
＊Michio Murase[1], Takayoshi Kusunoki[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] （1.Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2.Kobe University）
9:45 AM - 10:00 AM

[2D03] Study on Counter-Current Flow Limitation in Inclined Rectangular Channels
＊Touma Furukawa[1], Jun Sugimoto[1] （1.Kyoto Univ.）
10:00 AM - 10:15 AM

[2D04] Mechanism of Subcooled Water Flow Boiling Critical Heat Flux in a Platinum Circular Tube at High Liquid Reynolds Number
＊Koichi Hata[1], Katsuya FUKUDA[1], Suguru MASUZAKI[2] （1.Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University , 2.National Institute for Fusion Science）
10:15 AM - 10:30 AM

[2D05] Experimental study on characteristic of natural circulation flow in the expanding and reduction pipe
＊Takuma Yamaguchi[1], Shinichi Morooka[1], Kasumi Fujioka[1] （1.Waseda Univ.）
10:30 AM - 10:45 AM

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

### [2D06-09] Thermal Hydraulics Fundamental Technology 2

Chair: Shinji Ebara (Tohoku Univ.)
10:50 AM - 11:55 AM Room D (Lecture Rooms B B104)

[2D06] Influence of the Height of Support on the Convection Behavior and Heating Efficiency Under Microwave Heating
＊Fuminori Chonan[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] （1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agency）
10:50 AM - 11:05 AM

[2D07] Fundamental Study of Ultrasonic Visualization Technique for Identifying Leakage Point
＊Takuya Kawachi[1], Tomonori Ihara[1], Hiroshige Kikura[1], Naoyuki Kono[2] （1.Tokyo Tech, 2.Hitachi R&D）
11:05 AM - 11:20 AM

[2D08] Numerical analysis of instability of plane gas sheets in a quiescent liquid phase
＊Yuria Okagaki[1], Taisuke Yonomoto[1], Masahiro Ishigaki[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）
11:20 AM - 11:35 AM

[2D09] Flow transition caused by nonuniform wall heating in a vertical annular channel
＊Toshiro Kamidani[1], Tomoaki Kunugi[1], Takehiko Yokomine[1] （1.Kyoto Univ.）
11:35 AM - 11:50 AM

## Room E

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

### [2E01-05] Standardization of safety assessment

Chair: Yukihiro Iguchi (Fukui Univ)
2:45 PM - 4:05 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[2E01] Standardization of safety acessements for decommissioning
＊Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Yoshihiko Horikawa[3], Kazuo Mizukoshi[3], Jun Ueno[4] （1.JANSI, 2.IAE, 3.NEL, 4.GNES）
2:45 PM - 3:00 PM

[2E02] Standardization of safety assessments for decommissioning
＊Yoshihiko Horikawa[1], Tamura Akio[2], Kazuma Mizukoshi[1], Ueno Jun[3], Ken-ichi Tanaka[4] （1.NEL, 2.JANSI, 3.GNES, 4.IAE）
3:00 PM - 3:15 PM

[2E03] Standardization of safety assessments for decommissioning
＊Kazuma Mizukoshi[1], Yoshihiko Horikawa[1], Akio Tamura[2], Jun Ueno[3], Ken-ichi Tanaka[4] （1.NEL, 2.JANSI, 3.GNES, 4.IAE）

©Atomic Energy Society of Japan

3:15 PM - 3:30 PM

[2E04] Standardization of safety assessments for decommissioning

＊Jun Ueno[1], Akio Tamura[2], Yoshihiko Horikawa[3], Kazuma Mizukoshi[3], Ken-ichi Tanaka[4] (1.GNES, 2.JANSI, 3.NEL, 4.IAE)

3:30 PM - 3:45 PM

[2E05] Standardization of safety assessments for decommissioning

＊Ken-ichi Tanaka[1], Akio Tamura[2], Yoshihiko Horikawa[3], Kazuma Mizukoshi[3], Jun Ueno[4] (1.IAE, 2.JANSI, 3.NEL, 4.GNES)

3:45 PM - 4:00 PM

---

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

## [2E06-10] System development and evaluation

Chair: Ken-Ichi Tanaka (NUPEC)
4:05 PM - 5:25 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

---

[2E06] A study on optimization of dismantling scenarios in Fugen decommissioning project (4)

＊Yuya Koda[1], masashi tezuka[1], satoshi yanagihara[2] (1.Japan Atomic Energy Agency Decommissioning Engineering Center, 2.University of Fukui Research Institute of Nuclear Engineering)

4:05 PM - 4:20 PM

[2E07] Evaluation of Decommissioning Cost

＊Haruka Okude[1], Daisuke kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1.University of Fukui)

4:20 PM - 4:35 PM

[2E08] A study on inventory evaluation for decommissioning with PHITS

＊Riku Nakamura[1], Tetsuo Matsumoto[1] (1.Tokyo City Univ. Engineering department)

4:35 PM - 4:50 PM

[2E09] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

＊Yasuaki KATO[1,2], Satoshi YANAGIHARA[1], Yukihiro IGUCHI[1,2], Masashi TEZUKA[2], Yuya KODA[2] (1.University of Fukui , 2.JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

[2E10] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

＊Yukihiro Iguchi[1,2], Satoshi Yanagihara[1], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2], Yasuaki Kato[1,2] (1.University of Fukui, 2.JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

---

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

## [2E11-14] Decontamination technology for reactor

Chair: Koichi Kitamura (JAEA)
5:25 PM - 6:30 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

---

[2E11] Mechanisms, Methods and Devices of Nuclear Reactor Decontamination

＊Eisuke Minehara[1], Ryuichiro Yamagishi[1], Ryoya ISHIGAMI[1], Shin'ichi TOYAMA[1] (1.The Wakasa Wan Energy Research Center)

5:25 PM - 5:40 PM

[2E12] Consideration on complete laser peeling and decontamination technologies for nuclear reactor decommissioning

＊Ryuichiro Yamagishi[1], Ryoya ISHIGAMI[1], Shin'ichi TOYAMA[1], Eisuke MINEHARA[1] (1.The Wakasawan Energy Recerch Center)

5:40 PM - 5:55 PM

[2E13] Development of chemical decontamination method for PWR decommissioning

Koji Negishi[1], ＊Yumi Yaita[1], Masato Okamura[1], Taro Kanamaru[1], Hiromi Aoi[1], Akira Ikeda[1] (1.TOSHIBA)

5:55 PM - 6:10 PM

[2E14] Development of chemical decontamination method for PWR decommissioning

＊Toshihiro Yoshii[1], Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Yasushi Yamamoto[1], Hiromi Aoi[2], Taro Kanamaru[2] (1.Toshiba Corporation Power and industrial Systems R&D Center, 2.Toshiba Corporation Isogo Engineering Center)

6:10 PM - 6:25 PM

# Room F

---

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-1. Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment/404-2. Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

## [2F14-16] Isotopes

Chair: Masanobu Nogami (KINDAI)
3:50 PM - 4:40 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

---

[2F14] Vaper pressure isotope effects in fluoroform studied by molecular orbital method

＊ryouta mitome[1], Satoshi Yanase[2], takao ooi[2]

©Atomic Energy Society of Japan

（1.Sophia University, 2.Sophia Univercity）

3:50 PM - 4:05 PM

[2F15] Basic Separation Property of Water Isotopes by using Ultrasonic Technology

＊Naoki Tajima[1], Hiroko Abe[1], shuji seki[1], Kazuya Yamada[1], michitaka saso[1] （1.Toshiba Co.）

4:05 PM - 4:20 PM

[2F16] Application of Grating Ti:Sapphire Laser to Resonance Ionization Mass Spectrometry

＊Vincent Degner[1,2], Takahide Takamatsu[1,3], Daiki Matsui[1,3], Kousuke Saito[1], Atsushi Nakamura[1], Ryohei Ootake[1], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1,3], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1] （1.Nagoya University, 2.Johannes Gutenberg-University Mainz, 3.RIKEN Nishina Center）

4:20 PM - 4:35 PM

---

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-2. Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

## [2F17-21] Nuclide separation and anaysis

Chair: Noriko Asanuma (Tokai Univ.)
4:40 PM - 6:05 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

---

[2F17] Ion size recognition mechanism of 4f, 5f-element by oxygen-nitrogen heterodonor ligand

＊Tohru Kobayashi[1], Masahiko Nakase[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Tsuyoshi Yaita[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:40 PM - 4:55 PM

[2F18] Development of Phtonic Crystal Polymer Gel Sensor for Radioactive Ion Sensing

＊Takehiko Tsukahara[1], Ki Chul Park[1] （1.Tokyo Institute of Technogy）

4:55 PM - 5:10 PM

[2F19] The synthesis and evaluation of Poly(NIPAAm) based crown ether copolymer

＊Kaname SAGA[1], Takehiko Tsukahara[1] （1.Research lab, for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology）

5:10 PM - 5:25 PM

[2F20] Selective extraction of cesium and strontium ~solvent extraction by risk-free solvent III~

＊Kenji Shirasaki[1], Mitsuie Nagai[1], Tomoo Yamamura[1] （1.Institute for Materials Research, Tohoku University）

5:25 PM - 5:40 PM

[2F21] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

＊Daisuke Watanabe[1], Yuko Kani[1], Akira Sasahira[1], Mamoru Kamoshida[1] （1.Hitachi, Ltd.）

5:40 PM - 5:55 PM

---

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

## [2F01-04] Waste Disposal from the Fukushima Daiichi Accident

Chair: Susumu Kurosawa (NUMO)
9:30 AM - 10:35 AM Room F (Lecture Rooms B B201)

---

[2F01] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Yoshitaka Ogawa[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryo Hamada[1], Noriya Okubo[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] （1.Graduate Schoolof Engineering, Kyushu University）

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Jaka Rachmadetin[1], Masaya Mizuto[3], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] （1.Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2.Faculty of Engineering Hokkaido University, 3.Tokyo Nuclear Services Co., Ltd.）

9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Hisatoshi KASAHARA[1], Taiji CHIDA[1], Yuichi NIIBORI[1] （1.niibori laboratory）

10:00 AM - 10:15 AM

[2F04] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Tsutomu Sato[1], Yu Arai[2] （1.Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2.Graduate Schoolof Engineering, Hokkaido University）

10:15 AM - 10:30 AM

---

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2.

©Atomic Energy Society of Japan

Waste Disposal and Its Environmental Aspects

## [2F05-09] Behavior of Cs

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)
10:35 AM - 12:00 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[2F05] Desorption of Cesium Ions from Vermiculite with Sea Water by Hydrothermal Process
＊Xiangbiao Yin[1], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1] (1.Tokyo Institute of Technology)
10:35 AM - 10:50 AM

[2F06] Effect of ionic composition on long-term desorption kinetics of Cs from micaceous minerals
＊Kento Murota[1], Takumi Saito[1], Keitaro Tanoi[1], Takayuki Terai[1] (1.The University of Tokyo)
10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Multidisciplinary investigation on radiocesium fate and transport for safety assessment for interim storage and disposal of heterogeneous waste
＊Hiroi Yamazaki[1], Yasuhiro Ikuta[1], Singo Tanaka[2], Tamotsu Kozaki[2], Naoko Watanebe[2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 2.Faculty of Engineering, Hokkaido University)
11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Development of Volume Reduction System of Cs Contaminated Soil
＊Hideharu TAKAHASHI[1], Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Junichi Munezawa[2], Kenji Takeshita[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Mitsubishi Chemical Engineering Corporation)
11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Preparation of Vitrified Glass for Cesium-Containing Metal Salt from Burning Material of Cs-Adsorbing Prussian Blue
＊Miki Harigai[1], Yusuke Inaba[1], Hideharu Takahashi[1], Kenji Takeshita[1], Junichi Munezawa[2] (1.Research Laboratory of Nuclear Reactor, Tokyo institute of technology , 2. Mitsubishi Chemical Engineering Corporation)
11:35 AM - 11:50 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

## [2F10-13] Engineered Barrier System

Chair: Tsutomu Sato (Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[2F10] Quantitative evaluation of stabilization of hybridization between uranium species and cement-based materials in environmental water
＊Tomoo Yamamura[1], Akira Takahashi[1], Kenji Shirasaki[1], Mitsuie Nagai[1], Yuichi Niibori[2], Taiji Chida[2] (1.Institute for Materials Research, Tohoku University, 2.School of Engineering, Tohoku University)
2:45 PM - 3:00 PM

[2F11] Diffusion of Boric Acid in Bentonite
＊Keita Endo[1], Hiroaki Takahashi[2], Takao Oi[3] (1.Gradude School Sophia Uni., 2.Nuclear Regulatory Agency, 3.Faculty of Science and Technology, Sophia Uni.)
3:00 PM - 3:15 PM

[2F12] Evaluations of deposition behavior of supersaturated silicic acid on Ca-type bentonite under the temperature condition around geological disposal system
＊TSUYOSHI SASAGAWA[1], TAIJI CHIDA[1], YUICHI NIIBORI[1] (1.Tohoku University )
3:15 PM - 3:30 PM

[2F13] Simulation of one-dimensional un-loading and re-loading behavior of compacted bentonite by elasto-plastic model considering microstructure change
＊Yukihisa Tanaka[1], Yasutaka Watanabe[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)
3:30 PM - 3:45 PM

# Room G

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

## [2G01-06] Fuel behaviour evaluation

Chair: Kosuke Tanaka (JAEA)
10:20 AM - 12:00 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[2G01] Fuel rod behavior analysis of ATF with SiC cladding under normal operating condition by FEMAXI-7
＊Tomoya Okada[1] (1.WASEDA University)
10:20 AM - 10:35 AM

[2G02] Development of the module for analysis of nitride fuel behavior in accelerator driven system (ADS)
＊Hirokazu Hayashi[1], Hiroaki Saitou[1], Masaki Kurata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[2G03] An analysis of SPERT-CDC test 859 using a fuel performance code RANNS

＊Yoshinori Taniguchi[1], Yutaka Udagawa[1], Masaki Amaya[1] （1.JAEA）

10:50 AM - 11:05 AM

[2G04] Chemical state mapping of B4C control rod under simulated severe accidental condition using EPMA-SXES

＊Ryuta Kasada[1], Ha Yoosung[1], Kan Sakamoto[2], Toru Higuchi[2], Hideki Matsui[1] （1.Kyoto University, 2.NFD Co., LTD.）

11:05 AM - 11:20 AM

[2G05] Development of core degradation and relocation test equipment under severe accident

＊Kinya Nakamura[1], Takanari Ogata[1], Masaki Kurata[2] （1.CRIEPI, 2.JAEA）

11:20 AM - 11:35 AM

[2G06] Influence of Precipitation Forms of Zr-Hydride on Mechanical Property of Irradiated BWR Fuel Cladding

＊Akihiro Yamauchi[1], Keizo Ogata[1], Hidetoshi Akiyama[1] （1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority）

11:35 AM - 11:50 AM

---

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

## [2G07-10] Fundamental Properties/Advanced Fuels

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto University)
2:45 PM - 3:55 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

---

[2G07] Structure of ion tracks and microstructure evolution in Fluorite-type oxides

＊Seiya Takaki[1], Kazuhiro Yasuda[2], Syo Matsumura[2], Norito Ishikawa[3] （1.Engineering, Kyushu University, 2.Department of Applied Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University, 3.Nuclear Science and Engineering Center, Japan, Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[2G08] Structure of ion tracks and microstructure evolution in fluorite-type oxide

＊Taisei Nagaishi[1], Seiya Takaki[1], Kazuhiro Yasuda[2], Syo Matsumura[2], Norito Ishikawa[3] （1.Kyushu University, 2.Kyushu University Faculty of Engineering, 3.Nuclear Science and Engineering Center）

3:00 PM - 3:15 PM

[2G09] Collaboration of TTS and Halden Reactor Project for Realization of Liquid Nuclear Fuel; Irradiation Rig Development

＊Takashi Watanabe[1], Motoyasu Kinoshita[1,2], Tsuyoshi Iwashita[3], Fumihiro Chiba[1], Kazuro Furukawa[4], Masaaki Furukawa[1], Christian Hartmann[5,6], Jon Karlsen[5,6], Yoji Minagawa[5,6], Margaret McGrath[5,6] （1.Thorium Tech Solution inc., 2.U. Tokyo, 3.ESTEX, 4.KEK, 5.IFE, 6.Halden Project）

3:15 PM - 3:30 PM

[2G10] Development of joining technology for fuel fabrication using SiC cladding

＊Ryo Ishibashi[1], Yoshiyuki Takamori[1], Xudong Zhang[1], Tomohiko Ikegawa[2], Katsumasa Miyazaki[1], Takao Kondo[3] （1.Center for Technology Innovation - Materials, Research &Development Group, Hitachi, Ltd., 2.Center for Technology Innovation - Energy, Research &Development Group, Hitachi, Ltd., 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.）

3:30 PM - 3:45 PM

---

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

## [2G11-15] Fuels for Fast Reactors

Chair: Mutsumi Hirai (NFD)
3:55 PM - 5:20 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

---

[2G11] Nonstoichiometry, electrical conductivity and oxygen diffusion in $PuO_2$

＊Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:55 PM - 4:10 PM

[2G12] The oxygen potential measurement of $(U_{0.623}Pu_{0.35}Am_{0.027})O_{2\pm x}$ under high temperature

＊Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1], Kyoichi Morimoto[1], Takeo Sunaoshi[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection development company）

4:10 PM - 4:25 PM

[2G13] Release behavior of radioactive materials from over-heated fuels for fast reactor

＊Takashi Ishikawa[1], Kosuke Tanaka[1], Isamu Sato[2], Takashi Onishi[1], Takashi Hirosawa[1], Kozo Katsuyama[1], Hiroshi Seino[1], Shuji Ohno[1], Hirotsugu Hamada[1], Daishiro Tokoro[3] （1.JAEA, 2.Tokyo Tech, 3.IDC）

4:25 PM - 4:40 PM

[2G14] Release behavior of radioactive materials from

©Atomic Energy Society of Japan

over-heated fuels for fast reactor

＊Takashi Onishi[1], Kosuke Tanaka[1], Isamu Sato[2], Takashi Ishikawa[1], Takashi Hirosawa[1], Kozo Katsuyama[1], Hiroshi Seino[1], Shuji Ohno[1], Hirotsugu Hamada[1], Ken Sekioka[3] （1.JAEA, 2.Tokyo Tech., 3.Inspection Development Company）

4:40 PM - 4:55 PM

[2G15] Release behavior of radioactive materials from over-heated fuels for fast reactor

＊Kosuke Tanaka[1], Isamu Sato[2], Takashi Onishi[1], Takashi Ishikawa[1], Takashi Hirosawa[1], Kozo Katsuyama[1], Hiroshi Seino[1], Shuji Ohno[1], Hirotsugu Hamada[1], Mitsuo Suto[3] （1.JAEA, 2.Tokyo Inst Tech, 3.IDC）

4:55 PM - 5:10 PM

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

## [2G16-19] FP Release Behavior

Chair: Kenji Konashi (Tohoku University)
5:20 PM - 6:30 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[2G16] Cesium Chemisorption Behavior onto Structural Material under Severe Accident Conditions

＊Fidelma Giulia Di Lemma[1], Kunihisa Nakajima[1], Shinichiro Yamashita[1], Masahiko Osaka[1], Fumihisa Nagase[1] （1.JAEA）

5:20 PM - 5:35 PM

[2G17] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

＊Ken Kurosaki[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Shinsuke Yamanaka[1,2], Masanori Suzuki[1], Toshihiro Tanaka[1], Yukihiro Murakami[2], Masayoshi Uno[2] （1.Osaka University, 2.University of Fukui）

5:35 PM - 5:50 PM

[2G18] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

＊Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1,2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3], Shinsuke Yamanaka[1,3] （1.Graduate School of Engineering, Osaka University, 2.JST, PRESTO, 3.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui）

5:50 PM - 6:05 PM

[2G19] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

＊Yukihiro Murakami[1], Hiroto Ishii[2], Ken Kurosaki[2,3], Yuji Ohishi[2], Hiroaki Muta[2], Masayoshi Uno[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] （1.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2.Graduate School of Engineering, Osaka University, 3.JST PRESTO）

6:05 PM - 6:20 PM

# Room H

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1. Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

## [2H01-07] Zr alloys

Chair: Kazunori Morishita (Kyoto Univ.)
9:30 AM - 11:15 AM Room H (Lecture Rooms B B204)

[2H01] Degradation assessment of hydrogenated zirconium alloy

＊Hiroaki Muta[1], Sho Kano[2], Huilong Yang[3], Zishou Zhao[3], Daichi Kunii[3], Yasunari Shinohara[4], Hiroaki Abe[2] （1.Osaka University, 2.University of Tokyo, 3.Tohoku University, 4.NDC）

9:30 AM - 9:45 AM

[2H02] Microstructure Evolution of Zr-Nb Alloys Subjected to Corrosion in Simulated PWR Primary Water

＊Yoshitaka Matsukawa[1], Shuhei Kitayama[1], Hiroaki Muta[2], Kenta Murakami[3], Yasunari Shinohara[4], Hiroaki Abe[3] （1.Institute for Materials Research, Tohoku University, 2.Osaka University, 3.The University of Tokyo, 4.NDC）

9:45 AM - 10:00 AM

[2H03] Deformation microstructure analysis of Zr-Nb alloy under uniaxial tensile and A-EDC test, and irradiation effect

＊Sho Kano[1], Huilong Yang[2], Zhao Zishou[2], Daichi Kunii[2], Hiroaki Muta[3], Kenta Murakami[1], Yasunari Shinohara[4], Hiroaki Abe[1] （1.The University of Tokyo, 2.Tohoku University, 3.Osaka University, 4.NDC）

10:00 AM - 10:15 AM

[2H04] Behavior of precipitate in oxide film of Zr alloy under Zr ion irradiation

＊Katsuhito Takahashi[1], Tomio Iwasaki[1], Kenta Murakami[2] （1.Hitachi, Ltd., 2.Tokyo Univ.）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[2H05] Crstal structures of zirconium oxides formed by water corrosion around room temperature
＊Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[1], Osamu Kato[2], Tsuyoshi Tateishi[3], Tomofumi Sakuragi[4], Satoshi Yoshida[4] （1.Kyushu Univ., 2.Kobe steel, 3.Kobelco, 4.RWMC）
10:30 AM - 10:45 AM

[2H06] Oxidation and hydrogen absorption of Zircaloy-2 in high temperature steam at different partial pressures and oxidation time
＊Takaya Furuta[1], Yuji Hatano[1], Kenji Matsuda[1], Sakamoto Kan[2] （1.University of Toyama, 2.Nippon Nuclear Fuel Development co., ltd.）
10:45 AM - 11:00 AM

[2H07] Effect of interal pressure on oxidation of Zircaloy-2 cladding tube under steam
＊Ikuo Ioka[1], Hitoshi Kato[1], Hiroaki Ogawa[1], Masahiko Osaka[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）
11:00 AM - 11:15 AM

---

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1. Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

## [2H08-10] Stainless Steels

Chair: Hiroaki Abe (Univ. of Tokyo)
11:15 AM - 12:00 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

---

[2H08] Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels
＊Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Koji Fukuya[1] （1.Institute of Nuclear Safety System）
11:15 AM - 11:30 AM

[2H09] Aging effect on SCC Growth of Cast Austenitic Stainless Steels in High Temperature Water
＊Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1], Tomoki Miyamoto[1], Koji Arioka[1] （1.Institute of Nuclear Safety System, inc.）
11:30 AM - 11:45 AM

[2H10] A first principle study on the composition deviation of Ni-Si precipitates formed in irradiated stainless steel
＊Dongyue CHEN[1], Kenta MURAKAMI[2], Naoto SEKIMURA[1] （1.The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, 7-3-1 Hongo Bunkyo-ku, Tokyo 113-8656, Japan, 2.The University of Tokyo, Nuclear Professional School, School of Engineering, 2-22 Shirakata-Shirane, Tokai-mura, Ibaraki 319-1188, Japan）
11:45 AM - 12:00 PM

---

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1. Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

## [2H11-16] Modeling

Chair: Yoshitaka Matsukawa (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 4:25 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

---

[2H11] MD simulations to evaluate the effects of stacking fault energy on the interaction between an edge dislocation and a Frank loop
＊Taira Okita[1], Yujiro Hayashi[2], Sho Hayakawa[2], Mitsuhiro Itakura[3] （1.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2.Department of Systems Innovation, School of Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e- Systems, Japan Atomic Energy Agency）
2:45 PM - 3:00 PM

[2H12] MD simulations to evaluate the effects of stacking fault energy on the interaction between an edge dislocation and a Frank loop
＊Yujiro Hayashi[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] （1. Department of systems Innovation, School of engineering, The University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e-Systems, Japan Atomic Energy Agency）
3:00 PM - 3:15 PM

[2H13] Molecular dynamics simulation to reveal the effect of stacking fault energy on defect cluster formation during collision cascade
＊Yingjuan Yang[1], Junichi Hirabayashi[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] （1. School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e- Systems, Japan Atomic Energy Agency）
3:15 PM - 3:30 PM

[2H14] Conservative climb motion for a cluster of self-interstitial atoms toward an edge dislocation in BCC-Fe
＊Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3], Masaatsu Aichi[2] （1.School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e-Systems, Japan Atomic Energy Agency）

©Atomic Energy Society of Japan

3:30 PM - 3:45 PM

[2H15] Modeling Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

＊Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1] (1.Kyoto University)

3:45 PM - 4:00 PM

[2H16] Modeling Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

＊Kazunori Morishita[1], Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1] (1.Kyoto University)

4:00 PM - 4:15 PM

---

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1. Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

## [2H17-22] RPV Cladding Tubes

Chair: Taira Okita (Univ. of Tokyo)
4:25 PM - 6:05 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

---

[2H17] Effects of alloying elements on neutron irradiation properties of RPV model steels

＊Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Akiyoshi Nomoto[1], Kenji Dohi[1], Taiki Aizawa[2], Kenta Nishimoto[2] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Japan Steel Works)

4:25 PM - 4:40 PM

[2H18] Evaluation of the relationship between microstructure and hardness in neutron irradiated reactor pressure vessel model alloys following thermal ageing

＊Liang Chen[1,2], Kenji Nishida[2], Kenta Murakami[1], Kenji Dohi[2], Li Liu[1], Naoto Sekimura[1] (1.Univ. Tokyo, 2.CRIEPI)

4:40 PM - 4:55 PM

[2H19] Evaluations of mechanical properties and degradations in nuclear fuel cladding tubes

＊Hiroaki ABE[1], Naoto Sekimura[1], Hiroaki Muta[2], Akira Hasegawa[3], Yoshiharu Murase[4], Yasunari Shinohara[5] (1.University of Tokyo, 2.Osaka University, 3.Tohoku University, 4.NIMS, 5.NDC)

4:55 PM - 5:10 PM

[2H20] Evaluation of mechanical properties of cladding tube under multi axial stress states

＊Yasunari Shinohara[1], Toshiya Kido[1], Hiroaki Abe[2] (1.Nuclear Development Corporation, 2.University of Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM

[2H21] Evaluation of mechanical properties in circumferential direction of tubular materials (Development of advanced expansion due to compression test)

＊Daichi Kunii[1], Kenji Nishimura[1], Zishou Zhao[1], Shiori Kishita[1], Tomonori Abe[1], Sho Kano[2], Yoshitaka Matsukawa[1], Yuhki Satoh[1], Hiroaki Abe[2] (1.Tohoku University, 2.The University of Tokyo)

5:25 PM - 5:40 PM

[2H22] Development of short-tube test technique using expansion due to compressed liquid(EDC-L)

＊Masafumi Nakatsuka[1], Kan Sakamoto[2] (1.Zirco-technology, 2.NFD)

5:40 PM - 5:55 PM

---

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-2. Analytical Technique for Irradiation Behavior

## [2H23-23] Non-destructive examination

Chair: Taira Okita (Univ. of Tokyo)
6:05 PM - 6:25 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

---

[2H23] Development of non-destructive examination technique for fuel debris using X-ray computed tomography

＊AKIHIRO ISHIMI[1], KOZO KATSUMAYA[1], NAOAKI AKASAKA[1], SUSUMU MISAWA[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company Ltd.)

6:05 PM - 6:20 PM

# Room I

---

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

## [2I01-04] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair: Akihiro Suzuki (NFD)
9:30 AM - 10:35 AM Room I (Lecture Rooms B B200)

---

[2I01] Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

＊Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1.Tohoku University, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

9:30 AM - 9:45 AM

[2I02] Selective Separation and Recovery of Ruthenium from High-level Liquid Waste and Its Effective Utilization

＊Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1], Keizo Ishii[1] (1.Dept. of Quant. Sci. and Energy Eng., Grad. Sch. of Eng., Tohoku Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[2I03] Development of High Selective Separation

©Atomic Energy Society of Japan

Method of Heat-generating Element from High-level Liquid Waste

＊Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1]
（1.Tohoku university, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

10:00 AM - 10:15 AM

[2I04] Fundamental study on electrolytic recovery of selenium-79 from high-level radioactive liquid waste using an ionic liquid

＊Yasushi Katayama[1], Shimul Saha[1], Kazuki Yoshii[1], Naoki Tachikawa[1] （1.Keio University）

10:15 AM - 10:30 AM

---

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

## [2I05-09] Predisposal management of Fukushima Accident waste 1

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka Univ. of Tech.)
10:35 AM - 11:55 AM Room I (Lecture Rooms B B200)

---

[2I05] Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment

＊Kanae Matsuyama[1], Hirofumi Okabe[1], Masaaki Kaneko[1] （1.Toshiba Corporation）

10:35 AM - 10:50 AM

[2I06] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

＊Yuhei Fukuda[1,3], Takashi Suganuma[1,3], Hiroshi Hinai[1,3], Akira Ikeda[2,3], Masamichi Obata[2,3], Atsuhiro Shibata[1,3], Kazunori Nomura[1,3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.TOSHIBA CORPORATION, 3.International Research Institute for Nuclear Decommissioning）

10:50 AM - 11:05 AM

[2I07] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

＊Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akira Sasahira[1], Shinji Watanabe[1], Toshiaki Kikuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3] （1.Hitachi-GE, 2.Mitsubishi Materials, 3.Tohoku Univ.）

11:05 AM - 11:20 AM

[2I08] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

＊Toshiaki KIKUCHI[1], Takahiro Chikazawa[1], Tetsuo Fukasawa[2] （1.Mitsubishi Materials , 2.Hitachi-GE Nuclear Energy）

11:20 AM - 11:35 AM

[2I09] Development of Fuel Debris Treatment Technology by The Fluorination Method

＊Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tetsuo Fukasawa[2] （1.Tohoku Univ., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy）

11:35 AM - 11:50 AM

---

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

## [2I10-14] Predisposal management of Fukushima Accident waste 2

Chair: Yasuaki Miyamoto (JAEA)
2:45 PM - 4:05 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

---

[2I10] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊akira kirishima[1], masahiko hirano[1], takayuki sasaki[2], nobuaki sato[1] （1.IMRAM, Tohoku University, 2.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University）

2:45 PM - 3:00 PM

[2I11] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Tatsuya Suzuki[1], Yu Tachibana[1] （1.Nagaoka University of Technology）

3:00 PM - 3:15 PM

[2I12] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima-Dai-ichi Nuclear Accident

＊Shunsuke Kozono[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

3:15 PM - 3:30 PM

[2I13] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima-Dai-ichi Nuclear Accident

＊Takahiro MORI[1], Koichiro TAKAO[1], Yasuhisa IKEDA[1] （1.Res. Lab. Nucl. Reacto, TITECH）

3:30 PM - 3:45 PM

[2I14] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima-Dai-ichi Nuclear Accident

＊Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1]

©Atomic Energy Society of Japan

（1.Kyushu University）
3:45 PM - 4:00 PM

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

## [2I15-18] Predisposal management of Fukushima Accident waste 3

Chair: Akira Kirishima (Tohoku Univ.)
4:05 PM - 5:10 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[2I15] Development of Mobile Strontium Removal System for Fukushima
＊Shunsuke Susa[1], Naoki Tajima[1], Hisao Ohmura[1], Shuji Seki[1], Kazuya Yamada[1], Akira Ikeda[1], Taichi Horimoto[1]
（1.TOSHIBA Corp.）
4:05 PM - 4:20 PM

[2I16] Development of Mobile Strontium Removal System for Fukushima
＊Taichi Horimoto[1], Akira Ikeda[1], Hisao Ohmura[1], Naoki Tajima[1], Shunsuke Susa[1], Chiaki Kojima[2]（1.Toshiba, 2.TEPCO）
4:20 PM - 4:35 PM

[2I17] High performance manganese oxide ion-sieves for $Sr^{2+}$ adsorption from sea water
＊Qi FENG[1], Changdong CHEN[1], Mami UCHIDA[1], Reiko KANDA[2]（1.Kagawa University, 2.K&A Environmental System）
4:35 PM - 4:50 PM

[2I18] Dewaterability improvement of the carbonate slurry generated in the Multi-Nuclide Removal Equipment.
＊Takaaki SHINOHARA[1], Mamoru IWASAKI[1], Hideyuki KOMORI[1], Koichi MORI[1], Akira IKEDA[2], Masaaki AKAGI[2]
（1.Kurita Water Inds., 2.Toshiba）
4:50 PM - 5:05 PM

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

## [2I19-23] Predisposal management of Fukushima Accident waste 4

Chair: Qi Feng (Kagawa Univ.)
5:10 PM - 6:30 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[2I19] Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC
＊Isao Yamagishi[1], Takafumi Motooka[1], Ryuji Nagaishi[1], Masahide Takano[1]（1.JAEA）
5:10 PM - 5:25 PM

[2I20] Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC
＊Takafumi Motooka[1], Ryuji Nagaishi[1], Isao Yamagishi[1]
（1.JAEA）
5:25 PM - 5:40 PM

[2I21] Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC
＊RYUJI NAGAISHI[1], ISAO YAMAGISHI[1], TAKAFUMI MOTOOKA[1], MASAO INOUE[1], TAICHI MATSUMURA[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency）
5:40 PM - 5:55 PM

[2I22] Basic Study on Production of Hydrogen Gas by Radiolysis of the Carbonate Slurry Generated from the Multi-Radionuclide Removal System
＊Yoichi Arai[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Akira Ikeda[2,3], Masamichi Obata[2,3], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Toshiba Corporation）
5:55 PM - 6:10 PM

[2I23] Dose evaluation of adsorption vessels for contaminated water treatment by using radiation transport and shielding calculation codes
＊Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Junichi Katakura[2,1], Masahide Suzuki[2]（1.JAEA, 2.NUT）
6:10 PM - 6:25 PM

# Room J

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

## [2J01-03] Neutron nuclear data measurement

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)
11:10 AM - 12:00 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[2J01] Mesurement of the 550 keV-Neutron Capture Cross Section and Gamma-ray Spectrum of Y-89
＊Takeshi Nagasaka[1], Masayuki Igashira[1], Tatsuya Katabuchi[1], Tatsuhiro Saito[1], Seigo Umezawa[1], Ryo Fujioka[1]（1.Tokyo Institute of Technology）
11:10 AM - 11:25 AM

[2J02] Measurement of high energy gamma-ray spectrum accompanied by neutron induced fission of $^{235}U$
＊Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Torsten Soldner[2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor

©Atomic Energy Society of Japan

Tsekhanovich[5], Costel Petrache[6] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institut Laue-Langevin, 3.Institute for Reference Materials and Measurements, 4.University of Manchester, 5.CENBG Bordeaux, 6.CSNSM Orsay)

11:25 AM - 11:40 AM

[2J03] Developments of new data acquisition system in J-PARC/MLF/ANNRI

*taro nakao[1], Atsushi Kimura[1], Kazushi Terada[1], Syoji Nakamura[1], Osamu Iwamoto[1], Hideo Harada[1], Tatsuya Katabuchi[2], Masayuki Igashira[2], Jun-ichi Hori[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Kyoto 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

## [2J04-06] Photonuclear reaction

Chair: Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)
2:45 PM - 3:35 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

---

[2J04] Measurements of neutron energy spectra for $^{nat}$C(g,xn) reactions using laser electron photon beam at NewSUBARU

*Toshiro Itoga[1], Yoshihiro Asano[2], Hiroshi Nakashima[3,2], Toshiya Sanami[4,2,6], Yoshihito Namito[4,6], Yoichi Kirihara[4], Hiroshi Iwase[4,6], Shuji Miyamoto[5], Akinori Takemoto[5], Masashi Yamaguchi[5] (1.Japan Synchrotron Radiation Research Institute, 2.RIKEN, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.KEK, 5.Laboratory of Advanced Science and Technology for Industry, University of Hyogo, 6.SOKENDAI)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J05] Estimation of neutron capture cross section for Se-79 using Se-80 photonuclear reaction

*Ayano Makinaga[2,1], Ralph Massarczyk[3], Ronald Schwengner[3], Hideaki Otsu[4], S Mueller[3], M Roeder[3], Konrad Schmidt[3,5], Andreas Wagner[3] (1.Faculty of Science, Hokkaido University, 2.JEin Institute for Fundamental Science, 3.Helmholtz-Zentrum Dresden Rossendorf, 4.RIKEN, 5.Technische Universitaet Dresden)

3:00 PM - 3:15 PM

[2J06] Nuclear resonance fluorescence measurement on Pb-207 with laser Compton scattering gamma rays

*Toshiyuki Shizuma[1], Mohamed Omer[1], Takehito Hayakawa[1], Hideaki Ohgaki[2], Masashi Yamaguchi[3], Akinori Takemoto[3], Shuji Miyamoto[3] (1.JAEA, 2.Kyoto Univ., 3.Univ. of Hyogo)

3:15 PM - 3:30 PM

---

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

## [2J07-10] Proton or deuteron nuclear data measurement

Chair: Toshiyuki Shizuma (JAEA)
3:35 PM - 4:40 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

---

[2J07] Measurement of neutron-production double-differential corss sections in most-forward direction for 48-, 63- and 78-MeV proton incidences on lithium, carbon, aluminum, iron and lead targets

*Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1] (1.JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[2J08] Double-differential cross sections for evaporated protons from proton-induced reactions

*Yuji Yamaguchi[1], Yusuke Uozumi[1], Toshiya Sanami[2] (1.Kyushu Univ., 2.High Energy Accelerator Research Org.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2J09] Systematic measurement of double-differential cross sections for deuteron-induced neutron production reactions at 100 MeV

*Shouhei Araki[1], Yukinobu Watanabe[1], Mizuki Kitajima[1], Hiroki Sadamatsu[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] (1.Kyushu University, 2.JAEA, 3.KEK, 4.Research Reactor Institute, Kyoto University, 5.RCNP, Osaka University)

4:05 PM - 4:20 PM

[2J10] Systematic measurement of double-differential cross sections for deuteron-induced neutron production reactions at 100 MeV.

*Mizuki Kitajima[1], Hiroki Sadamatsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] (1.Kyushu-University , 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.High Energy Accelerator Research Organization, 4.Kyoto University Research Reactor Institute, 5.Research Center for

©Atomic Energy Society of Japan

Nuclear Physics, Osaka University)
4:20 PM - 4:35 PM

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

### [2J11-15] Nuclear transmutation of LLFP

Chair: Osamu Iwamoto (JAEA)
4:40 PM - 6:00 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[2J11] Cross section measurement of residues produced in proton and deuteron-induced spallation reactions using the inverse kinematics method
＊Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Keita Nakano[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Yasuhiro Togano[3], Satoshi Takeuchi[3] (1.Kyushu University, 2.RIKEN, 3.Tokyo Insitutute of Technology)
4:40 PM - 4:55 PM

[2J12] Cross section measurement of residues produced in proton and deuteron-induced spallation reactions using the inverse kinematics method
＊Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Yasuhiro Togano[3], Satoshi Takeuchi[3] (1.Kyushu Univ., 2.RIKEN, 3.Tokyo Tech)
4:55 PM - 5:10 PM

[2J13] Cross section measurement of residues produced in proton and deuteron-induced spallation reactions using the inverse kinematics method
＊Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Yasuhiro Togano[3], Satoshi Takeuchi[3] (1.Kyushu Univ., 2.RIKEN, 3.Titech)
5:10 PM - 5:25 PM

[2J14] Improvement of efficiency of transmutation of long life fission products using proton beam
＊Koji Niita[1] (1.Research Organization for Information Science and Technology)
5:25 PM - 5:40 PM

[2J15] Development of Ti:Sapphire Laser System for the Resonant Ionization Laser Ion Source at RIKEN-RIBF-SLOWRI
＊Hideki Tomita[1,2], Takahide Takamatsu[1,2], Daiki Matsui[1,2], Volker Sonnenschein[1], Mikael Reponen[2], Tetsu Sonoda[2], Atsushi Nakamura[1], Klaus Wendt[3], Michiharu Wada[2,4], Tetsuo Iguchi[1] (1.Nagoya Univ., 2.RIKEN Nishina Center, 3.Johannes Gutenberg-University Mainz, 4.KEK)
5:40 PM - 5:55 PM

## Room K

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

### [2K01-04] imaging technology

Chair: Keitaro Hitomi (Tohoku Univ.)
9:45 AM - 10:50 AM Room K (Lecture Rooms C C101)

[2K01] Development of a Ultra-tiny Hand-held Compton Camera for Minimum Spaces
Yasuaki Nakamura[1], Kenji Shimazoe[2], ＊Zishan Wu[1], Hiroyuki Takahashi[2,1] (1.Dept. of Bioengineering, The Univ. of Tokyo, 2.Dept. of Nuclear Engineering and Management, The Univ. of Tokyo)
9:45 AM - 10:00 AM

[2K02] Development of the observation technique of the dynamic behavior of the iron element in the plant using Micron RI imaging system
＊Yuma Saneshige[1], Keizo Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Hirotsugu Arai[1] (1.SCHOOL OF ENGINEERING,TOHOKU UNIVERSITY)
10:00 AM - 10:15 AM

[2K03] Development of Image Reconstruction Method for Fast Neutron Pinhole Camera using Nuclear Emulsion
＊yuya izumi[1], Yoichiro Nakayama[1], Hideki Tomita[1], Kunihiro Morishima[1], Shota Hayashi[1], MunSeong Cheon[2], Mitsutaka Isobe[3,4], Kunihiro Ogawa[3,4], JungMin Jo[5], Tetsuo Iguchi[1] (1.Nagoya Univ., 2.NFRI, 3.NIFS, 4.SOKENDAI, 5.Seoul National Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

[2K04] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part2)
＊Kunihiro Morishima[1], Akira Nishio[2], Masaki Moto[2], Mitsuaki Kuno[2], Yuta Manabe[2], Toshiyuki Nakano[2], Nakamura Mitsuhiro[3], Tsuji Kenji[4], Yamasaki Tadashi[4] (1.Nagoya University, IAR, 2.Nagoya University, Physics, 3.Nagoya University, IMaSS, 4.CHUBU Electric Power Co., Inc.)
10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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

## [2K05-08] PET, medical application

Chair: Noriaki Nakao (Shimizu Corporation)
10:50 AM - 12:00 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

### [2K05] Widening the high spatial resolution area of Positron Emission Tomography by consisting of 100 3-dimentional position sensitive detector blocks

＊Manato Kikuchi[1], Keizo Isii[1], Sigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Sodai Takyu[1], Tetsuo Matsuyama[1], Yohei Yamamoto[1], Ryohei Ito[1], Motohiro Inoue[1]
（1.Department of Quantamscience and Energy Engineering, Tohoku University）
10:50 AM - 11:05 AM

### [2K06] Development of the 3-dimentional position sensitive CdTe detector for the ultra-high resolution PET device for human brain

＊Motohiro Inoue[1], Keizo Ishii[2], Shigeo Matsuyama[2], Atsuki Terakawa[2], Sodai Takyu[2], Tetsuo Matsuyama[1], Ryohei Ito[2], Yohei Yamamoto[2], manato kikuchi[2]
（1.Department of Biomedical Engineering,Graduate school of Biomedical Engineering,Tohoku University, 2.Department of Quantum Science and Energy Engineering,Graduate school of Engineering,Tohoku University）
11:05 AM - 11:20 AM

### [2K07] Basic response evaluation of optical fiber type small size dosimeter using optically stimulated luminescence for 225 MeV/u proton ions

＊Yuho Hirata[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], Toshiyuki Toshito[3], Takayuki Yanagida[4], Kentaro Fukuda[5] （1.Graduate School of Engineering Nagoya University, 2.National Institute of Radiological Sciences, 3.Nagoya Proton Therapy Center, Nagoya City West Medical Center, 4.Nara Institute of Science and Technology, 5.Tokuyama Corporation）
11:20 AM - 11:35 AM

### [2K08] Development of boron concentration monitor using prompt gamma ray for BNCT

＊Hiroki Tanaka[1], Yoshinori Sakurai[1], Takushi Takata[1], Minoru Suzuki[1], Shin-ichiro Masunaga[1], Kiyotaka Akabori[2], Akira Maruhashi[1], Koji Ono[1] （1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Sumitomo Heavy Industries, Ltd）
11:35 AM - 11:50 AM

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

## [2K09-15] Element and nuclide analysis, radioactivity measurement

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo city Univ.)
2:45 PM - 4:40 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

### [2K09] Measurement of the wide range of the energy using WD-PIXE

＊Kota Imaizumi[1], Keizo Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1] （1.Master's Course, Quantum Science Engineering Major, Graduate School of Engineering, Tohoku University）
2:45 PM - 3:00 PM

### [2K10] Development of the high sensitivity portable Sr-90 detector which is available in Cs-134 and 137 radiation field

＊Hibiki Hosokawa[1], Keizo Ishii[2], Shigeo Matsuyama[2], Atsuki Terakawa[2], Tsuyoshi Sato[2] （1.Quantum Science and Energy Engineering, Mechanical and Aerospace Engineering, School of Engineering, tohoku university, 2.Quantum Science and Energy Engineering Major, Graduate School of Engineering, Tohoku university）
3:00 PM - 3:15 PM

### [2K11] Analysis of L X-ray Spectra of Transuranium Elements Measured by a Microcalorimeter

＊Tetsuya Sugimoto[1], Keisuke Maehata[1], Naoko Iyomoto[1], Kenji Ishibashi[1], Keisuke Nakamura[2], Yuki Morishita[2], Koji Takasaki[2], Kazuhisa Mitsuda[3]
（1.Kyushu Univ., 2.JAEA, 3.JAXA）
3:15 PM - 3:30 PM

### [2K12] Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions(2)

＊Shuichi Hasegawa[1], Kyonghum Jung[1], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2] （1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency）
3:30 PM - 3:45 PM

### [2K13] Development of resonance ionization mass spectrometry of Sr isotopes (3)

＊Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Shuichi Hasegawa[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo）
3:45 PM - 4:00 PM

### [2K14] Extrapolation curves using EGS5 code for 4πβ-γ coincidence counting method

＊Yasuhiro Unno[1], Toshiya Sanami[2,3], Shinichi Sasaki[2,3],

©Atomic Energy Society of Japan

Masayuki Hagiwara[2,3], Akira Yunoki[1] (1.AIST, 2.KEK, 3.SOKENDAI)

4:00 PM - 4:15 PM

[2K15] gamma-ray coincidence measurements of Fukushima soil samples II

＊Tetsuro Hinoue[1], Shin Ito[1] (1.Kindai University Atomic Energy Research Institute)

4:15 PM - 4:30 PM

---

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 202-3. Neutron Source, Neutron Technology

## [2K16-18] Development and applications of neutron sources

Chair: Takeshi Fujiwata (AIST)

4:40 PM - 5:30 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

---

[2K16] Development of 3.95 MeV X-band electron linac based mobile neutron source for on-site moisture detection of industrial and societal infrastructures

＊Jean-Michel Bereder[1], Mitsuru Uesaka[1], Yoshichika Seki[1] (1.UTokyo Uesaka Lab)

4:40 PM - 4:55 PM

[2K17] Measurement of dependency of neutron intensity on proton beam power and profile at J-PARC spallation neutron source

＊Masahide Harada[1], Kenichi Oikawa[1], Tetsuya Kai[1], Shinichiro Meigo[1], Motoki Ooi[1], Hiroshi Takada[1] (1.J-PARC Center, JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2K18] Development of stereopsis on compact neutron sources

＊Seiji Tasaki[1], Masamitsu Kawamura[1], Yutaka Abe[1] (1.Department of Nuclear Engineering Kyoto University)

5:10 PM - 5:25 PM

# Room L

---

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

## [2L07-11] Fusion materials engineering (Divertor)

Chair: Bun Tsuchiya (Meijo Univ.)

2:45 PM - 4:05 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

---

[2L07] Application of Friction-Stir Process for Mechanically Strengthening CuCrZr-alloy

＊Dai Hamaguchi[1], Yoshiaki Morisada[2], Hidetoshi Fujii[2], Hiroyasu Tanigawa[1], Kazumi Ozawa[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Osaka University)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L08] Hydrogen isotope exchange in tungsten damaged by self-ion irradiation

＊Yoshihiro Susuki[1], Ikuji Takagi[1] (1.Kyoto University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L09] KMC simulation of rhenium and osmium interstitial atoms in tugnsten

＊Tomoaki Suzudo[1], Akira Hasegawa[2] (1.JAEA, 2.Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L10] Grain structure and tensile property changes of rhenium and potassium doped tungsten materials due to recrystallization

＊Makoto Fukuda[1], Kohei Tsuchida[1], Yuma Kajishima[1], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami[1] (1.Tohoku university)

3:30 PM - 3:45 PM

[2L11] Deformation behavior of tungsten materials for plasma facing components at high temperature

＊Akira Hasegawa[1], Yasuyuki Sakai[1], Tsunenori Tabata[1], Makoto Fukuda[1], Shuhei Nogami[1] (1.Tohoku university)

3:45 PM - 4:00 PM

---

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

## [2L12-16] Fusion materials engineering (Tungsten materials)

Chair: Dai Hamaguchi (JAEA)

4:05 PM - 5:25 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

---

[2L12] Structual Integrity Evaluation of Divertor after Cyclic Heat Loading

＊Michitoshi Toyota[1], Atsuo Sakata[1], Wenhai Guan[1], shuhei Nogami[1], Makoto Fukuda[1], Akira Hasegawa[1] (1.Tohoku University)

4:05 PM - 4:20 PM

[2L13] Behavior of Tungsten with Heavy Ion Irradiation

＊Tsunenori Tabata[1], Taehyun Hwang[1], Makoto Fukuda[1], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami [1], Hiroyasu Tanigawa[2], Kazumi Ozawa[2] (1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University, 2.Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

[2L14] Behavior of Tungsten with Heavy Ion Irradiation

＊TAEHYUN HWANG[1], Ohno Satoshi[1], Tsunenori

©Atomic Energy Society of Japan

Tabata[1], Makoto Fukuda[1], Shuhei Nogami[1], Akira Hasegawa[1], Kazumi Ozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2] (1.Tohoku university, 2.Japan Atomic Energy Agency)
4:35 PM - 4:50 PM

[2L15] Variation of Structural Strength of Tungsten Divertor by Microstructure Control and Alloying
*WENHAI GUAN[1], Shuhei Nogami[1], Makoto Fukuda[1], Michitoshi Toyota[1], Kento Niki[1], Akira Hasegawa[1] (1.Tohoku University)
4:50 PM - 5:05 PM

[2L16] Surface morphology and deuterium retention on tungsten surface melted by high heat flux
*yukinori hamaji[1], Lee Heun[2], Arkadi Kreter[3], Soeren Moeller[1], Masayuki Tokitani[1], Suguru Masuzaki[1], akio Sagara[1], Makoto Oya[2], Yoshio Ueda[2], Ryuichi Sakamoto[1] (1.National institute for Fusion Science, 2.Osaka University, 3.Forschungszentrum Juelich GmbH)
5:05 PM - 5:20 PM

---

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

## [2L17-20] Fusion reactor materials (Material strength evaluation method / Structual health monitoring)

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)
5:25 PM - 6:30 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

---

[2L17] Diagnostics of surface modification of plasma facing materials using optical spectral reflectance measurements
*Norihito Tanaka[1], Mitutaka Miyamoto[1], Naoaki Yoshida[2], Masayuki Tokitani[3], Akio Sagara[3] (1.Shimane Univ., 2.RIAM, Kyusyu Univ., 3.NIFS)
5:25 PM - 5:40 PM

[2L18] Strength and pressure integrity evaluation of blanket first wall and necessary material data
*Hisashi Tanigawa[1], Hyoseong Gwon[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1.JAEA)
5:40 PM - 5:55 PM

[2L19] Effect of fabric architecture on hoop strength of SiC/SiC composite tube
*Takashi Nozawa[1], Ju-hyeon Yu[2], Joon-soo Park[2], Hiroyasu Tanigawa[1] (1.JAEA, 2.Muroran Institute of Technology)
5:55 PM - 6:10 PM

[2L20] Development of Fatigue Test Technology for Life Evaluation of Fusion Reactor Materials
*Shuhei Nogami[1], Wenhai Guan[1], Makoto Fukuda[1], Chiaki Hisaka[2], Taejoon Kim[2], Yojiro Akizuki[2], Fumio Minamiyama[2], Masaharu Fujiwara[2], Akira Hasegawa[1] (1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University, 2.Kobe Material Testing Laboratory Group)
6:10 PM - 6:25 PM

---

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-5. Fusion Neutronics

## [2L01-03] Neutron measurement, shielding

Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.)
10:20 AM - 11:10 AM Room L (Lecture Rooms C C105)

---

[2L01] Neutronics analysis for the LHD neutron diagnostics
*Takeo Nishitani[1], Kunihiro Ogawa[1,2], Kitsutaka Isobe[1,2] (1.National Institute for Fusion Science, 2.Graduate University for Advanced Studies)
10:20 AM - 10:35 AM

[2L02] Investigation of usage of hydride materials for neutron shielding in fusion reactors
*Teruya Tanaka[1], Hiroaki Muta[2], Yoshimitsu Hishunuma[1], Masahito Yoshino[3], Takeo Muroga[1], Akio Sagara[1] (1.NIFS, 2.Osaka Univ., 3.Nagoya Univ.)
10:35 AM - 10:50 AM

[2L03] Study of integral experiments of neutron transport in blanket module with hydrogen ion beam
*Taishi Sugiyama[1], Satoshi Konishi [2], Ryuta Kasada [2] (1.Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.)
10:50 AM - 11:05 AM

---

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-6. Fusion Reactor System, Design, Application

## [2L04-06] Fusion reactor system (hybrid reactor, tritium supply)

Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.)
11:10 AM - 12:00 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

---

[2L04] Study on nuclear and thermal characteristics of fission blanket for prototype nuclear fusion hybrid reactor (2)
*KOUTA KITAZONO[1], Tetsuo Matsumoto[1] (1.Tokyo City University Graduate Division)
11:10 AM - 11:25 AM

[2L05] Strategy of tritium aquisition for fusion demo

©Atomic Energy Society of Japan

plants

＊satoshi konishi[1], ryuta kasada[1] （1.Kyoto University）

11:25 AM - 11:40 AM

[2L06] Study on method of loading Li-compound and performance of tritium production in high-temperature gas-cooled reactors

＊Satoru Nagasumi[1], Hideaki Matsuura[1], Hiiroyuki Nakaya[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[2], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3] （1.Kyushu University , 2.Kyushu University., 3.JAEA）

11:40 AM - 11:55 AM

## Room M

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

### [2M01-05] Accelerator, beam acceleration

Chair: Takafumi Kondoh (Osaka Univ.)

9:30 AM - 10:50 AM Room M (Lecture Rooms C C106)

[2M01] Development of linear accelerators for ultra slow muon microscope

＊Noriyosu Hayashizaki[1], Mitsuhiro Yoshida[2], Taihei Adachi[2], Yasuhiro Miyake[2] （1.TokyoTech, 2.KEK）

9:30 AM - 9:45 AM

[2M02] Study of electrode layout of a four-beam IH-RFQ linear accelerator

＊Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Reseach Laboratory for Nuclear Reacrors Tokyo Institute of Technology）

9:45 AM - 10:00 AM

[2M03] Study of local chromaticity correction for FFAG accelerator

＊naoya motohashi[1], Hidehiko Arima[1], Nobuo Ikeda[1], Yujiro Yonemura[1], Akira Takagi[2], Hisayoshi Nakayama[2], Yoshiharu Mori[3], Hidefumi Okita[1], Mitsutaka Ueda[1], Takehiro Kuroiwa[1] （1.Kyushu university, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Kyoto university）

10:00 AM - 10:15 AM

[2M04] Fabrication of two dimensional nano-scale photocathode arrays in transparent conductor for high coherence beam generation

＊Tatsunori Shibuya[1], Noriyosu Hayashizaki[2], Mitsuhiro Yoshida[3] （1.Tokyo Tech, 2.RLNR Tokyo Tech, 3.KEK）

10:15 AM - 10:30 AM

[2M05] RF Property Study of C-Shape Waveguide

＊Masaru Sawamura[1], Kensei Umemori[2], Hiroshi Sakai[2], Takaaki Furuya[2], Kazuhiro Enami[2], Masato Egi[2] （1.JAEA, 2.KEK）

10:30 AM - 10:45 AM

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

### [2M06-09] Ion beam, ion source

Chair: Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

10:50 AM - 11:55 AM Room M (Lecture Rooms C C106)

[2M06] Temporal evolution measurement of electromagnetically-driven plasmas for development of an atomic hydrogen target with high dissociation degree

＊satoshi niida[1], Tomohiro Yokozuka[1], Kotaro Kondo[1], Yoshiyuki Oguri[1] （1.Research Laboratory of Nuclear Reactors, Tokyo Tech）

10:50 AM - 11:05 AM

[2M07] Development of a High Flux Negative Fullerene Ion Source for Tandem Accelerators

＊Eisuke Baba[1], Koshiro Nakamura[1], Jun Hasegawa[1], Atsuya Chiba[2], aya Usui[2], Katsunori Kawasaki[3] （1.Department of Energy Sciences, Tokyo Institute of Technology , 2.Takasaki Advanced Radiation Research Institute, Japan Atomic Energy Agency, 3.Electrostatic Accelerator Laboratory）

11:05 AM - 11:20 AM

[2M08] Development of a Compact Cold-Cathode PIG Negative-Ion Source for Electrostatic Tandem Accelerators

＊Yuya Kato[1], Naoto Hagura[1], Yoshiyuki Oguri[2], Kotaro Kondo[2], Hitoshi Fukuda[3], Noriyosu Hayashizaki[2] （1.Tokyo City University, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Technical Department / Tokyo Institute of Technology）

11:20 AM - 11:35 AM

[2M09] Studies of Li Transport Processes in Solid State Li Ion Batteries Using MeV Heavy Ion Accelerators

＊Kenji Morita[1], Bun Tsuchiya[2], Takehisa Kato[3], Yusuke Katayama[3], Yasutoshi Iriyama[3], Hidetsugu Tsuchida[4], Takuya Majima[4] （1.Nagoya Industrial Science Research Institute, 2.Meijo University, 3.Nagoya University, 4.Kyoto University）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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

## [2M10-16] Radiation imaging

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)
2:45 PM - 4:40 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[2M10] Development of a Three-dimensional Elemental Analysis for the Micro-sample by PIXE-CT

＊Taisuke Hatakeyama[1], Keizo Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Daichi Sata[1]
（1.Quantum Science Engineering Major , Graduate School of Engineering , Tohoku University）

2:45 PM - 3:00 PM

[2M11] Energy Spectrum from $^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ Reaction for Development of the Gamma-ray Camera

＊Takumi Utsumiya[1], Ryota Sumi[1], Hiroaki Nishimura[1], Akira Taniike[1], Kenta Doi[2], Masaki Nishiura[3], Masashi Kisaki[4]（1.Kobe Univ., 2.Doshisha Univ., 3.Tokyo Univ., 4.National Institute for Fusion Science）

3:00 PM - 3:15 PM

[2M12] Feasibility Study on Conventional FPD to MeV Energy Gamma-ray Imaging

＊Hideaki OHGAKI[1], Heishun Zen[1], Shinya Fujimoto[2], Daiki Kanai[2]（1.Institute of Advanced Energy, 2.Pony Industry Co.,Ltd. ）

3:15 PM - 3:30 PM

[2M13] A Study on Structural Analysis and Evaluation of Bridge by Mobile High Energy X-ray Source

＊Hiroaki Takeuchi[1], Yano Ryota[1], Mitsuru Uesaka[1], Yoshimitsu Seki[1], Eiko Hashimoto[3], Katsuhiro Dobashi[3], Joichi Kusano[4], Seiji Ohya[2], Masahiro Ishida[5], Yoshinobu Oshima[5]（1.University of Tokyo, Nuclear Engineering and Management, 2.Hitachi Power Solutions Co.,Ltd., 3.University of Tokyo, Nuclear Engineering, 4.ACCUTHERA INC, 5.Public Works Researchi Institute）

3:30 PM - 3:45 PM

[2M14] On-site inspection with 950 keV X-band LINAC based X-ray source at a real bridge

＊Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Eiko Hashimoto[2], Yoshichika Seek[2], Katsuhiro Dobashi[2], Mitsuru Uesaka[2,1], Joichi Kusano[3], Seiji Hoya[4], Masahiro Ishida[5], Yoshinobu Oshima[5]（1.The University of Tokyo, School of Engineering, Department of Nuclear Engineering and Management, 2.The University of Tokyo, School of Engineering, Nuclear Professional School, 3.Accuthera Inc., 4.Hitachi Power Solutions Co., Ltd, 5.Public Works Research Institute）

3:45 PM - 4:00 PM

[2M15] Visualization of buried interfaces by neutron reflectivity projections

＊Mari Mizusawa[1], Kenji Sakurai[2]（1.CROSS Tokai, 2.NIMS）

4:00 PM - 4:15 PM

[2M16] Basic research on the boron imaging in steel and plant using the J-PARC pulsed neutron beam

＊Koichi Kino[1], Takuya Yoshioka[2]（1.Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2.School of Engineering, Hokkaido University）

4:15 PM - 4:30 PM

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

## [2M17-23] Beam application

Chair: Hideaki Ohgaki (Kyoto Univ.)
4:40 PM - 6:30 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[2M17] Introduction of New Techniques on fs Pulse Radiolysis Technique

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

4:40 PM - 4:55 PM

[2M18] Detection test of rare particles by the 6 MV tandem accelerator mass spectrometry system

＊Kimikazu Sasa[1], Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Masumi Matsumura[1], Aya Sakaguchi[1], Yukihiko Satou[1], Maki Honda[1], Ryouhei Tomita[1], Seiji Hosoya[1], Keisuke Sueki[1]（1.Univ. of Tsukuba）

4:55 PM - 5:10 PM

[2M19] Development of charge stripper using liquid metal lithium guided magnetically

＊Takafumi Okita[1], Junya Morioka[1], Eiji Hoashi[1], Hiroki Okuno[2], Takuji Kanemura[3], Hiroo Kondo[3], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[4]（1.Division of Sustainable Energy and Environmental Engineering, Graduate School of Engineering Osaka University, 2.RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science, 3.JAEA, 4.Department of Applied Nuclear Technology, Fukui University of Technology）

5:10 PM - 5:25 PM

[2M20] Radiation induced initial reactions and decomposition in n-dodecane

＊Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Satoshi Nishii[1], Tomohiro Toigawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1]（1.ISIR, Osaka University）

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[2M21] Relationship between the degree of grafting and the polymerization time for in-situ ion beam graft polymerization method.
＊Akira Taniike[1], Shugo Kusaka[1], Kyohei Iwaoka[1], Yuichi Furuyama[1] （1.Maritime sciences, Kobe University）
5:40 PM - 5:55 PM

[2M22] Dependence of the conductivity on the fluence for the polycarbonate samples irradiated with copper ions .
＊Kyohei Iwaoka[1], Shugo Kusaka[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] （1.Kobe University Graduate School of Maritime Sciences）
5:55 PM - 6:10 PM

[2M23] Quantitative evaluation of the intensity of a syringe-needle type proton-induced X-ray source by emittance measurement of the primary proton beam and Geant4 simulation
＊Yuchao Hu[1], Kotaro Kondo[1], Hitoshi Fukuda[2], Yoshiyuki Oguri[1] （1.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology, 2.Technical Department, Tokyo Institute of Technology）
6:10 PM - 6:25 PM

## Room N

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

### [2N01-04] advanced reactor concept
Chair: Koji Fujimura (HGNE)
9:30 AM - 10:35 AM Room N (Lecture Rooms C C202)

[2N01] Research on fundamental technology based on radiation induced surface activation for SCWR
＊Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[1], Hiroaki Abe[2], Shinichi Morooka[3] （1.Tokyo University of Marine Science and Technology, 2.The University of Tokyo, 3.Waseda University）
9:30 AM - 9:45 AM

[2N02] Feasibility study on light-weight small fast spectrum core for nuclear propulsion rocket
＊Yoshiteru Sato[1], Naoyiki Takaki[1] （1.Tokyo City Universitiy Graduate school）
9:45 AM - 10:00 AM

[2N03] Consideration on Enhanced Safety Based on CMR-concept for Large Fast Reactor
＊Masatoshi Kawashima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2], Koji Morita[3], Hiroshi Endo[4], Hiroshi Sagara[5] （1.TNES, 2.Toshiba Corporation, 3.Kyushu University, 4.CRIEPI, 5.TI-tech）
10:00 AM - 10:15 AM

[2N04] Study on prolonging the reactivity lifetime of fast reactor fuels with moderators
＊Tsugio Yokoyama[1] （1.TNES）
10:15 AM - 10:30 AM

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

### [2N05-09] sodium-cooled reactor
Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)
10:35 AM - 12:00 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[2N05] Study on the monitoring of impurities in sodium by plugging meter
＊Masashi Suzuki[1], Eiichi Yoshida[1], Hiroaki Imamura[1], Katsunori Amano[1], Kazuhito Shimoyama[1] （1.JAEA）
10:35 AM - 10:50 AM

[2N06] Development of under sodium viewer
＊Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kuniaki Ara[1], Yoshihiro Taniguchi[2], Masahiro Yui[3] （1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI）
10:50 AM - 11:05 AM

[2N07] Development of under sodium viewer
＊Masahiro Yui[1], Yoshitaka Chikazawa[2], Kosuke Aizawa[2], Kuniaki Ara[2], Yoshihiro Taniguchi[3], Youhei Uemoto[1], Masaaki Kurokawa[1] （1.Mitsubishi heavy industries, 2.Japan atomic energy agency, 3.Mitsubishi FBR systems）
11:05 AM - 11:20 AM

[2N08] design study for structual soundness on the straight double-walled tube SG
＊Katsunori Amano[1], Yasuhiro Enuma[1], Satoshi Futagami[1], Hiroshi Ushiki[2], Masaya Kawamura[3], Takashi Ichihara[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi FBR Systems, Inc., 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.）
11:20 AM - 11:35 AM

[2N09] A DRACS concept design and development of thermal-balance analysis cod for small modular natural circulation lead coolant fast reactor
＊YANG XIAO[1], AKIRA YAMAGUCHI[2], TAKESHI FUKUDA[1] （1. Osaka university, 2.University of Tokyo ）
11:35 AM - 11:50 AM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 302-1. Advanced

©Atomic Energy Society of Japan

Reactor System

## [2N10-14] nanoparticle suspension sodium 1

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 4:05 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[2N10] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1], Kuniaki ARA[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency）
2:45 PM - 3:00 PM

[2N11] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Keiichi Nagai[1], Junichi Saito[1], Kuniaki Ara[1]（1.Japan Atomic Energy Agency）
3:00 PM - 3:15 PM

[2N12] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Atsushi MATSUMURA[1], Naoki YOSHIOKA[1], Kuniaki ARA[2], Jun-ichi SAITO[2], Keiichi NAGAI[2]（1.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, 2.Japan Atomic Energy Agency）
3:15 PM - 3:30 PM

[2N13] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Manami Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Masanori Hariyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2]（1.Tohoku University, 2.JAEA）
3:30 PM - 3:45 PM

[2N14] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Yukie Ishizawa[1], Kenji Inaba[1], Yukiko Obara[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2]（1.Tohoku University, 2.JAEA）
3:45 PM - 4:00 PM

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

## [2N15-19] nanoparticle suspension sodium 2

Chair: Yuichi Shimada (JANSI)
4:05 PM - 5:25 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[2N15] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Ryo Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Yukiko Obara[1], Manami Sato[1], Kenji Inaba[1], Kotaro Okushi[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2]（1.Tohoku University, 2.Japan Atomic Energy Agency）
4:05 PM - 4:20 PM

[2N16] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Kenji Inaba[1], Manami Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Yukiko Obara[1], Ryo Sato[1], Kotaro Okushi[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2]（1.Tohoku University, 2.JAEA）
4:20 PM - 4:35 PM

[2N17] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Kotaro Okushi[1], Manami Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Yukie Obara[1], Ryo Sato[1], Kenji Inaba[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2]（1.Tohoku University, 2.JAEA）
4:35 PM - 4:50 PM

[2N18] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Yukiko Obara[1], Yukie Ishizawa[1], Kenji Inaba[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2]（1.Tohoku University, 2.JAEA）
4:50 PM - 5:05 PM

[2N19] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
＊Koichi Fukunaga[1], Masahiko NAGAI[1], Tsuyoshi KITAMURA[1], Kuniaki ARA[2], Junichi SAITO[2], Keiichi NAGAI[2]（1.MHI, 2.JAEA）
5:05 PM - 5:20 PM

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

## [2N20-23] high temperature gas-cooled rector

Chair: Shigenobu Kubo (JAEA)
5:25 PM - 6:30 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[2N20] Nuclear and thermal design for high temperature gas-cooled reactor with SiC matrix fuel
＊Minoru GOTO[1], Yoshitomo INABA[1], Jun AIHARA[1], Shohei UETA[1], Yukio TACHIBANA[1]（1.Japan Atomic Energy Agency）
5:25 PM - 5:40 PM

[2N21] Collaboration with Republic of Kazakhstan regarding irradiation performance of HTGR fuel
＊Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Junya Sumita[1], Asset Shaimerdenov[2], Daulet Dyussambayev[2], Shamil Gizatulin[2], Petr Chakrov[2], Nariaki Sakaba[1]（1.JAEA, 2.INP）

©Atomic Energy Society of Japan

5:40 PM - 5:55 PM

[2N22] New reactor cavity cooling system (RCCS) having passive safety features

＊Kuniyoshi Takamatsu[1], Tatsuya Matsumoto[2], Koji Morita[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyushu University）

5:55 PM - 6:10 PM

[2N23] IS Process Hydrogen Production Test for Total Components and System

＊Hiroaki Takegami[1], Hiroki Noguchi[1], Nobuyuki Tanaka[1], Jin Iwatsuki[1], Yu Kamiji[1], Seiji Kasahara[1], Yoshiyuki Imai[1], Shinji Kubo[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

6:10 PM - 6:25 PM

## Room O

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

### [2O01-04] code-system development

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)
9:45 AM - 10:45 AM Room O (Lecture Rooms C C201)

[2O01] Development of Nuclear Data Processing System FRENDY

＊Kenichi Tada[1], Yasunobu Nagaya[1] （1.JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[2O02] Development of Three-dimensional Heterogeneous Transport Code GENESIS based on the LEAF method

＊Akio Yamamoto[1], Akinori Giho （1.Nagoya University）

10:00 AM - 10:15 AM

[2O03] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

＊Naoto Aizawa[1], Masahiro Yoshimura[1], Kenji Owada[1], Keiji Shikoda[2], Takashi Nakui[2], Fumito Kubo[2] （1.Tohoku University, 2.TOiNX）

10:15 AM - 10:30 AM

[2O04] Development of Mitsubishi PWR Nuclear Design Code System GalaxyCosmo-S

＊Kazuya Yamaji[1], Yohei Kamiyama[1], Hiroki Koike[2], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1] （1.Mitsubishi Heavy Industries,Ltd., 2.MHI Nuclear Systems and Solution Engineering Co., Ltd.）

10:30 AM - 10:45 AM

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

### [2O05-09] code-system verification 1

Chair: Kazuya Yamaji (MHI)
10:45 AM - 12:00 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[2O05] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

＊Kazuhito Yoshi[1], Michihiro Nakai[1], Masaru Sasagawa[2], Teppei Yamana[2], Masayuki Tojo[2], Tatsuya Iwamoto[2], Tadashi Ikehara[2] （1.J-POWER, 2.GNF-J）

10:45 AM - 11:00 AM

[2O06] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

Kazuhito Yoshi[1], Michihiro Nakai[1], ＊Masaru Sasagawa[2], Teppei Yamana[2], Masayuki Tojo[2], Tatsuya Iwamoto[2], Tadashi Ikehara[2] （1.J-POWER, 2.GNF-J）

11:00 AM - 11:15 AM

[2O07] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

＊Teppei Yamana[1], Masayuki Tojo[1], Masaru Sasagawa[1], Tatsuya Iwamoto[1], Tadashi Ikehara[1], Kazuhito Yoshi[2], Michihiro Nakai[2] （1.GNF-J, 2.J-POWER）

11:15 AM - 11:30 AM

[2O08] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

＊Masayuki Tojo[1], Teppei Yamana[1], Masaru Sasagawa[1], Tatsuya Iwamoto[1], Tadashi Ikehara[1], Kazuhito Yoshi[2], Michihiro Nakai[2] （1.GNF-J, 2.J-POWER）

11:30 AM - 11:45 AM

[2O09] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

＊Tadashi Ikehara[1], Teppei Yamana[1], Masayuki Tojo[1], Tatsuya Iwamoto[1], Masaru Sasagawa[1], Kazuhito Yoshi[2], Michihiro Nakai[2] （1.GNF-J, 2.J-POWER）

11:45 AM - 12:00 PM

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

### [2O10-12] nuclear data development

Chair: Kenichi Tada (JAEA)
2:45 PM - 3:35 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[2O10] Generation of multi-group cross sections and covariance data based on JENDL-4 for the SCALE code system

＊Willem van Rooijen[1] （1.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui）

2:45 PM - 3:00 PM

[2O11] Implementation of JENDL-4.0 for Burnup

©Atomic Energy Society of Japan

Analysis Code FLEX-BURN

＊Motomu Suzuki[1] （1.CRIEPI）

3:00 PM - 3:15 PM

[2O12] Preliminary study on burnup characteristics in HTGRs

＊Nozomu Fujimoto[1], keisuke Morita[1], yuji Fukaya[2]
（1.Kyushu University, 2.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

---

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

## [2O13-15] code-system validation 2

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)
3:35 PM - 4:25 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

---

[2O13] Analysis of measured decay heat of fuel assemblies by ORIGEN2.2 and CASMO5

Toru Yamamoto[1], ＊Daiki Iwahashi[1] （1.Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)）

3:35 PM - 3:50 PM

[2O14] Analysis of PIE data of BWR Fuel using SWAT4

＊Takeo Kikuchi[1], Kenichi Tada[1], Kenya Suyama[1]
（1.JAEA）

3:50 PM - 4:05 PM

[2O15] Basic Research on the Element Transmutation of All Fission Products Using Nuclear Reactors

＊Atsunori Terashima[1], Leila Safavi-Tehrani[2], Mikael Nilsson[2], Masaki Ozawa[1] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.University of California, Irvine）

4:05 PM - 4:20 PM

---

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

## [2O16-20] nuclear transmutation 1

Chair: Naoyuki Takaki (Tokyo City Univ.)
4:25 PM - 5:45 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

---

[2O16] Influence of Burnup Chain Data on Burnup Analysis of Accelerator Driven System

Norie Kawahata[1], ＊Hiroki Yamaguchi[1], Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] （1.Tohoku University）

4:25 PM - 4:40 PM

[2O17] Comparison of Calculation Results of Benchmark Problem for ASTRID Initial Core (2)

＊Akihiro Hara[1], Christine COQUELET-PASCAL[2]
（1.Toshiba Corporation Power Systems Company, 2.CEA, DEN, DER, SPRC/LEDC, Cadarache）

4:40 PM - 4:55 PM

[2O18] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

＊Makoto Ishikawa[1], Kenji Yokoyama[1], Kazuyuki Numata[1], Shuhei Maruyama[1], Toshikazu Takeda[2]
（1.JAEA, 2.Fukui University）

4:55 PM - 5:10 PM

[2O19] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

＊TOSHIKAZU TAKEDA[1] （1.Research Insutitue of Nuclear Engineering, University of Fukui）

5:10 PM - 5:25 PM

[2O20] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

＊Koji Fujimura[1], Shigeo Ohki[2], Toshikazu Takeda [3]
（1.Hitachi-GE Nuclear Enetgy, Ltd., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.University of Fukui）

5:25 PM - 5:40 PM

---

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

## [2O21-23] nuclear transmutation 2

Chair: Kenji Yokoyama (JAEA)
5:45 PM - 6:30 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

---

[2O21] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

＊YUJI ARITA[1], Yasushi TSUBOI[2], Hirokazu OHTA[3]
（1.Univ. of Fukui, 2.Toshiba Co., 3.CRIEPI）

5:45 PM - 6:00 PM

[2O22] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

＊Yasushi Tsuboi[1], Hitoshi Nakamura[1], Kazuo Arie[1], Yuji Arita[2], Hirokazu ohta[3] （1.Toshiba, 2.Fukui Univ., 3.CRIEPI）

6:00 PM - 6:15 PM

[2O23] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

＊Mitsuaki YAMAOKA[1], Yasuyuki MORIKI[1], Akihiro HARA[1], Yasushi TSUBOI[1], Fumie SEBE[1], Rei KIMURA[1], Kazuo ARIE[1] （1.Toshiba Corporation）

6:15 PM - 6:30 PM

# Room P

---

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1. Nuclear

©Atomic Energy Society of Japan

Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

## [2P01-03] Seismic analysis of FBR

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)
9:30 AM - 10:20 AM Room P (Lecture Rooms C C200)

[2P01] Development of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

＊Akihisa Iwasaki[1], Kazuo Hirota[1], Masatsugu Monde[1], Iwao Ikarimoto[1], Shinichiro Matsubara[1] (1.Mitsubishi heavy industries, LTD.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2P02] Development of Seismic Evaluation Method Considering Three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

＊Yohei Kamiyama[1], Kazuki Kirimura[1], Kazuya Yamaji[1], Shinya Kosaka[1] (1.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

9:45 AM - 10:00 AM

[2P03] Development of Seismic Evaluation Method Considering Three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

＊Toru Tsuboi[1], yuto homma[1], Yohei Kamiyama[1], Shinichiro Matsubara[1] (1.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

10:00 AM - 10:15 AM

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

## [2P04-09] Accident in LWR 2

Chair: Kennichi Kurisaka (JAEA)
10:20 AM - 12:00 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[2P04] A simple assessment scheme for severe accident consequences using source term parameters

＊Silva Kampanart[1], Koji Okamoto[2] (1.Thailand Institute of Nuclear Technology, 2.University of Tokyo)

10:20 AM - 10:35 AM

[2P05] Development of Multiscale, Multiphysics Computational Chemistry Methods for the Application to Atomic Energy Technologies

＊Akira Miyamoto[1], Patrick Bonnaud[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1] (1.Tohoku University)

10:35 AM - 10:50 AM

[2P06] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

＊Hiroshi Endo[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata [1], Atsushi Ui[1] (1.CRIEPI )

10:50 AM - 11:05 AM

[2P07] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

＊KEIGO MURATA[1], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:05 AM - 11:20 AM

[2P08] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

＊Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI)

11:20 AM - 11:35 AM

[2P09] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

＊Atsushi Ui[1], Kyoko Murakami[1], Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI)

11:35 AM - 11:50 AM

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

## [2P10-12] Risk of External Event 1

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)
2:45 PM - 3:40 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[2P10] Annual Probability of Tornado Missile Strike on Structure using Fujita Model

＊Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Masashi Kuramasu[2], Hiromaru Hirakuchi[1], Soichiro Sugimoto[1], Yasuo Hattori[1] (1.CRIEPI, 2.The Chugoku Electric Power Co., Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2P11] Tornado Effect Assessment of nuclear power plant

＊shinya sato[1] (1.Tohoku Electric Power Co., Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2P12] Fragility Evaluation Method for Tsunami Inundation using Monte Carlo Method

＊Masaki Ikeda[1], Yuki Naito[1], Akihiro Ootsuki[1], Yukihiro Kirimoto[2], Masafumi Matsuyama[2], Yasuki Ootori[2], Tomoaki Yoshida[2] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

## [2P13-16] Risk of External Event 2

Chair: Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)
3:40 PM - 4:50 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[2P13] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

＊Hiromichi Miura[1], Katsunori Ogura[1], Tsuyoshi Uchida[1], Yuuki Kameko[2], Ken Muramatsu [2], Hitoshi Muta[2] （1.CRIEPI, 2.TCU）

3:40 PM - 3:55 PM

[2P14] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

＊Yuki Kameko[1], KEN Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Hiromichi Miura[2], Katsunori Ogura[2], Tsuyoshi Uchida[2] （1.Tokyo City University, 2.CRIEPI）

3:55 PM - 4:10 PM

[2P15] Study on reliability of parallel systems subjected to earthquakes

Yasuki Ohtori[1], ＊Ichiro Tamura[2] （1.CRIEPI, 2.Chugoku Electric Power Company）

4:10 PM - 4:25 PM

[2P16] Improvement of the component fragility evaluation method considering dynamic non-linear building response

＊Hiroyuki Yamada[1], Hiromichi Miura[1], Katsumi Ebisawa[1], Tomoaki Yoshida[1] （1.CRIEPI）

4:25 PM - 4:40 PM

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

## [2P17-20] PRA

Chair: Yoshiyuki Narumiya (The Kansai Electric Power Co., INC.)
4:50 PM - 6:00 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

[2P17] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

＊Hiroyuki Sato[1], Akemi Nishida[1], Osamu Furuya[2], Ken Muramatsu[2], Tatsuya Itoi[3], Tsuyoshi Takada[3], Masayuki Tanabe[4], Tsuyoshi Yamamoto[4] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo City University, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation）

4:50 PM - 5:05 PM

[2P18] Trial calculation of Tsunami PRA including the effect of drawback.

＊hiroaki sonoyama[1], hiroshi abe[1], yoshihiro ooyama[2], takashi uemura[2], syuhei matsunaka[2] （1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY）

5:05 PM - 5:20 PM

[2P19] Tsunami PRA of ONAGAWA NPS unit 2

＊Shinsaku Fujita[1], Akira TANAKA[1], Daisuke SATO[1], Masanobu ABE[1], Fumito KUBO[2], Shota NINOMIYA[3] （1.TOHOKU ELECTRIC POWER CO., INC., 2.Tohoku Information Systems Company, Incorporated , 3.TOSHIBA CORPORATION）

5:20 PM - 5:35 PM

[2P20] Development of realistic model related to direct core damage scenarios on Seismic PRA

shinji katou[1], ＊keisuke maeda[1], hiroshi abe[1], yoshihiro ooyama[2], takashi uemura[2], syuhei matsunaka[2] （1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY）

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

# [2A01-06] Environmental Radiation and Assessment

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 9:30 AM - 11:05 AM Room A (Lecture Rooms B B102)

## [2A01] Long-range atmospheric dispersion simulation of $^{133}$Xe from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Akiko Furuno[1], Haruyasu Nagai[1] （1.JAEA）

9:30 AM - 9:45 AM

## [2A02] Development of the 3-dimentional atmospheric dispersion model by introducing an advection and diffusion scheme based on finite difference methods

＊Masanao Kadowaki[1], Hiroaki Terada[1], Genki Katata[1], Akiko Furuno[1], Haruyasu Nagai[1] （1.JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2A03] Iodine Re-volatilize Behavior of pH Dependence under Gamma-ray Irradiation

＊Yukiko Furuhashi[1], Takashi Takiguchi[1], Toshihiro Matsuo[1], Yoshihiro Oyama[1], Shinichi Kawamura[1], Shoichi Ono[1], Hideshi Tezuka[1] （1.Tokyo Electric Power Company）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2A04] Simulations of the Flow Pattern every Four Seasons in Wakasa Bay using Delft3D-FLOW

＊Takayoshi Kusunoki[1], Akira Nakamura[1], Yasufumi Ishihara[2], Istuka Yabe[2], Kazuhiro Tubono[2], Mio Kadono[2] （1.INSS, 2.JANUS）

10:15 AM - 10:30 AM

## [2A05] Distribution of environmental radionuclides ($^{137}$Cs・$^{210}$Pb) in forest soil collected from several forest sites in the Republic of Austria

＊Kazuaki Murata[1], Herbert Lettner[2], Kazumasha Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], Ryouko Fujiyoshi[1] （1.Hokkaidou Univ., 2.Salzburg Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

## [2A06] Isotopic Abundance of $^{40}$K ($^{40}$K/K) and Speciation of K in Forest Soil in the Czech Republic

＊Harumi Fukuhara[1], Shunsuke Takahashi[1], Kazuaki Murata[1], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], Ryoko Fujiyoshi[1] （1.Hokkaido University ）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 福島第一原子力発電所から放出された $^{133}$Xe の北半球規模の移行挙動解析

Long-range atmospheric dispersion simulation of $^{133}$Xe from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

*古野　朗子[1]，永井 晴康[1]

[1]原子力機構

粒子拡散モデルを用いて、福島原発事故で放出された希ガス（$^{133}$Xe）の半球規模シミュレーションを実施した。粒子数不足による精度低下を大規模並列計算により改善し、移流拡散プロセスの妥当性を確認した。$^{133}$Xe の放出量に関しては、想定される範囲での放出開始時間や継続時間の差異による広域シミュレーション結果への影響は少なく、現在得られている測定データでは放出期間の特定は困難であった。

**キーワード**：WSPEEDI,　**長距離拡散、**$^{133}$Xe

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故で大気中に放出された放射性物質の移行挙動は、福島第一原子力発電所を含む数百から 1000 ㎞領域においては明らかになってきている。一方、半球規模における移行挙動に関しては、いくつかのグループが試みているものの、定量的な再現性評価には到達していない。本研究では､広域シミュレーションにおける課題であった粒子数不足を大規模並列計算により改善し、日本領域から全球まで一貫した移行挙動解析および放出源情報推定を目的としている。今回の発表では、沈着過程を考慮する必要のない希ガス（$^{133}$Xe）について、世界版緊急時環境線量情報予測システム WSPEEDI-II で大規模並列計算手法を用いた北半球規模の解析を行い、移流拡散プロセスの検証およびこれまでに提唱された放出率の相違について検討を行う。

## 2. 拡散計算

これまでに提唱されている $^{133}$Xe 放出率の推定結果には、(1)炉内解析による推定（文献 1）、(2)大気拡散逆解析および CTBT の測定データによる推定（文献 2）、(3)新たに追加された環境測定データにより改訂された推定（文献 3）がある。各放出率推定結果は、各号機の炉心溶融時に大きな放出率上昇となる点で共通しているものの、タイミングや放出継続時間、3 月 16 日以降の放出の有無および放出量等に関して差異がある。そこで、本研究では新たに(4)各号機炉心溶融後最初の圧力低下後短時間での全量放出および $^{133}$I 壊変分全量放出を仮定した放出率を設定し、全ケースの放出率を用いて大気拡散シミュレーションを実施し、CTBT 測定データとの比較により拡散計算の妥当性と放出率の相違の影響を検証した。

## 3. 結論

大規模並列計算により粒子数不足の問題を改善したことで、粒子の移流拡散を良好に再現できることを確認した。前章で述べた放出率の全ケースにおいて、シミュレーションと測定は概ね一致した。放出量としては、炉内 $^{133}$Xe インベントリ全量放出および $^{133}$I からの崩壊分全量放出の仮定が妥当であると考えられる。現在得られる測定データの範囲内では、放出開始時刻および放出継続時間の差はシミュレーション結果に本質的な差を与えないことが確認され、厳密な特定には至らなかった。

## 参考文献

[1] H. Hoshi et al., Document of Side Event by Government of Japan at 56th IAEA General Conference, 2012

[2] A. Stohl et al., Atmos. Chem. Phys., 12, 2313-2343, 2012

[3]O. Saunier et al., Atmos. Chem. Phys., 13, 11403-11421, 2013

*Akiko FURUNO[1], Haruyasu NAGAI[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 有限差分法に基づく移流拡散スキームを導入した３次元大気拡散モデル GEARN-FDM の開発

Development of the Three-Dimensional Atmospheric Dispersion Model GEARN-FDM by Introducing Advection and Diffusion Schemes Based on Finite Difference Methods

*門脇 正尚[1], 寺田 宏明[1], 堅田元喜[1], 古野 朗子[1], 永井 晴康[1]
[1]原子力機構

原子力機構で開発した世界版緊急時環境線量情報予測システム WSPEEDI-II に差分型の移流拡散スキームを実装し、粒子型の大気拡散モデルとの比較および検証を行った。本講演ではその比較検証の結果について報告する。

**キーワード：**数値シミュレーション，大気拡散，有限差分法，WSPEEDI

## 1. 緒言

原子力施設の事故時に大気中へ放出された放射性核種を含む気塊の移流拡散および地表面汚染の把握については、数値モデルを用いた計算シミュレーションが有効な手段である。総観規模以下では、WSPEEDI で用いる粒子型モデルは予測精度が高く有効である。一方で総観規模より広域では、粒子型モデルの持つ潜在的な統計誤差や計算コストがしばしば問題となる。過去の観測や計算シミュレーションから、原子力施設由来の放射性物質の輸送は総観規模の範囲だけではないことが知られている。全球的な放射性物質の輸送を定量的に評価することは、原子力災害対策や事前防護に対して重要である。本研究では長距離の物質輸送を高精度で予測する大気拡散モデルを開発し、そのモデルの妥当性や優位性を検証した。

## 2. 大気拡散モデリング

新たに開発した数値モデルは、局地気象予測モデル WRF と大気拡散モデル GEARN-FDM とで構成される。大気拡散は有限差分法に基づいて移流拡散方程式の拡散項および移流項を解く。拡散項は Crank-Nicolson 法で解く。水平拡散係数は Smagorinsky(1963)を用いて水平風から逐次診断する。鉛直拡散係数は WRF の診断結果を用いる。移流項は質量保存を満たす高精度差分法（Walcek, 2000）で解く。モデル検証のため計算設定として欧州拡散実験 ETEX をシミュレートし、その観測結果と計算結果とを比較した。

## 3. 結果・考察

計算結果と観測結果を比較したところ、モデル性能を評価する統計量は粒子型モデルと同等かそれ以上の高い結果を示した。トレーサーの時空間分布は観測値を再現する良好な結果を得た。計算で用いた水平拡散係数は、経験的に用いられる一定値の水平拡散係数と比べて、時空間変動が顕著だった。これは水平拡散係数一定値では物理的な水平拡散が十分に評価されていないことを示唆する。

### 参考文献

[1] Walcek (2000), Minor flux adjustment near mixing ratio extremes for simplified yet highly accurate monotonic calculation of tracer advection, Journal of geophysical research, Vol 105, 9335-9348.

[2] Smagorinsky (1963), General circulation experiment with the primitive equations 1. The basic experiment, Monthly weather review, Vol 91, No 3.

*Masanao Kadowaki[1], Hiroaki Terada[1], Genki Katata[1], Akiko Furuno[1] and Haruyasu Nagai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 照射下におけるヨウ素再揮発挙動の pH 依存性試験

Iodine Re-volatilize Behavior of pH Dependence under Gamma-ray Irradiation

*古橋　幸子、滝口　剛司、松尾　俊弘、大山　嘉博、川村　慎一、小野　昇一、手塚　英志
東京電力

重大事故時に損傷した炉心から出るヨウ素の再揮発挙動について評価するため、ヨウ化セシウム水溶液をガンマ線照射し、無機ヨウ素の再揮発並びに有機ヨウ素の発生について検討した。その結果、初期の pH が 6 以下の場合、ヨウ素の遊離並びに生成を確認したが、10 以上の場合、抑制できることがわかった。

**キーワード：**ヨウ素ガス、pH、セシウム、照射、有機ヨウ素、無機ヨウ素

## 1. 緒言

重大事故時に発生したヨウ素はプール水中にイオンとしてトラップされているが、ガス状ヨウ素となって再揮発する可能性があり、その量は放射線の作用やプール水の pH に依存すると言われている。そこで本研究では、ヨウ素の再揮発挙動に関する放射線の影響や pH 依存性について検討した。

## 2. 実験

pH を調整したヨウ化セシウム水溶液を $^{60}$Co-γ線により照射した。その際、気相に放出されるガスを捕集し、ヨウ素の定量分析を行った。試験条件を表 1 に示す。

表 1　試験条件

| | CsI 濃度 (mol/L) | 初期 pH | 加温容器 温度(℃) | 線量率 (kGy/h) | 最大照射 時間(h) | 最大積算 線量(kGy) |
|---|---|---|---|---|---|---|
| pH 依存性 | $1\times10^{-4}$ | 4, 5*, 6*, 7, 10 | 90 | 0.4 | 45 | 18 程度 |
| 照射量依存性 | $1\times10^{-4}$ | 5*, 6*, 7, 10 | 90 | 0.4 | 250 | 100 程度 |

＊：有機不純物として格納容器内に使用されているエポキシ塗装成分を添加

## 3. 結果・考察

無機ヨウ素ガスの放出試験の結果、pH=4~7 では無機ヨウ素ガスは気相に放出されたが、pH=10 では放出はごくわずかであった。また、無機ヨウ素の放出量は pH に依存し、pH が低いほど多い傾向であることが確認された。また、pH=5~7 では照射量が増加するほど無機ヨウ素ガスの放出量は増加することがわかった。pH=10 の場合、無機ヨウ素ガスは照射量 100kGy になるとわずかに放出されるが、ほとんど無視できる量であった。また、エポキシ塗装を液中に添加した試験では有機ヨウ素の発生はほとんど認められなかった。

**参考文献**

[1] S. J. Wisbey, et. al., “Iodine Behavior in Containment under LWR Accident Conditions”, CONF-860911—17, 1986、他

*Yukiko Furuhashi, Takashi Takiguchi, Toshihiro Matsuo, Yoshihiro Oyama, Shinichi Kawamura, Ono Shoichi and Hideshi Tezuka

Tokyo Electric Power Company

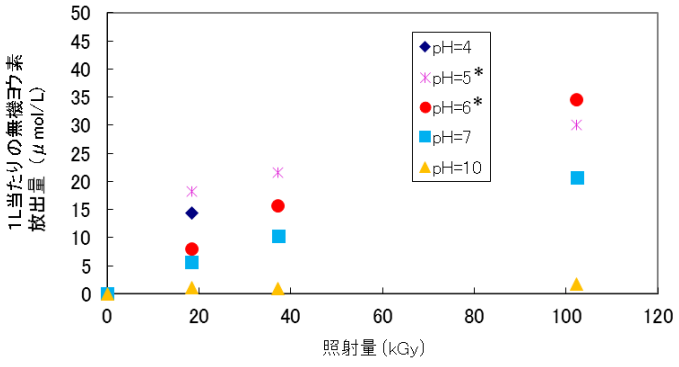



図 1　照射量に対する無機ヨウ素放出量の初期 pH 依存性

＊：エポキシ塗装成分を添加

# 若狭湾における流況の季節変化に関する数値解析

Simulations of the flow pattern every four seasons in Wakasa Bay using Delft3D-FLOW

*楠木 貴世志[1]，中村 晶[1]，石原 靖文[2]，矢部 いつか[2]，坪能 和宏[2]，門野 美緒[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]日本エヌ・ユー・エス所

放射性物質の海洋拡散計算を行うため、若狭湾における季節毎の流動パターンの再現計算を実施した。その結果、夏季と秋季には既往知見の基本的流動パターンである無還流、2 還流、1 還流を再現できたが、春季と冬季については 1 還流を再現できなかった。
**キーワード**：若狭湾、海洋拡散、Delft3D-FLOW

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故時に大気中の放射性物質が海洋に沈着するとともに、汚染水が海洋に流出したことを踏まえ、放射性物質の海洋拡散に対する関心が高まっている。原子力防災対応の観点から、放射性物質の海洋中への拡散挙動の把握するために非常に重要である。そこで、Delft3D-FLOW を用い、若狭湾における季節毎の流動場の計算を実施した。

## 2. 既往知見

若狭湾の流況について、舞鶴海洋気象台海洋課は観測結果から 3 つの循環パターンの存在を示した[1]。すなわち、(1)流れが陸岸に沿い等深線にほぼ平行して流れる無還流型、(2)湾西部が時計回り、東部が反時計回りの 2 還流型、(3)湾中央が大きな時計回りの還流で占められている 1 還流型である。これらの基本的流動パターンを図 1 に示す[2]。

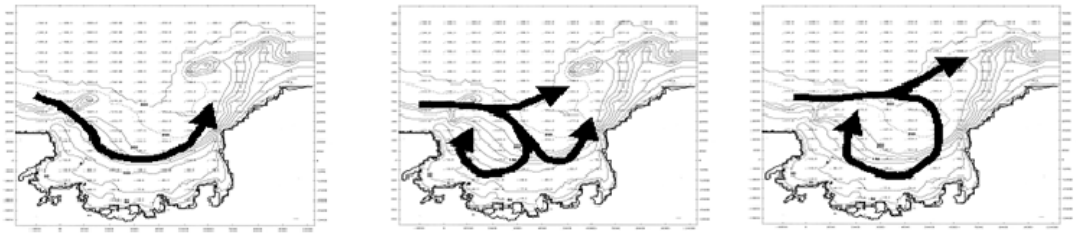


図 1　既往知見に基づく基本的流動パターン（無還流型、2 還流型、1 還流型）

## 3. 計算結果

若狭湾を中心とする北東-南西方向に約 130km、北西-南東方向に約 120km を計算範囲とし、湾口部と湾奥部の 2 つの領域に分け、格子サイズはそれぞれ 1.0~1.5km、0.333km とした。既往知見より、経ヶ岬沖流速がほぼ 0.2~0.7m/s となるように、開境界において流速を 50 日周期で変動させた[3, 4]。気象庁のメソ数値予報モデルの季節毎の平均風向・風速（ベクトル平均）から、季節毎の風向、風速を設定した。若狭湾における海洋流動場の再現計算結果を図 2 に示す。

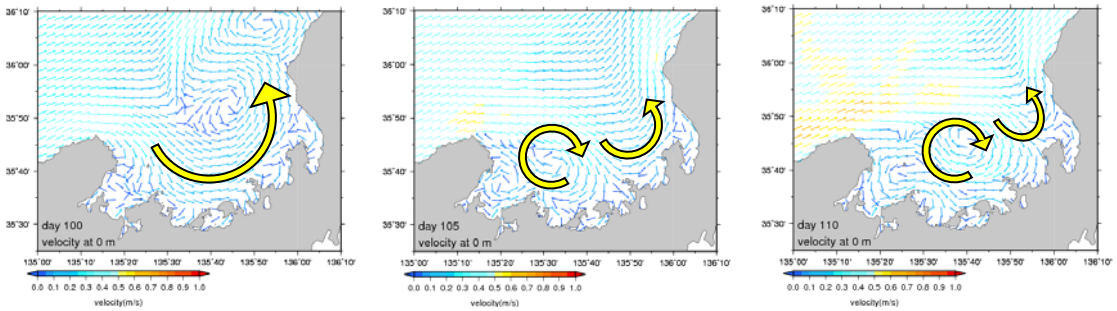



図 2　Delft3D-FLOW を用いた春季における計算結果（100 日後、105 日後、110 日後）

## 4. 考察

夏季と秋季には若狭湾の基本的な流動パターンである無還流、2 還流、1 還流を確認できたが、図 2 に示されるように、春季と冬季については無還流と 2 還流は現れたが、渦が湾全体に拡がるような 1 還流は確認できなかった。

**参考文献**

[1] 舞鶴海洋気象台海洋課ほか，日本沿岸海洋誌，その 10，若狭湾(Ⅲ) (1975). [2] 小野真宏ほか，若狭湾における海洋環境モニタリングシステム等に関する調査研究，若狭湾エネルギー研究センター成果報告,(2008). [3] 橋本祐一，若狭湾及びその近海の流動について，空と海，58, 2-11 (1982). [4] 日本海洋学会沿岸海洋研究部会，日本全国沿岸海洋誌，第 24 章若狭湾, 947-980 (1985).

*Takayoshi Kusunoki[1], Akira Nakamura[1], Yasufumi Ishihara[2], Itsuka Yabe[2], Kazuhiro Tsubono[2] and Mio Kadono[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System Incorporated., [2]Japan Nus Co., LTD.

# オーストリアにおける森林土壌中の環境放射性核種（$^{137}$Cs・$^{210}$Pb）の分布

Distribution of environmental radionuclides ($^{137}$Cs・$^{210}$Pb) in forest soil collected from several forest sites in the Republic of Austria

*村田 一晃[1]，レトナー ハーバート[2]，岡本 一将[1]，梅垣 菊男[1]，藤吉 亮子[1]
[1]北海道大学，[2]ザルツブルク大学

オーストリア森林土壌中の $^{137}$Cs および $^{210}$Pb に注目し、放射能濃度の深度分布からみかけの埋没速度を算出して、土壌中における各放射性核種の動態を明らかにすることを試みた。

**キーワード：** $^{137}$Cs、$^{210}$Pb、森林土壌、深度分布、埋没速度、土壌有機物

## 1. 緒言

大気起源の汚染物質について森林域におけるゆくえを明らかにする研究の一環として、大気核実験およびチェルノブイリ原子力発電所事故由来の $^{137}$Cs、および化石燃料の燃焼や製錬にともなって大気中へ放出された $^{210}$Pb に注目した。検討したオーストリア森林域においては、1986 年 5 月時点の地表層における $^{137}$Cs 濃度が 25-60 kBq/m$^2$ であることが報告されている（図 1）。本研究では、土壌中の $^{137}$Cs および $^{210}$Pb を自然のトレーサーとして同時に測定することにより、それらの放射能濃度深度分布からみかけの埋没速度を推定し森林土壌表層での両核種の動態を明らかにすることを目的とする。

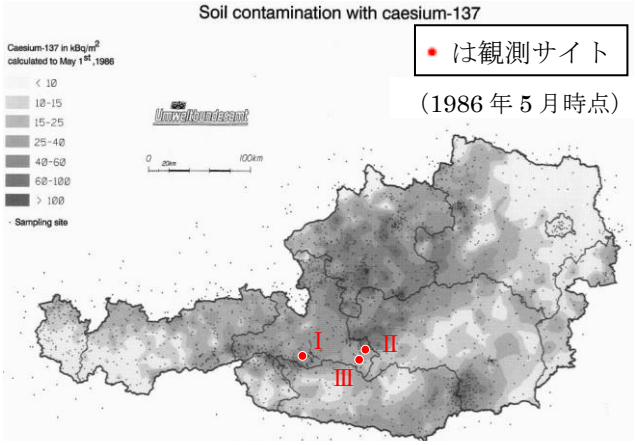



図 1. チェルノブイリ原発事故後の $^{137}$Cs 土壌汚染[1]

## 2. 手法

・土壌試料採取（2015 年 8-9 月、Ⅰ；Kolm、Ⅱ；Neg およびⅢ；Bund、オーストリア共和国）（図 1）
・$^{137}$Cs・$^{210}$Pb 放射能濃度（Ge 半導体検出装置）
・土壌特性（土壌有機物含量）

## 3. 結果・考察

図 2 に Kolm における $^{137}$Cs、および大気および地殻起源 $^{210}$Pb（それぞれ $^{210}$Pb$_{ex}$ および $^{210}$Pb$_{sup}$）の放射能濃度深度分布を示す。$^{137}$Cs 濃度は表層で極大値を、また $^{210}$Pb$_{ex}$ は深さ 10cm 付近まで高い放射能濃度（Surface enrichment）を示し、人為的介入の低いことが示唆された。

放射能濃度の深度分布や埋没速度と土壌特性との関係を検討し、それぞれの核種の森林土壌中での動態について考察する。

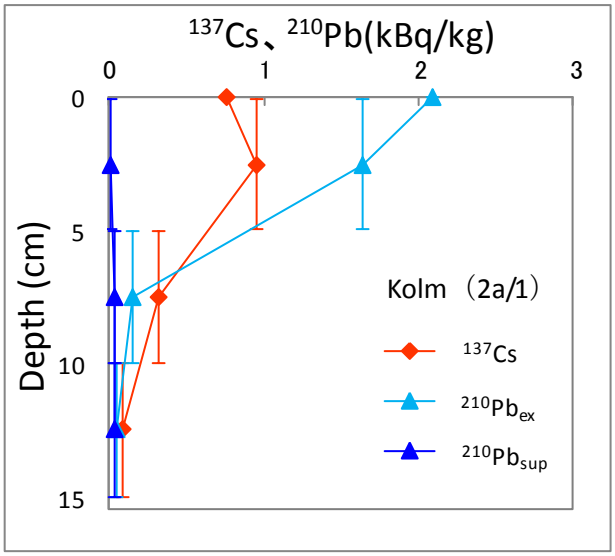



図 2. 森林土壌中の $^{137}$Cs・$^{210}$Pb 放射能濃度の深度分布

**参考文献**

[1] P. Bossew et al., J. Environ. Radioactivity, 55, 187–194(2001).

*Kazuaki Murata[1], Herbert Lettner[2], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1] and Ryoko Fujiyoshi[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Salzburg Univ.

# チェコ共和国森林土壌における $^{40}$K 同位体存在度（$^{40}$K/K）および K 存在状態

Isotopic Abundance of $^{40}$K ($^{40}$K/K) and Speciation of K in Forest Soil in the Czech Republic

*福原 晴海[1]，高橋 俊輔[1]，村田 一晃[1]，岡本 一将[1]，梅垣 菊男[1]，藤吉 亮子[1]
[1]北海道大学

植物の必須元素とされるカリウム(K)について，チェコ共和国森林土壌における $^{40}$K 同位体存在度 ($^{40}$K/K) を算出し，その深度分布および K 存在状態を考察した．

**キーワード：**K-40 同位体存在度，K 存在状態，森林土壌，チェコ共和国

## 1. 背景・研究目的

土壌中に存在するカリウム(K)は植物の生育に必要な元素である．天然に存在する K の同位体には $^{39}$K, $^{40}$K および $^{41}$K があり，そのうち $^{40}$K は半減期 $1.248\times10^{9}$ 年の放射性同位体である．一般に $^{40}$K の同位体存在度（$^{40}$K/K）は 0.0117 %で一定とされている．しかし，当研究室の過去の研究より土壌中の $^{40}$K/K は土壌特性や深度によって異なることが明らかになった．土壌中の有機物含量と $^{40}$K/K に相関が認められること[1)]，植物の $^{40}$K/K が植物種や季節により異なること[2)]，土壌試料および交換性陽イオンの種類により $^{40}$K/K が変化すること[1)]，鉱物試薬および交換性陽イオンの種類により $^{40}$K/K が変化すること[1)]が確認された．森林生態系におけるカリウムサイクルを明らかにする上で，$^{40}$K/K を追跡する重要性が示唆された．

本研究では，チェコ共和国で採取された森林土壌試料の $^{40}$K/K 深度分布を検討し，過去の研究と比較するとともに，その変動要因および K 存在状態を水溶性/交換性 K の検討を通して考察した．

## 2. 手法

チェコ共和国温帯針葉樹林域の 3 地域（Přemyslov，Opatovice，Průhonice）において Humus 層上端より深度別に採取された土壌試料について，Ge 半導体検出装置（GMX20P4-70，ORTEC）を用いて $^{40}$K 放射能濃度を測定した．ICP-MS を用いて測定された K 含量と $^{40}$K 放射能濃度との比から $^{40}$K/K を算出した．

カリウムイオンメータ（LAQUA twin コンパクトカリウムイオンメータ B-731，HORIBA）を用い，土壌試料より純水および酢酸アンモニウム溶液に溶出した $K^{+}$濃度を測定し，水溶性/交換性 K 量を算出した．

## 3. 結果と考察

図 1 に Přemyslov の $^{40}$K/K 深度分布を示した．$^{40}$K/K は深度 0~20 cm において 0.0117 %を下回り，表層付近で小さい値をとることが確認された．また，深部において水溶性 K が減少し，有機物含量と負の相関があることが改めて確認された．水溶性 K の少ない鉱物層において $^{40}$K/K が 0.0117 %に近づく傾向を示した．このような傾向は Opatovice および Průhonice についても確認され，土壌中の $K^{+}$溶出と $^{40}$K/K 値の間に関連性のある可能性が示唆された．

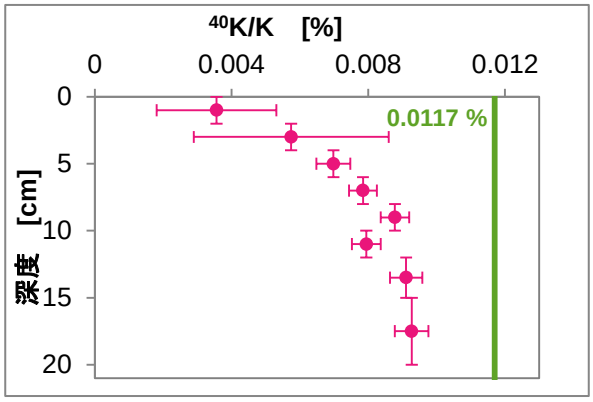



図 1. $^{40}$K/K 深度分布(Přemyslov)

**参考文献**

1) R. Fujiyoshi et al. Variability of $^{40}$K isotopic composition in forest soils under different environmental conditions. J Radioanal. Nucl. Chem. (2014) 299:1365-1371, DOI 10.1007/s 10967-013-2797-z.

2) 森元 裕. 北大構内半原生林における林床植物のカリウム同位体. 北海道大学工学院，平成 26 年度修士論文.

*Harumi Fukuhara[1], Shunsuke Takahashi[1], Kazuaki Murata[1], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1] and Ryoko Fujiyoshi[1]
[1]Hokkaido Univ.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

# [2A07-09] Radiation-dose Measurement

Chair: Masahiko Machida (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 11:05 AM - 11:55 AM Room A (Lecture Rooms B B102)

## [2A07] Calibration of survey meters in soft x-ray radiation field below 5keV

＊Masahiro Kato[1], Tadahiro Kurosawa[1], Toshihiko Hino[2], Yoshinori Inagaki[2] （1.AIST, NMIJ, 2.Hamamatsu Phononics K.K.）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2A08] Development and Trial of a Simplified GM Detector (II)

＊Satoru Ozaki[1], Tomohisa Kakefu[1], Takeshi Iimoto[2], Rieko Takaki[3] （1.Japan Science Foundation / Science Museum, 2.The University of Tokyo, 3.Energy Communication Planning）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2A09] Evaluation of response functions of TLD badge for criticality accident dosimetry

＊Norio Tsujimura[1], Tadayoshi Yoshida[1], Chie Takada[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 5keV 以下軟 X 線に対するサーベイメータの校正

Calibration of survey meters in soft x-ray radiation field below 5keV

*加藤 昌弘[1]，黒澤 忠弘[1]，日野 利彦[2]，稲垣 善則[2]
[1]産総研，[2]浜松ホトニクス

校正サービスが実施されていない 5 keV 以下の軟 X 線の線量当量について、外挿電離箱を標準測定器としてサーベイメータの校正を行った。得られた校正定数の不確かさは 4.1%（包含係数 *k*=2）である。

**キーワード：**校正，軟X線，外挿電離箱，線量当量，フォトイオナイザ

## 1. 緒言

一般に X 線やγ線を利用する際は､放射線防護を目的とした測定が行われている｡10 keV 以下の X 線は、大気圧下では容易に吸収されるため放射線防護上問題となることが比較的少なく、現在校正サービスは提供されていない。しかし数 keV 領域の X 線は、静電気除去、元素分析などで利用が広がっており、今後線量当量測定の需要が高まることが予想される。本研究では 5 keV 以下の X 線について、線量当量率の単位でサーベイメータを校正することを目的とした。線量当量率は外挿電離箱を使って測定した。

## 2. 標準場の測定と校正定数の測定

標準場の測定の様子を図に示す。X 線源はフォトイオナイザ（浜松ホトニクス、L12536）を用いた。X 線の最大エネルギーは 4.9 kV である。標準場の測定はβ線の国家標準器である外挿電離箱 (応用技研、C112-A)[1]を用いた。フォトイオナイザと外挿電離箱の入射窓の間の距離は 30 cm とした。標準場の測定結果に基づき、電離箱式サーベイメータ 2 台(Fluke Biomedical 製及び Inovision 製の型番 451B-DE-SI-RYR)の校正定数を測定した。

## 3. 結論

サーベイメータの校正定数を測定した際の大気条件(25 ℃、1015.7 hPa、相対湿度 27 %)において、70μm 線量当量率は 14.70 mSv/h であった。この条件で、サーベイメータの校正定数を不確かさ 4.1%（包含係数 *k*=2）で測定することができた。また測定中に 70μm 線量当量率の変動が観測された。変動の主な原因はフォトイオナイザの安定性によるものではなく、空気による X 線の減弱が空気密度によって変動することであるとわかった。

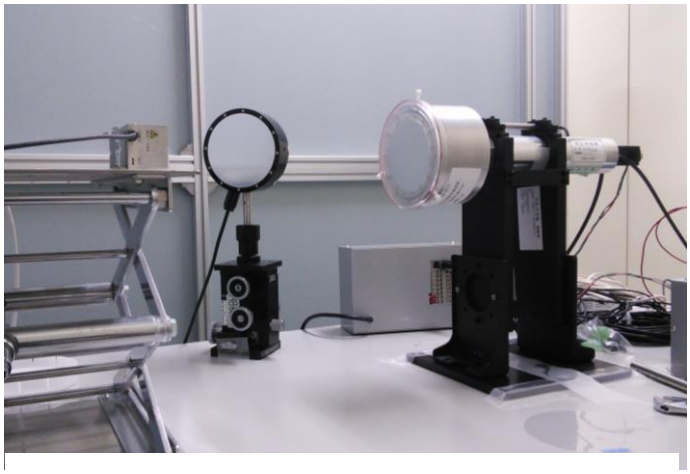


図 標準場の測定の様子。左：フォトイオナイザ、奥：モニタチャンバ、右：外挿電離箱

### 参考文献

[1] R Behrens et al, Metrologia 44, 06003 (2007)

*Masahiro Kato[1], Tadahiro Kurosawa[1], Toshihiko Hino[2] and Yoshinori Inagaki[2]
[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, [2]Hamamatsu Photonics K.K.

# 放射線の体験学習に適した簡易 GM 型放射線検出器の開発と実践（Ⅱ）

Development and Trial of a Simplified GM Detector (II)

*尾崎　哲[1]，掛布智久[1]，飯本武志[2]，高木利恵子[3]

[1]日本科学技術振興財団，[2]東京大学，[3]エネルギー広報企画舎

放射線の存在を感覚として捉える、小学生や初学者向けの体験学習に適した簡易型放射線検出器を、「大気圧空気 GM 管」をベースに改良・開発してきた。その一環としてパルス波高分布の測定について検討した。

**キーワード：**放射線教育，小学生・中学生，体験学習，簡易型放射線検出器，GM 管，エネルギー分析

## 1. 概要

「大気圧空気 GM 管」の構造は原理的にはエネルギー分析が可能な比例計数管と異ならないが、比例領域での印加電圧では十分な大きさの信号が得られないため、結果として検出が困難になっている。そこで、電離型測定器の出力が交流信号であることに着目し、その出力をパソコンのマイク端子に直接入力して音声信号として処理したところ、この簡易な測定器でも計測可能な信号を得ることができた。

## 2. 実験

実験には既報[1]､[2]で紹介した GM 管と高圧電源の組み合わせを使用した。このシステムでの印加電圧とパルス波高分布の関係を知るため、タイプの異なる GM 管の実験条件を変えて、モナズ石粉末をペースト状にした線源から出る放射線群で得られるパルス波高分布を比較した。

## 3. 結果と考察

(1)印加電圧とパルス波高および計数率との関係では、いずれも印加電圧とともに増加し、最大計数率を与える印加電圧では飽和傾向が見られた。

(2)一般的にはGM管として使用するツールでも、印加電圧を適切に選び、かつ信号の取得方法を工夫すれば、入射放射線の計数のみならず、エネルギー情報を得られ、体験学習においても「放射線のエネルギー」について学習を展開できる。

**表　使用機材と実験条件**

1.GM管

| ﾀｲﾌﾟ | ｹｰｽ | ｶｿｰﾄﾞ | ｱﾉｰﾄﾞ | ｶﾞｽ |
|---|---|---|---|---|
| Al-GM管 | φ 30Al管 | Al | φ 0.23ステンレス | 30%ﾌﾟﾛﾊﾟﾝ+Ar |
| ｸﾘｱｹｰｽGM管 | 100mlｸﾘｱｹｰｽ | Al | φ 0.23ステンレス | 10%ﾌﾟﾛﾊﾟﾝ+Ar |
| LND#7313 | | | | |

2.高圧電源
ﾌﾞﾛｯｷﾝｸﾞ発振＋15倍電圧整流＋ﾛｰﾊﾟｽﾌｨﾙﾀｰ、100-5000V可変

3.検出器
WindowsPCﾏｲｸ入力＋波形処理ｿﾌﾄ

4.印加電圧Eの範囲
最大計数率を与える電圧Emax＞E＞約1/2Emax

謝辞：本研究は、平成 25-27 年度文部科学省科学研究費補助金基盤研究(B)：研究課題番号 25282034 の一環として実施した。

**参考文献**

[1] 尾崎　哲、掛布智久、飯本武志、高木利恵子；日本原子力学会「2015 年春の年会」D23、口頭発表

[2] Takeshi IIMOTO, Satoru OZAKI, Tomohisa KAKEFU, Shogo MIKADO; Development of Hand-Made Radiation Monitor for Radiation Education; IRPA Regional Congress, The Fourth Asian and Oceanic Congress on Radiation Protection, 12-16 May 2014, PWTC, Kuala Lumpur，ポスター発表

---

*Satoru Ozaki[1], Tomohisa Kakefu[1], Takeshi Iimoto[2] and Rieko Takaki[3]

[1]Japan Science Foundation / Science Museum, [2]The University of Tokyo, [3]Energy Communication Planning

# 臨界事故ドシメトリのための TLD バッジの応答関数の評価

Evaluation of Response Functions of TLD Badge for Criticality Accident Dosimetry

*辻村　憲雄[1]，吉田　忠義[1]，高田　千恵[1]

[1]日本原子力研究開発機構

個人被ばく管理に使用する個人線量計（TLD バッジ）について，MCNP を用いて任意の中性子エネルギーと入射角度に対する応答関数を計算し，臨界事故時に TLD 指示値及びインジウム放射能から吸収線量に換算する係数を得た。

**キーワード：臨界事故，TLD バッジ，インジウム，吸収線量，MCNP**

## 1. 緒言

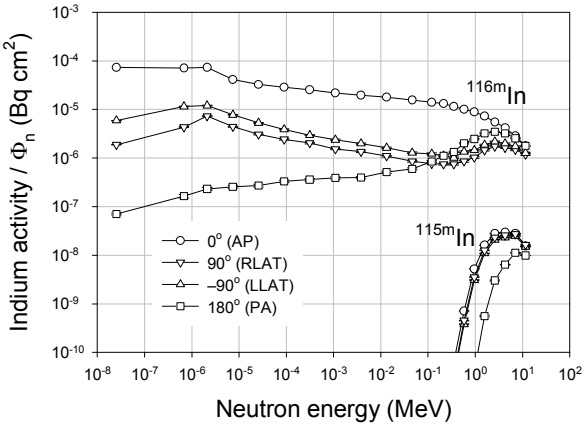
臨界事故による外部被ばく線量の評価は，個人線量計の指示値，放射化生成物（体内中 $^{24}$Na，毛髪中 $^{32}$P 等）の測定値，さらに事故が生じた装置の構造及びその周囲の遮へいといった情報の全てを利用して行われる。このうち，個人線量計については，主に原子炉での照射実験に基づき，その応答と吸収線量の関係を決定してきたが，そうした目的での原子炉のアベイラビリティの制限によって，最近は，もっぱら計算シミュレーションによる評価が行われている[1]。原子力機構核燃料サイクル工学研究所で 1980 年代から使用する個人線量計（TLD バッジ）について，任意の中性子エネルギーと入射角度に対する応答関数を計算し，それを吸収線量に換算する係数を算出したので報告する。

## 2. 方法

モンテカルロ粒子輸送計算コード MCNP を用いて，Panasonic 製 TLD（UD-808P と UD-809P）とその収容ケースからなる TLD バッジの精密な計算モデル[2]を構築し，TLD（$^{6}Li_2{}^{10}B_4O_7$(Cu)）素子中での $^{6}$Li(n,α)及び $^{10}$B(n,α)反応率と，ケース内に取り付けられたインジウム箔（~360 mg）中での $^{115}$In(n,γ)$^{116m}$In 及び $^{115}$In(n,n')$^{115m}$In 反応率を求める。ここでは，熱中性子～15 MeV を適当な間隔で分割した 21 群の中性子を，15 度間隔の入射角度（正面入射を 0 度とする）で，30×30×15 cm$^3$ の水ファントムの前面中央に設置した TLD バッジに対して一様に入射させる。計算によって求めたこれら応答関数と，臨界事故時線量評価プログラム RADAPAS[3]に組み込みの線源中性子スペクトル（計 140）を利用して，TLD 指示値及びインジウムの放射能から吸収線量に換算する係数を算出する。

## 3. 結果

一例として，計算によって求めた単位中性子フルエンス当たりの $^{116m}$In 及び $^{115m}$In 放射能（曝露直後）を図に示す。計算結果の検証のため実施した $^{252}$Cf 中性子照射実験で得られた端窓 GM 計数管式サーベイメータの TLD バッジ表面での計数率は，誘導放射能から推測される計数率とほぼ一致した。コンクリートを主たる遮へい材とする条件で，かつ正面から中性子が入射する場合，TLD 指示値 10～20 Sv，$^{115m}$In 放射能 400～500 Bq が中性子吸収線量 1 Gy に対応した。この換算は，身体に対して入射する中性子の向きに依存するが，それは，前面を Cd で覆った TLD 素子の指示値，$^{115m}$In 放射能，さらに体内 $^{24}$Na 放射能（別途 WBC 等で測定する）の相対的な関係から推定可能であることが分かった。




単位中性子フルエンス当たりの $^{116m}$In 及び $^{115m}$In 放射能（曝露直後）

**参考文献**

[1] C. Takada, *et al.*, Radiat. Prot. Dosim. **144**, 575–579 (2011).

[2] 辻村, 吉田, 日本保健物理学会第 46 回研究発表会要旨集, P15 (2013).

[3] F. Takahashi, JAEA-Data/Code 2006-019 (2006).

*Norio Tsujimura[1], Tadayoshi Yoshida[1], and Chie Takada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

# [2A10-14] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Environmental Radiation and Radiation Dose 1

Chair: Michio Aoyama (Fukushima Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

## [2A10] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

＊Yuta Terasaka[1], Jun Hirouchi[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1], Hiroki Sugiura[1], Yu Kuwahara[3] （1.Nagoya University, 2.Fukushima University, 3.Ibaraki Prefectural Environmental Radiation Monitoring Center）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2A11] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

＊Hiromi Yamazawa[1], Yuta Terasaka[1], Jun Hirouchi[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Yu Kuwahara[3] （1.Nagoya Univ., 2.Fukushima Univ., 3.Ibaraki Pref. Envir. Radiation Monitoring Center）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2A12] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

＊Hiroki Sugiura[1], Hiromi Yamazawa[1], Yuta Terasaka[1], Shigekazu Hirao[2], Hiroaki Adachi[1], Jun Moriizumi[1], Jun Hirouchi[1,3], Yu Kuwahara[4] （1.Nagoya University, 2.Fukushima University, 3.JAEA, 4.Ibaraki Prefectural Environmental Radiation Monitoring Center）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2A13] Environmental assessment of sea water inside the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2A14] Environmental assessment of sea water inside the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1], Masahisa Watanabe[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# モニタリングステーション NaI 波高分布を用いた茨城県における大気中放射能濃度推定 （1）推定精度の検証と Xe-133 大気中濃度推定

Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations (1) Evaluation of estimation accuracy and estimation of Xenon-133 concentration

*寺阪 祐太[1]，山澤 弘実[1]，杉浦 宏樹[1]，廣内 淳[1,2]，平尾 茂一[3]，森泉 純[1]，桑原 雄宇[4]
[1]名大院工，[2]原子力機構，[3]福島大，[4]茨城県環境放射線監視センター

茨城県のモニタリングステーションで 2011 年 3 月に測定された波高分布を用いて短半減期核種の大気中濃度を推定した。東海村で測定された大気中濃度と本研究の推定値を比較することにより推定精度を検証した。さらに、これまで茨城県内で濃度が得られていない $^{133}$Xe の大気中濃度を評価した。

**キーワード：波高分布、EGS5、大気中放射能濃度、キセノン 133、福島第一原子力発電所事故**

**1. 緒言** 原子力施設からの放射性物質の大気放出を伴う事故の発生時には、公衆の内部被ばく線量評価に大気中放射能濃度の測定値が求められる。福島第一原子力発電所事故初期の短半減期核種の大気中濃度測定値が時間的・空間的に少なかったことは、緊急時対応の課題である。この問題点を解決するため、先行研究では原子力施設周辺のモニタリングステーション(MS)の NaI(Tl)検出器で連続的に得られる波高分布を用いた大気中濃度推定法が開発された。本研究では先行研究では考慮されていなかった検出器近傍の遮蔽物、建物の考慮を新たに加え、推定精度およびこれまで茨城県内で測定値が得られていない $^{133}$Xe の大気中濃度に関して議論する。

**2. 推定方法** 本研究で用いた推定法は、NaI 波高分布の実測値を放射性物質が大気または地面に単位放射能濃度で一様に存在する場合の計算値が最も良く再現する放射能濃度を核種別に求める手法である。大気中と地面上の放射性物質からの寄与の分離には、放射性物質の存在位置により波高分布の低エネルギー側の計数率が異なることを利用した。

対象核種は線量率への寄与が大きく、波高分布から光電ピークが確認できた核種（$^{133}$Xe、$^{131}$I、$^{132}$I、$^{133}$I、$^{132}$Te、$^{134}$Cs、$^{136}$Cs、$^{137}$Cs）とした。各核種の主要な光電ピークに対応するエネルギー範囲を BIN として 70-1100keV に 8 個不等間隔に設定した。放射性物質の地面への沈着量は大気中濃度に比例すると仮定し、比例係数 $F$ は核種によらず一定（希ガスを除く）とした。各時刻の $F$ の計算には対象核種の光電ピークが含まれない 120-180keV の BIN を用いた。これら 9 個の BIN の計数率が計算値と実測値で最も一致する大気中・地面上濃度を最小二乗法で決定した。

NaI 波高分布の計算には電磁カスケードモンテカルロコード EGS5 を用いた。計算体系は 1km 立方の空気層、深さ 2m の土壌層、4m×3m×2.6m の MS 建屋、地上 3.5m 位置に 2"$\Phi$×2" NaI 結晶、及び検出器を覆うアルミカバー(9mm)とした。放射性物質は大気中、地面上、MS 建屋上部に一様に存在するとした。ただし、地面では土壌中に指数関数的に分布するとした。

本推定法を茨城県の 6 つの MS で測定された NaI 波高分布（茨城県環境放射線監視センター測定）に適用した。濃度推定では、プルーム通過中は 10 分間値、それ以外の期間は 1 時間値を使用した。対象期間は 2011 年 3 月 15 日から 31 日とした。

**3. 結果** 村松 MS での大気中濃度推定値と実測値を比較したところ、$^{131}$I は期間を通してやや過小評価の傾向があったが、$^{132}$I、$^{133}$I、$^{132}$Te と共に実測値と良く一致した。$^{133}$Xe 大気中濃度推定値(Fig.1)は荒地 MS で 3 月 15 日 11:40 に最大濃度の 150kBq m$^{-3}$ を示した。3 月 15 日 12:00 頃に茨城県を通過したプルームは希ガスの $^{133}$Xe が組成の大部分を占め、$^{131}$I、$^{137}$Cs はほとんど含まれていないことが明らかとなった。3 月 16 日はガス状の核種ほど濃度の減少が遅いという特徴があった。さらに、3 月 16 日のプルームの方が 15 日よりも $^{133}$Xe/$^{131}$I 大気中濃度比が大きかった。このことは、3 月 15 日と 16 日で放出原子炉が異なる可能性、あるいは 3 月 16 日には $^{131}$I が降雨により除去された可能性を示唆している。

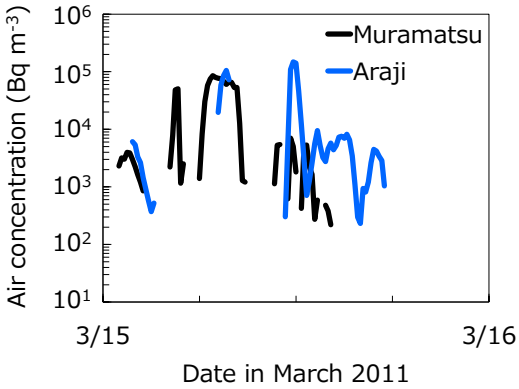



Fig.1 $^{133}$Xe 大気中濃度推定値

*Yuta Terasaka[1], Hiromi Yamazawa[1], Hiroki Sugiura[1], Jun Hirouchi[1,2], Shigekazu Hirao[3], Jun Moriizumi[1], Yu Kuwahara4
[1]Nagoya Univ., [2]JAEA, [3]Fukushima Univ., [4]Ibaraki Pref. Environmental Radiation Monitoring Center

# モニタリングステーション NaI 波高分布を用いた茨城県における大気中放射能濃度推定 （2） プルーム動態の解析

Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations (2) Analysis of plume movements

*山澤 弘実[1]，寺阪 祐太[1]，廣内淳[1,2]，平尾茂一[3]，森泉純[1]，桑原雄宇[4]
[1]名大院工，[2]原子力機構，[3]福島大，[4]茨城県環境放射線監視センター

モニタリングステーション波高分布から推定された大気中放射性物質濃度の水平分布から、主に I-131 を対象として福島第一原発事故起源放射性プルームの 2011 年 3 月 15-16 日の茨城県内での動態を解析した。

**キーワード：福島原発事故、大気中濃度、空間分布、I-131、プルーム動態**

## 1. 緒言

福島第一原発事故起源放射性プルーム中の主要 FP 核種大気中濃度の測定値は極めて限られており、濃度測定値に基づくプルームの空間分布とその動態についての議論は、最近公表された Cs-137 に関する Tsuruta et al.の研究 [1] の他にない。本発表では、発表者らによって新たに推定された主要 FP 核種の茨城県中央部の複数地点の大気中濃度推定値から、最大の大気中放出があったとされる 2011 年 3 月 15 日の同県内でのプルーム動態を主に I-131 を対象として議論する。

## 2. 方法

前発表（寺阪，他）で得られた茨城県中央部 6 地点のモニタリングステーション（以下、MS）での I-131 大気中濃度の 10 分値を基礎情報として 1 時間平均濃度の水平分布図を作成した。その際、茨城県南部について Tsuruta et al.の 1 時間平均 Cs-137 濃度に Ohkura et al.[2]の実測に基づく I-131/Cs-137 核種比を乗じることで得られる I-131 濃度も同図に含め、より広域での動態を把握した。

## 3. 結果

3 月 15 日には 4 個プルームが対象域を通過しており、それぞれ特徴的な Xe-133/I-131 比を持つとともに、プルーム 1(1:00 頃対象 MS 到着)及びプルーム 3（6:00）は海岸沿いに南下するのに対してプルーム 2（3:50）は日立市南部から内陸に向かう経路を取る等の違いが明らかになった。また、プルームの東側側面で急峻な濃度勾配が存在すること等の特徴が明らかとなった。I-131 の最大濃度はプルーム 3 通過時の茨城県中央部海岸線沿いで約 2 kBq m$^{-3}$ であると見積もられた。

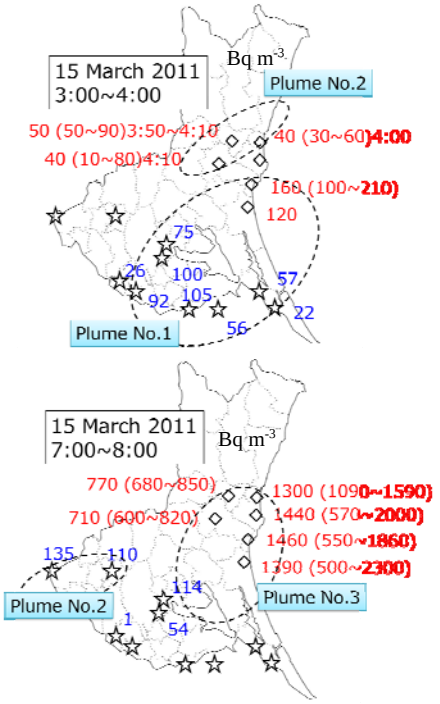



図 1 大気中 I-131 濃度分布。図中の値は 1 時間平均値 (Bq m$^{-3}$)、括弧内の値は 10 分値の範囲。

**参考文献**
[1] Turuta, H., et al., Scientific Reports 4:6717, doi: 10.1038/srep06717 (2014).
[2] Ohkura, T., et al.,JAEA-Data/Code 2012-010, (2012).

*Hiromi Yamazawa[1], Yuta Terasaka[1], Jun Hirouchi[1,2], Shigekazu Hirao[3], Jun Moriizumi[1], Yu Kuwahara[4]
[1]Nagoya Univ., [2]JAEA, [3]Fukushima Univ., [4]Ibaraki Pref. Environmental Radiation Monitoring Center

# モニタリングステーション NaI 波高分布を用いた茨城県における大気中放射能濃度推定 （3）推定濃度を用いた大気拡散計算の再現性評価

Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations (3) Validation of atmospheric dispersion calculations by using estimated air concentrations

*杉浦 宏樹[1]，山澤弘実[1]，寺阪 祐太[1]，平尾茂一[2]，足立博昭[1]，森泉純[1]，廣内淳[1.3]，桑原雄宇[4]
[1]名大院工，[2]福島大，[3]原子力機構，[4]茨城県環境放射線監視センター

福島第一原子力発電所事故により放出された大気中放射性物質の輸送過程を、大気拡散モデルを用いて計算し、茨城県中部のモニタリングステーション NaI 波高分布から推定された大気中濃度と比較した。

**キーワード：福島第一原子力発電所事故，大気中濃度，大気拡散計算**

**1. 緒言**　これまでに報告されている福島第一原子力発電所事故の大気への放出率の推定値に含まれる不確かさは明らかにされていない。放出率が特に大きい 3 月 14-16 日の大気放出率の推定値を用いた大気拡散結果は必ずしもモニタリングデータと一致しない部分がある。本研究では、14 日 11 時に発生した 3 号機水素爆発と、3 月 14 日 21 時から 3 月 15 日 1 時の 2 号機ベント時に放出された放射性物質の輸送過程を大気拡散モデルにより計算し、茨城県中央部 6 地点のモニタリングステーション(以下、MS)について本研究で推定した大気中放射能濃度と比較し、放出率の時間変化を議論する。

**2. 大気拡散モデル**　大気拡散計算では気象モデル WRFV3.6 とラグランジュ型拡散モデルを結合し、3 次元の大気中濃度と降下量を 1 時間ごとに計算した。気象場作成のための計算領域は、北関東を中心とした陸域の沈着領域を含む東経 141.50 度、北緯 36.75 度を中心とする 825 km×825 km で、水平解像度は 3 km×3 km とした。鉛直格子数は不均等に 46 層を設定し、地表面から約 3000 m までを 30 層に区切った。入力気象データには JMA の MANAL を使用した。放出源情報には Katata らの推定値[1]を用いた。

**3. 結果･考察**　モデル計算によると、3 号機水素爆発により放出されたプルームは太平洋上を大きく迂回し、放出の約 24 時間後に茨城県と千葉県の沿岸部に到達した。これは前発表(寺阪、他)で希ガスが組成の大半を占めると推定された 15 日 11 時頃の濃度上昇のタイミングと一致し、南部の MS ほど高濃度を示す傾向を再現した。この結果は 15 日 11 時の濃度上昇は 3 号機水素爆発由来であることを示唆しており、水素爆発時のヨウ素やセシウムの放出率は低かった可能性が高い。

14 日夜から 15 日未明に放出されたプルームは 15 日午前に MS 周辺に到達したことを示すモデル計算が得られた。推定値は対象 MS 全体で 15 日 1-9 時に高濃度を示し、モデル計算は同オーダーの濃度を再現した。しかし、推定値の 1 時頃の高濃度はモデル計算では最大 2 時間遅れであり、4 時頃の村松･菅谷･石川 MS での高濃度はモデル計算で再現されなかった。発表では、これらの不一致の要因及び放出源情報との関係を議論する。

**参考文献**　[1] Katata et al. Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070 (2015)

*Hiroki Sugiura[1], Hiromi Yamazawa[1], Yuta Terasaka[1], Shigekazu Hirao[2], Hiroaki adachi[1], Jun Moriizumi[1], Jun Hirouchi[1,3], Yu Kuwahara[4]
[1]Nagoya Univ., [2]Fukushima Univ., [3]JAEA, [4]Ibaraki Pref. Environmental Radiation Monitoring Center

# 福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価:
# （１）モニタリングデータの分析と核種濃度の推移

Environmental assessment of sea water inside the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant:
(1) Analysis of monitoring data and radionuclide concentration trend

*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、汚染水の海洋漏洩が危惧され、港湾内各地点にて各核種のモニタリングが定期的に実施されている。このような状況の下、原子力機構では「１F 廃炉対策タスクフォース」が組織され、科学的立場から１Ｆが有する種々のリスク評価等を行ってきた。本講演では、本タスクフォースの一環として実施している上記モニタリングデータの分析により得られた港湾内の海水と放射性核種の挙動についての知見を報告する。

**キーワード**：福島第一原子力発電所港湾、モニタリングデータ分析，汚染水

## 1. はじめに

１F 事故以降、原子力建屋に流れ込む地下水は汚染水となり、その一部は港湾へと流れ出ていると考えられてきた。本研究では、東電が定期的に実施している港湾内での海水の放射性核種濃度のモニタリング結果に対し、種々の統計解析手法を用いてデータを評価し、１F 港湾特有の海水流動現象や放射性核種の挙動を明らかにする。また、F が有する潜在的リスクを評価し、対策等の提言を目標とした。

## 2. １F 港湾内のモニタリングデータの分析と核種濃度の推移

本研究では、東電が公開してきた港湾内の海水モニタリングデータを分析し、前回の原子力学会（2015 年春の大会）にて、各データが有する特徴及び自然現象との関係等を報告し、様々な影響因子を分析・抽出した後、トレンド等を明らかにした[1,2]。本発表ではその成果を踏まえ、2015 年に行われた東電による二つの対策（排水路敷設と海側遮水壁閉合等）後のデータを分析することで、港湾内での放射性核種の移行状況の変化を分析し、最近の１F 港湾の海水流動現象と放射性核種の動態を明らかにする。

具体的には、排水路敷設により港湾内開渠部（1～4 号機前の長方形状）に、損傷した原子炉建屋周辺からの排水が流れ込む状況となったが、その影響について、敷設前後でのモニタリングデータの比較を実施することで、港湾内での流動状況そして排水からの影響を評価し、環境影響低減のための可能な対策等について提言する。次に、遮水壁閉合が 2015 年秋に実施されたが、その後のモニタリングデータの劇的な変化について分析した結果を報告する。

### 参考文献

[1] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境解析；(1) 港湾内モニタリングデータ統計解析」、原子力学会 2015 年秋の大会、L25
[2] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境解析:（２）港湾内シミュレーション解析」、原子力学会 2015 年秋の大会、L26

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1] and Masahisa Watanabe[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価：（２）３次元シミュレーションによる港湾内流動解析

Environmental assessment of sea water inside the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: (2) Flow analysis for harbor area by 3D simulation

*山田 進[1]，町田 昌彦[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事故以来、汚染水の海洋漏洩が危惧されており、港湾内各地点にて各核種のモニタリングが定期的に実施されている。このような状況の下、原子力機構では機構内の様々な研究者によって「１F 廃炉対策タスクフォース（旧称：汚染水タスクフォース)」が組織され、多種多様様な視点から汚染水の有するリスク評価を行っている。本講演では、本タスクフォース活動の一環として実施している 3 次元シミュレーションコードを用いた港湾内の海水流動及び核種の拡散過程のシミュレーション結果を報告する。

**キーワード：**福島第一原子力発電所港湾、3 次元動態解析シミュレーション，汚染水

## １．はじめに

福島第一原視力発電所（１Ｆ ）の事故以来、原子力建屋の地下に流れ込んだ地下水が放射性物質により汚染された後、その一部が港湾内へと流れ込み港湾外へと流出していると考えられている。現在では、東電による種々の対策工事により、港湾内に流入する放射性物質の量は減少しており、事実、港湾内における海水の濃度も明らかに減少している。また、建屋に流入する地下水量を減らすため、建屋付近の井戸（サブドレン）から地下水をくみ上げ浄化する等の対策も打たれ、徐々に汚染水の課題解決に向け前進していると言える。しかしながら、現在でも貯蔵タンクには大量の汚染水が保管されており、未だに汚染水の海洋流出による海洋汚染の潜在的リスクを有していると考えられる。原子力機構では、こうした１F の現状や潜在的リスクを科学的見地から系統的に評価するため、「１F 廃炉タスクフォース」を組織し、その評価を行っている[1,2]。

本研究では、東電が対策を施した港湾内での海水の流れに対して 3 次元数値シミュレーション実施し、その結果を報告すると共に、１F の潜在的リスクの評価を試みる。

## 2. １F 港湾内の海水の移動に対する３次元シミュレーション

本研究では、2015 年 12 月頃の東電による最新の対策（海側遮水壁、海底土被覆、シルトフェンス、排水路敷設等）を計算条件に反映させ、3 次元のシミュレーションコードを用いて、海水の振る舞い、及び海水に溶解している放射性物質の濃度分布を計算すると同時に港湾外への影響を評価する。

詳細なシミュレーション結果については当日報告する。

### 参考文献

[1] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境解析；(1) 港湾内モニタリングデータ統計解析」、原子力学会 2015 年秋の大会、L25

[2] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境解析：（２）港湾内シミュレーション解析」、原子力学会 2015 年秋の大会、L26

---

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1] and Masahisa Watanabe[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

# [2A15-18] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Radiation Measurement

Chair: Jun Hirouchi (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 4:05 PM - 5:10 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

## [2A15] Indoor radiocaesium contamination in residential houses within evacuation areas after the Fukushima nuclear accident

＊Hiroko Yoshida[1], Takashi Kanagami[1], Yasushi Satoh[2], Masahiro Hosoda[3], YUtaka Naitoh[4], Mizuki Kameyama[4] （1.Tohoku University, 2.Advanced Industrial Science and Technology, 3.Hirosaki University Graduate School, 4.Japan Environment Research Co. Ltd.）

4:05 PM - 4:20 PM

## [2A16] Measurements of photon energy spectrum around houses in Fukushima

＊tadahiro kurosawa[1], wataru naito[1], motoki uesaka[1] （1.AIST）

4:20 PM - 4:35 PM

## [2A17] Study on rapid analysis of the tritium in groundwater into the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

＊Takayuki Sasaki[1], Yuji Akimoto[1], Kotaro Seki[1], Misato Nagano[1], Ken-ichiro Ishimori[2], Takashi Ueno[2], Yutaka Kameo[2] （1.Tokyo Power Technology Ltd., 2.Japan Atomic Energy Agency）

4:35 PM - 4:50 PM

## [2A18] Study on rapid analysis of the tritium in groundwater into the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

＊tatsuya endo[1], hiroshi nemoto[1], takuyo yasumatsu[1], takao ohtomo[2], hirokuni sasaki[2], hiroaki saneshige[2] （1.Tokyo Power Technology Ltd., 2.Tokyo Electric Power Company）

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 避難指示区域住家屋内の放射性セシウム汚染の地域差

Indoor radiocaesium contamination in residential houses within evacuation areas after the Fukushima nuclear accident

*吉田　浩子[1]，金上　孝[1]，佐藤　泰[2]，細田　正洋[3]，内藤　豊[4]，亀山　水城[4]
[1]東北大学，[2]産総研，[3]弘前大学，[4]日環研

2013 年～2015 年にかけて、避難指示区域（飯舘村、南相馬市小高区、双葉町、大熊町、富岡町）の木造住家 95 戸について屋内の表面汚染を乾式スミア法により調査した。Cs-134,137 が検出され、汚染レベルには地域差があり福島第一原発からの距離に依存性していることがわかった。

**キーワード**：避難指示区域、住家、屋内表面汚染、発電所事故

## 1.緒言

屋外汚染は湿性沈着により主に生じ、屋内汚染は乾性沈着により生じる。湿性沈着の分布は各種サーベイによりモニタリングされており放射線量分布マップとして全体像がよく把握されているが、屋内汚染に関しては情報が限られている。屋内汚染は環境省による除染の対象になっておらず、避難指示区域の解除にともなう住民の帰還にあたっては屋内汚染の実態を知る必要がある。

## 2.調査対象と方法

調査した 95 戸の住家は原発から 1.6~42.6km に分布している。室内汚染は乾式スミア法による間接測定で調べた。主に家具などの木の表面について JIS Z 4504(2008)に準じ 10cm 角（100 ㎠）を同じ強さで均一にこすり、2,653 個の試料を採取した。試料からのベータ線を 5 分間測定し、遊離性汚染の表面密度 $A_{sr}$（Bq/cm²）を次式により得た。

$$A_{sr} = (n - n_b) / (60 \cdot \varepsilon_i \cdot F \cdot S \cdot \varepsilon_s) \quad (1)$$

n:cpm、$n_b$:バックグラウンド cpm、$\varepsilon_i$: 機器効率、F:ふき取り効率、S: ふき取り面積（cm²）、$\varepsilon_s$: 線源効率

同時に家屋内外で、NaI (Tl)サーベイメータ（日立アロカメディカル）を用いて空間線量を測定した。

## 3.結果・考察

汚染レベルには地域差があり福島第一原発からの距離に依存性していた。図 1 に原発近くの住家 16 戸における表面汚染の中央値、四分位範囲 (Q1-Q3) (■) と屋外の空間線量（■）それぞれの原発からの距離との関係を示す。屋外の空間線量と距離に相関は見られないが、屋内の汚染は原発からの距離のほぼ二乗に反比例していた。

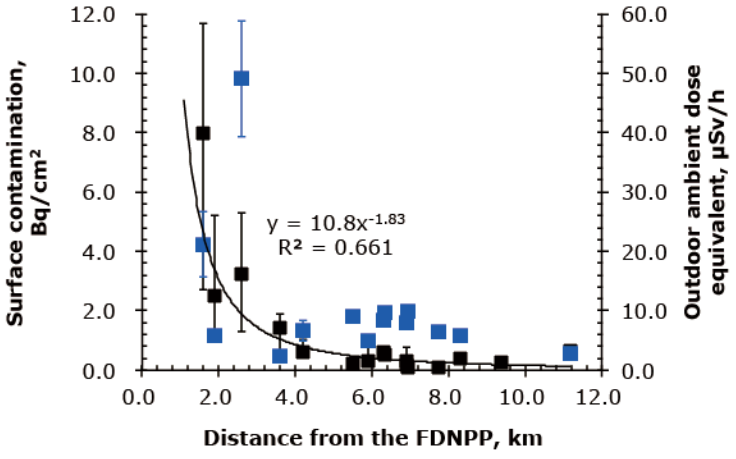



図 1　大熊町、双葉町、富岡町の住家内表面汚染の中央値、四分位範囲 (Q1-Q3)（■）と屋外の空間線量（■）それぞれの原発からの距離との関係

*Hiroko Yoshida[1], Takashi Kanagami[1] Yasushi Satoh[2] Masahiro Hosoda[3] Yutaka Naitoh[4] and Mizuki Kameyama[4]
[1]Tohoku Univ., [2]AIST, [3]Hirosaki Univ., [4]Japan Env. Research Co., Ltd.

# 福島県内の家屋内外の光子エネルギースペクトル測定

The Measurements of photon energy spectra around a house in Fukushima

*黒澤　忠弘[1]，内藤　航[1]，上坂　元紀[1]
[1]産業技術総合研究所

個人被ばく線量を正確に把握、また推定するために住民が一番滞在する家屋内外での光子スペクトル測定を CdZnTe 検出器を用いて行った。また空間線量率の把握のために、サーベイメータによる測定も合わせて行った。除染の前後において、スペクトルの形状が大きく変化することが確認できた。

**キーワード：**光子エネルギースペクトル、CdZnTe 検出器

## 1. 緒言

福島県内では、除染が進み今まで居住が許可されなかった地域でも帰還に向けて準備がすすめられている。住民にとっては、自分の被ばく線量がどれくらいになるかといった不安があり、線量測定の正確性が求められている。線量計にはエネルギー特性があり、放射線場によって応答が異なってくる問題点がある。そこで住民が最も滞在すると考えられる居住環境において、家屋内外での光子スペクトルの測定を行った。

## 2. 測定及び結果

スペクトル測定には Kromek 社製の CdZnTe 検出器を用いた。結晶のサイズは 10 mm×10 mm×10 mm の立方体で、MCA 一体型となっている。PC からの USB 電源で動作し、取扱いが容易である。測定された波高スペクトルからエネルギースペクトルへの変換は、応答関数を用いたアンフォールディング法を用いてる[1]。測定を行った場所は、比較的線量率の低い福島市や二本松市、また川俣町山木屋地区や飯館村など比較的線量率の高い地域でも行った。図 1 にその測定結果の一例を示す。これは同一の宅地における、除染前後での屋外光子スペクトルである。除染前では明らかに Cs-137, Cs-134 からのγ線ピークが見えている。除染後は、測定位置の周辺にγ線源がなくなったことから、ピーク成分がなくなり遠方からの散乱線成分のみとなっていることが分かる。

## 3. 結論

本発表では、いくつかの測定結果を示し、家屋における線量低減係数に対する検討結果も報告する予定である。

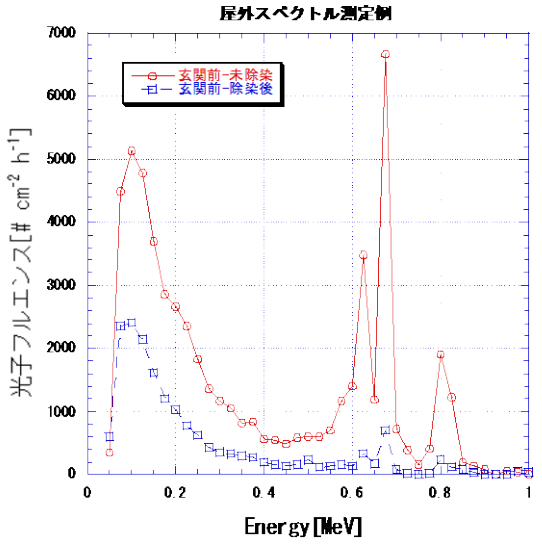



図 1　福島県内における除染前後での家屋外での光子スペクトルデータ

### 参考文献

[1] T.Kurosawa, H.Iwase, N.Saito,"Field photon energy spectra in Fukushima after the nuclear accident", J. Nucl. Sci. Technol., 51, 730-734(2014)

*Tadahiro Kurosawa[1], Wataru Naito[1] and Motoki Uesaka[1]
[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

# 福島第一原子力発電所に流入する地下水を対象とした トリチウム分析迅速化の検討 （1）トリチウムカラムの適用性確認

Study on rapid analysis of the tritium in groundwater into the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1) Applicability confirmation of the tritium column

*佐々木 誉幸[1]，秋元 友寿[1]，関 晃太郎[1]，永野 美里[1]，石森 健一郎[2]，上野 隆[2]，亀尾 裕[2]
[1]東京パワーテクノロジー㈱，[2]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所(以下「1F」という。) では、常圧蒸留法[1]により試料水中トリチウムの精製を行い、測定を実施している。当該手法は、操作が煩雑で時間を要することから、手法の迅速化が求められている。本報では、固相抽出剤(Eichrom Technologies 社製、以下「トリチウムカラム」という。) による、トリチウム分析迅速化の検討結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，トリチウム，固相抽出，地下水，放射化学分析

## 1. 緒言

1F では、汚染水の漏洩検知や環境モニタリング等の目的で地下水、海水などの多数の試料を対象に、トリチウム分析を実施している。トリチウム分析は、試料水を蒸留し、液体シンチレーションカウンタ(以下「LSC」という。) で測定しているが、操作が煩雑で時間を要することから、手法の迅速化が求められている。そこで、1F 構内の地下水を想定した模擬試料を用いて、トリチウムカラムの適用性を確認した。

## 2. 分析操作

Fig.1 にトリチウム分析の検討フローを示す。1F 地下水を模擬するために、純水、5 倍および 10 倍に希釈した人工海水試料を準備し、トリチウム、Cs、Sr、Y の各標準液を加えた。試料をトリチウムカラムに通液し、初流 5ml を廃棄した。その後、流出液をシンチレーションカクテルと混合し、LSC によるトリチウム濃度測定を行った。流出液中の Cs 濃度は ICP-MS、Sr および Y 濃度は ICP-AES により測定し、除去性能(以下「DF」という。) を算出した。

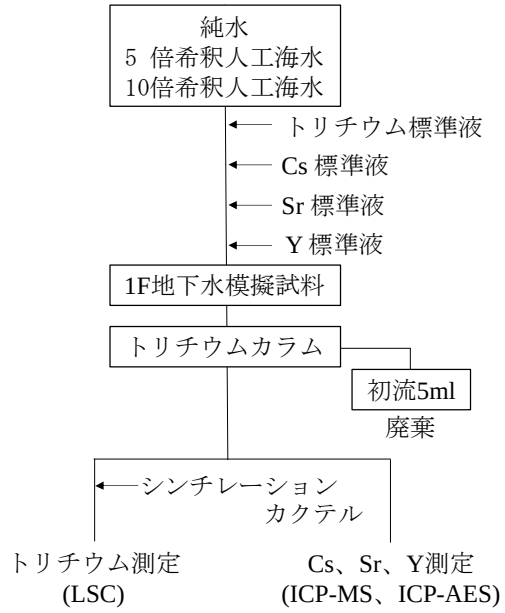



Fig.1 トリチウム分析の検討フロー

## 3. 結論

トリチウムカラム通液前後の試料中トリチウム放射能濃度に変化はなく、回収率はほぼ 100%となった。流出液 1ml 時点における Cs、Sr、Y の DF は、純水および 10 倍希釈した人工海水で 1000 以上となり、5 倍希釈した人工海水では Cs が 100 程度、Sr、Y は 1000 以上となった。トリチウムカラムでの Cs、Sr、Y の DF は高く、1F 構内地下水のトリチウム分析に適用可能であることが示唆された。

参考文献

[1]文部科学省 放射能測定シリーズ 9 トリチウム分析法(2002)

*Takayuki Sasaki[1], Yuji Akimoto[1], Kotaro Seki[1], Misato Nagano[1], Ken-ichiro Ishimori[2], Takashi Ueno[2], Yutaka Kameo[2]
[1]Tokyo Power Technology Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# 福島第一原子力発電所に流入する地下水を対象とした トリチウム分析迅速化の検討 (2)福島第一原子力発電所の地下水への適用

Study on rapid analysis of the tritium in groundwater into the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (2)Application to the groundwater into the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*遠藤達也[1]、根本浩[1]、安松拓洋[1]、大友孝郎[2]、佐々木宏訓[2]、實重宏明[2]
[1]東京パワーテクノロジー(株)、[2]東京電力(株)

福島第一原子力発電所(以下、「1F」という。) で実施している常圧蒸留法[1]によるトリチウム分析のうち、1F 構内で発生するサブドレン水について固相抽出剤(Eichrom Technologies 社製、以下、「トリチウムカラム」という。)による分析の迅速化が可能であるかを検証するため実施したトリチウム標準液添加回収試験，常圧蒸留法との比較試験結果について報告する。

**キーワード：**福島第一原子力発電所、トリチウム、固相抽出、地下水、放射化学分析

## １．諸言

1F では、サブドレン水等の地下水，海水等多数の試料を対象にトリチウム分析を実施しているが、設備上の制約により一度に蒸留できる試料は 3 試料程度に限られている。そこで、常圧蒸留法に代わる前処理法としてトリチウムカラム法による迅速法を検討した。(1) トリチウムカラムの適用性確認[2]結果より、純水および 10 倍希釈した海水において Cs 等の夾雑物を除去可能であることが確認された。そこで、本報では、模擬試料水からの放射性 Cs 及び Sr の除去性能を確認した後、1F の実試料水を用いて適用性を検討した。

## ２．実験

先ず、トリチウムカラムの放射性物質及び夾雑物の除去性能を確認するため、Sr-90 及び Cs-134, Cs-137 を含む模擬試料水にトリチウム標準を添加し、トリチウム添加回収試験を行った。

次に、実際の試料水への適用を確認するため、1F で採取したサブドレン水を試料水として、トリチウムカラム法と常圧蒸留法との比較試験を実施した。

## ３．結果・考察

トリチウム標準を添加した模擬試料水を、トリチウムカラムで前処理した場合 Sr-90 や Cs-137 等は除去でき、96～102%のトリチウム回収率が得られることを確認した。

また、図-1 に示す通り、サブドレン水に対するカラム法と常圧蒸留法の比較試験では、トリチウムカラムを用いて前処理を行った場合と、常圧蒸留法を用いた場合とのトリチウム濃度差はなく、サブドレン水に含まれる夾雑物の影響を受けないことが確認された。

以上の結果、1F 構内で発生するサブドレン水のトリチウム分析は、トリチウムカラムによる前処理を行うことで迅速化が可能となった。

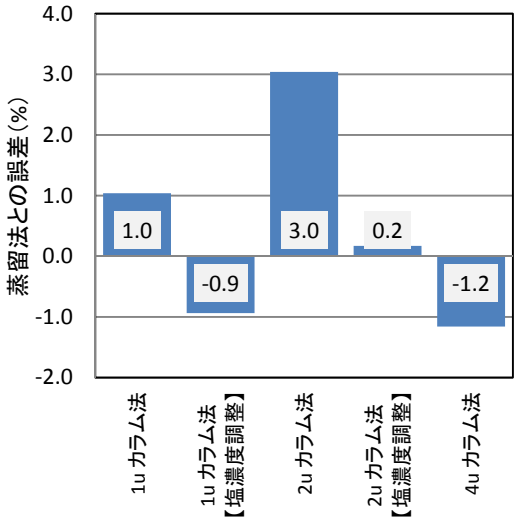



図-1 サブドレン水に対するカラム法と常圧蒸留法の比較試験結果

**参考文献**

[1]文部科学省 放射能測定シリーズ 9 トリチウム分析法(2002)
[2]福島第一原子力発電所に流入する地下水を対象としたトリチウム分析迅速化の検討(1)トリチウムカラムの適用性確認

Tatsuya Endo[1] Hiroshi Nemoto[1] Takuyo Yasumatsu[1] Takao Ohtomo[2] Hirokuni Sasaki[2] Hiroaki Saneshige[2]
[1]Tokyo Power Technology Ltd., [2]Tokyo Electric Power Company

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

# [2A19-23] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Environmental Radiation and Radiation Dose 2

Chair: Jun Moriizumi (Nagoya Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 5:10 PM - 6:30 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

## [2A19] Analysis of influence of indoor radiation dose rates on existence of neighboring buildings using reflection boundary

＊Takuya Furuta[1], Fumiaki Takahashi[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

5:10 PM - 5:25 PM

## [2A20] Observation of house dust contaminated with $^{137}$Cs, collected in the evacuation zones in Fukushima

＊Satoko Motai[1], Hiroko Yoshida[2], Yaita Tsuyoshi[3], Kogure Toshihiro[1] （1.Tokyo Uni., 2.Tohoku Uni., 3.JAEA）

5:25 PM - 5:40 PM

## [2A21] Elemental distribution in Cs-bearing radioactive microparticles released from the reactors of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Toshihiro Kogure[1], Hiroki Mukai[1], Satoko Motai[1], Noriko Yamaguchi[2], Kotone Akiyama-Hasegawa[3], Masanori Mitome[3], Toru Hara[3], Tsuyoshi Yaita[4] （1.Univ. Tokyo, 2.MIAES, 3.NIMS, 4.JAEA）

5:40 PM - 5:55 PM

## [2A22] Validation of effect of winding tests on trees by Cs adsorbents at contaminated fields

＊moriyasu tokiwai[1] （1.NuSAC）

5:55 PM - 6:10 PM

## [2A23] Radioactive particles discovered in the vicinity of Fukushima Nuclear Plant

＊YUKIHIKO SATOU[1], KEISUKE SUEKI[1], KIMIKAZU SASA[1], HARUKA MINOWA[2], HIDEKI YOSHIKAWA[3], KENSO FUJIWARA[3], SHIGEO NAKAMA[3] （1.Graduate School of Pure and Applied Sciences, University of Tsukuba, 2.The Jikei University School of Medicine, 3.Japan Atomic Energy Agency）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 反射境界を利用した家屋内線量率への周辺建物の影響の解析

Analysis of influence of indoor radiation dose rates on existence of neighboring buildings using reflection boundary

*古田　琢哉，高橋 史明
日本原子力研究開発機構

放射線輸送計算コード PHITS を用いて、一軒の家屋を配置した計算体系の領域境界に反射壁を設置することで、家屋が立ち並ぶ環境を模擬し、家屋内の線量率に対する周辺建物の影響を解析した。

**キーワード**：屋内線量率，家屋，周辺建物，反射境界，PHITS

## 1. 緒言

放射性核種に汚染された環境下の放射線防護対策では、住民生活を反映した線量評価が求められる。この評価には、一日の生活の中で家屋内に滞在する時間が長いことから、家屋内での線量率の正確な評価・見積もりが重要となる。これまでに、我々は開けた土地に建物を定義して、屋外の線量と比較した場合の屋内の線量低減について解析してきた[1,2]。一方、都市部では、周辺に建物が存在するため、その影響により、屋内線量率は建物が孤立した条件で解析した値とは差が生じる可能性がある。そこで、建物が立ち並ぶ環境を仮想的に設定し、このような環境下での家屋内の線量率を放射線輸送計算により解析した。

## 2. 計算手法

PHITS コードで、正方形の地表面を持つ領域を考え、その中央に二階建て木造家屋の建物モデルを配置し、その領域を囲む地表に垂直な面に反射境界条件を設定した。この領域内で放射線輸送計算を行うことで、家屋が一定の間隔で格子状に立ち並ぶ環境を模擬した線量評価が実施できる[3]。また、ここで、建物を含む正方形の領域の大きさを変化させることにより、家屋間距離が異なる環境が模擬できる。家屋直下を除いた地表近くに放射性セシウムが沈着している条件（積算重量深度 0.5 g/cm$^2$に 1 Bq/cm$^2$の一様な $^{137}$Cs）を仮想した。この条件で、核種から放出されるガンマ線の輸送を PHITS で計算することで、家屋が立ち並ぶ環境下の家屋内線量率（空気カーマ率）を求めた。

## 3. 結果・考察

家屋間距離に対する単位放射能濃度当たりの屋内線量率の変化を図 1 に示す。家屋間の距離が長くなるに連れて、孤立した家屋での値となる 9.4 (μGy/h)/(Bq/cm$^2$)（矢印位置）に漸近する様子が確認できる。一方、家屋間距離が短くなるに連れて屋内線量率は低下する。これは、隣接する家屋が遠くの線源から放出されるガンマ線に対して遮蔽体となる他、隣接する家屋の直下に線源が無く、線量率に寄与する放射性セシウムの放射能濃度の積分量が減少する理由による。

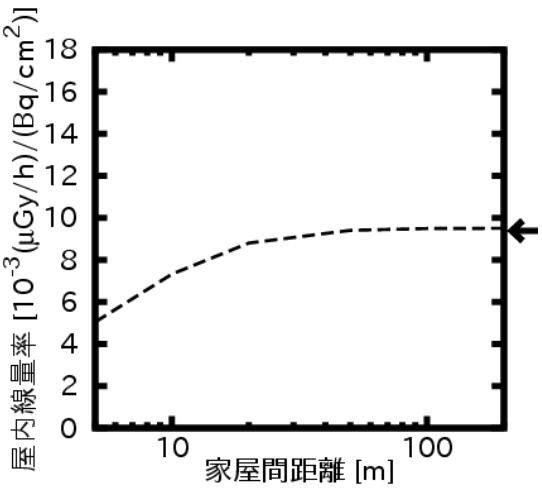



図 1 家屋が立ち並ぶ環境下の家屋内線量率

**参考文献**

[1] 古田琢哉他、JAEA-Research 2014-003 (2014)
[2] T. Furuta et al., J. Nucl. Phys. Sci. Technol. 52, 897-904 (2015)
[3] T. Furuta et al., Radiat. Prot. Dosim. 167, 392-398 (2015)

*Takuya Furuta and Fumiaki Takahashi
Japan Atomic Energy Agency

# 避難指示区域家屋内の $^{137}Cs$ を含む室内塵の観察

Observation of house dust contaminated with $^{137}Cs$, collected in the evacuation zones in Fukushima

*甕　聡子[1]，吉田　浩子[2]，矢板　毅[3]，小暮　敏博[1]

[1]東京大学，[2]東北大学，[3]原子力機構

Radioactive indoor dusts were collected from the houses inside the evacuation-directed zones in Fukushima and analyzed mainly using SEM-EDS. Most radioactive dust particles consisted of organic material and minerals.

**Keywords**：house dust, radiocesium, IP autoradiography, scanning electron microscopy

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故によりもたらされた放射能汚染への対策は、主に土壌や草木といった屋外が対象となってきた。しかし、除染対象外の家屋内にも放射能をもつ物質が留まっていることが報告されている[1]。実際に生活するにあたって住民が一日の大半を過ごす家屋内の放射能汚染の除去のためには、そのような物質の正体を明らかにすることは重要である。今回我々は家屋内の汚染源の一つと考えられる放射性の室内塵を避難指示区域内の家屋から採集し、分析を行った。

## 2. 試料および実験手法

試料として避難指示区域内の 11 箇所から室内塵を掃除機によって採集した。フィルターに捕集された室内塵を方眼付きのイメージングプレート（IP）の上に分散させて放射性の粒子の位置を特定した後、真空ピンセット付きのマニュピレータで採集した。また IP の発光量（PSL 値）から各粒子の放射能を推定した。各放射性粒子について走査電子顕微鏡観察と X 線組成分析を行った。また放射性粒子に対し水による溶解実験を行い、その前後での PSL 値と元素組成の変化を調べた。

## 3. 結果・考察

試料採集地ごとの平均の粒子放射能を比較すると、試料採集位置が福島第一発電所に近いほど高い傾向が見られる。各地の相対的な放射能の関係は wet deposition に由来する屋外の空間線量率とは相関関係が見られず、dry deposition に由来する乾式スミア法による間接測定の定量的な結果と類似する。どの採集箇所でも放射性粒子は有機物と鉱物の集合体であることが走査電子顕微鏡観察から明らかになった。一粒子中の有機物と鉱物の割合は様々であるが、その割合と放射能との相関はみられなかった。水による溶解実験から水溶性の放射性粒子とそうでない放射性粒子の存在が確認され、少なくとも放射性 Cs の吸着物質は二種以上であることが明らかになった。水溶性の放射性粒子に関しては、先行研究[2]で示されている $(NH_4)_2SO_4$ のほか、元素組成の変化から NaCl、KCl が放射性 Cs を吸着している可能性が示唆された。

### 参考文献

[1] Yoshida-Ohuchi et al., (2014) Scientific Reports, 4, No. 7541.

[2] Kaneyasu et al., (2012) Environmental Science and Technology, 46, 5720-5726

*Satoko Motai[1], Hiroko Yoshida[2], Tsuyoshi Yaita[3] and Toshihiro Kogure[1] Genshiryoku, Susumu Saishori[2] and Hanako Hoshasen[1,2]

[1]Univ. Tokyo, [2]Univ. Tohoku, [3]JAEA

# 福島原子炉から飛散したセシウム含有放射性微粒子内の元素分布

Elemental distribution in Cs-bearing radioactive microparticles released from the reactors of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*小暮敏博[1]，向井広樹[1]，甕聡子[1]，山口紀子[2]，長谷川琴音[3]，三留正則[3]，原徹[3]，矢板毅[4]
[1]東大院理，[2]農環研，[3]物材研究機構，[4]JAEA

Microparticles containing substantial amounts of radiocesium released from the reactors of FDNPP were investigated mainly by transmission electron microscopy (TEM) and advanced X-ray microanalyses. The microparticles are basically silicate glass. High resolution elemental mapping suggested the formation process of the microparticles and their weathering in the field.

**Keywords: microparticles, radiocesium, silicate glass, TEM, X-ray microanalysis**

**1. 緒言.** 2011 年 3 月の福島第一原発事故に伴う周辺地域の放射能汚染は、エアロゾル等に付着したセシウム（Cs）イオンが降雨とともに地表に落下し、粘土鉱物等に吸着したものが主体と考えられるが、原子炉の破損によって炉から直接飛来した微粒子も特定されている[1]。この微粒子は概して 1-2 μm 程度の球形で、放射性 Cs を含む様々な核分裂生成元素とともに Fe, Zn などの比較的原子番号の小さい元素も含まれている。またその放射能はときには数 Bq に達し、摂取した場合の人体への影響等が懸念される。今回我々は福島県の地表で採取されたこのような放射性微粒子を集束イオンビーム（FIB）法で薄膜化し、透過電子顕微鏡（TEM）観察と X 線組成分析によりその内部構造を明らかにした[2]。

**2. 試料及び手法.** イメージングプレート（IP）を使ったオートラジオグラフィやガンマ線検出器を用いながら放射性微粒子を杉の葉等の試料からカプトンテープに移動させ、まずは走査電子顕微鏡観察とそこでの X 線組成分析により Cs が検出される微粒子を特定した。これを FIB により薄膜化し、TEM 及び走査型 TEM (STEM)での観察及び組成分析を行った。特に TEM/STEM 内の X 線組成分析では、エネルギー分解能の高いマイクロカロリメーター型の X 線検出器による定性分析結果と、２つの大口径シリコンドリフト型検出器(SDD)を使って大きな検出立体角を実現した高感度分析により微粒子内の組成像を得た。

**3. 結果及び考察.** 一連の観察・分析の結果、これらの微粒子は Si, O を主体とする非晶質の珪酸塩ガラスであり、これに Cl, K, Fe, Zn, Sn, Rb, Cs などが添加されたものであることが明らかになった。しかしその組成比は各微粒子の間でかなり異なっていた。またガラス中に硫化物やカルコゲナイドの超微粒子も観察された。組成像を見ると、Cs が微粒子中で不均一（中心よりも周囲の方が濃度が高い）な分布を示すものが多く、周囲のガス雰囲気から拡散によって珪酸塩ガラスの微粒子へ取り込まれた可能性が考えられる。また錫（Sn）が表面で濃集した粒子がいくつか見られ、おそらく微粒子表面でのガラスの溶解によって $SnO_2$ 微結晶が析出したものと考えられる。さらに Cs を含むアルカリ成分が溶出したと考えられる組成分布を示す微粒子も存在した。

**参考文献**

[1] Adachi et al., (2013) *Scientific Reports*, **3**, No. 2554.

[2] Yamaguchi et al., (2016) *Scientific Reports*, accepted.

*Toshihiro Kogure[1], Hiroki Mukai[1], Satoko Motai[1], Noriko Yamaguchi[2], Kotone Hasegawa[3], Masanori Mitome[3], Toru Hara[3] and Tsuyoshi Yaita[4]

[1]Univ. Tokyo, [2]NIAES, [3]NIMS, [4]JAEA

# 汚染の現地における Cs 吸着材の果樹への幹巻きの適用試験と効果の検証
## ―幹巻き試験―

(1) Validation of Effect of winding tests on trees by Cs adsorbebts at contaminated fields

*常磐井守泰[1]，大橋正[2]、高野金助[3]

[1]（株）ニューサック，[2]現地協力者，　[3]NPO 法人「里山がっこう」

福島県伊達市霊山町で、放射性 Cs（以下 Cs)による各種の樹木の汚染の実態と吸着材の利用による Cs の除染法について調べてきた。本報告では、柿の木を主体に、幹や枝に布状の吸着材を巻きつけることによって、Cs を樹体から除去することを目的に行った 3 ヶ年間の「幹巻き除染」試験の結果を報告する。

**キーワード**：1.Cs 吸着材，　2 干し柿，3 幹巻き，　４.杉,

### 1. 緒言

福島県伊達市の名産品の一つである干し柿の「あんぽ柿」は、一部地域で出荷を自粛する状況が続いている。干し柿に乾燥する段階で水分が抜けるので放射能濃度（Bq/Kg)値が上昇することが避けられないために、Cs 濃度が国の食品安全基準を大幅に下回る原料柿を用いる必要があり、そのハードルは高い。

**2.目的**　吸着材（布状）を柿の木に幹巻きして長期間放置した場合に樹体から吸着材に移動・固定化される Cs を定量的に測定し、実にまで移動する Cs を低減する対策としての幹巻き効果を評価すること。

### 2.1 試験条件

①吸着材の製造：原料の布をフェリシアン化カリ水溶液および硫酸第 1 鉄水溶液に浸漬処理した。これによって原料布は鮮やかな青色に染まった。被染物の青色はタンブルブルーと呼ばれる顔料の色であり、被染布が Cs を選択的に吸着する特性を有することを確かめた。
②幹巻き：　吸着材を柿の木の幹に巻きつけ、最長で 1 年以上放置した。
③測定：　樹皮や吸着材の放射能濃度を測定した。測定装置は NaI シンチレーション検出器（Atomex 社製）で、NPO 法人「霊山里山がっこう」に設置の装置を使用した。測定の下限界は約 10 ベクレルであった

### 2-2 結果と考察

（1）Cs の移動：幹巻き吸着材の Cs 濃度は時間とともに増加した。同一の吸着材において、上部の Cs の濃度が下段部のそれよりも高く、どの試験にも共通していた。樹皮中の Cs は、雨水などを媒体として着脱を繰り返しながら、上部から下部に移動しており、幹巻き吸着材がこれら Cs を固定化した。
（2）Cs の移動速度：吸着材の Cs 濃度（Bq/Kg)の増加を時間の関数として表すと、それは当該樹木の樹皮を伝わって下降する Cs の移動・除去速度と関連付けることができる。
（3）柿の木の汚染状況：最も Cs 濃度が高い部位は外皮であり一部 Cs が外皮から樹体の内部に移動している。侵入した Cs は、代謝活動に必須の K に同伴して実にまで移動（転流）している。
（4）杉の木　：杉の木への幹巻き試験の結果から、森林の樹木に適用することによって、Cs の移動の挙動を簡便にモニタリングする手法として利用できる可能性が示された。

### 3. 結論

Cs が幹巻きで固定化できることがわかったが、その量は、樹体が自身の代謝活動（Cs を含む葉や実が秋に落葉、落果することなど）で排出する年間の Cs の総量と同程度であった。よって、幹巻き対策を行えば、より早期に実の Cs 濃度を下げる方法と言える。実際、幹巻き試験を行った畑では、実の Cs 濃度が 10Bq 以下となり、2,015 年秋に生産が再開できた（隣接する非適用の畑では生産の自粛が続いている）。

*Moriyasu Tokiwai [1], Tadashi Ohashi[2] and Kinsuke Takano3

[1]NuSAC.Inc., [2]Supportor. [3]NPO Satoyama Gakkou

# 福島第一原発周辺で発見した放射性粒子

Radioactive particles discovered in the vicinity of Fukushima Nuclear Plant

佐藤 志彦[1]，末木 啓介[1]，笹 公和[1]，箕輪 はるか[2]，吉川 英樹[3]，藤原 健壮[3]，中間 茂雄[3]
[1]筑波大数理，[2]慈恵医大，[3]原子力機構福島

福島第一原発周辺で採取した土壌およびダストから放射性粒子の分離を行った。分離したすべての粒子はCs同位体比から、1号機、2号機由来に分けることができ、1号機由来の粒子からのみ、$^{134,137}$Csに加えわずかに$^{125}$Sbも検出された。また粒子の成分は80wt%がケイ酸であることが判明した。

**キーワード：福島第一原発事故、放射性粒子、保温材**

## １．緒言

2011年3月に発生した福島第一原発事故では放射性Csを選択的に含む放射性粒子（通称Cs粒子）が、少なくとも1号機と2号機から環境中に放出したことが判明している(Adachi et al., 2013;Abe et al., 2014; Satou et al., JRSM 2014 annual meeting;佐藤ら,原子力学会2015年春の年会)。これまでも、1986年に発生したチェルノブイリ原発事故などで放射性粒子が環境中に放出しており、原発事故と放射性粒子の環境放出は、長期的な環境影響評価の観点から、その実態把握が不可欠である。しかしながら福島第一原発事故では、チェルノブイリ原発事故のような炉心爆発や火災は発生しておらず、福島事故で放射性粒子が存在することそのものに大きな疑念があった。本研究では福島第一原発事故で環境へ放出した放射性粒子の成因と分布を解明するため、福島第一原発に近い場所で採取した放射性粒子を分析することで、粒子の発生原因の解明を試みた。

## ２．実験

2015年1月に双葉町と大熊町内に属する福島第一原発4km圏内において、土壌・ダストの採取を行った。粒子の採取方法は前年の報告に準拠し、計6個の粒子を回収した。単離した粒子は走査型電子顕微鏡(SEM)による観察とエネルギー分散型X線分析(EDS)を用いた元素分析を実施するとともに、高純度Ge半導体検出器でγ線放出核種の定量を行った。

## ３．結果・考察

すべての粒子は$^{134}$Cs/$^{137}$Cs比から、1号機あるいは2号機由来と帰属され、本研究で採取した試料から3号機由来の粒子は発見できなかった。また1号機由来の粒子の一部から$^{125}$Sbが検出されたが、$^{137}$Csに比べ1000分の1程度で、その他の核分裂生成核種(FP)は検出されなかった。SbはCsと同じ揮発性元素であるが、燃料からの放出率はより温度依存性が高いことが知られている(Pontillon et al., 2010)。したがって1号機で粒子が生成したとき、核燃料は極めて高温だったと推定される。すべての粒子に共通して検出された元素はSiと0で、これらの元素割合は約80wt%を占めていた。粒子の原料について繊維状のケイ酸化合物の付着した粒子やCaが多い放射性粒子を発見した。本研究では類似する組成を有する物質として、格納容器(PCV)内で使用されている保温材に着目し、福島第一原発ではケイ酸カルシウムが使用されていることを確認した（原子力規制委員会, 2006)、本発表では放射性粒子の発生について、ケイ酸系保温材による放射性粒子の生成の可能性を検討したので、その詳細を報告する。

*Yukihiko Satou[1], Keisuke Sueki[1], Kimikazu Sasa[1], Haruka Minowa[2], Hideki Yoshikawa[3], Kenso Fujiwara[3], Shigeo Nakama[3]
[1]Pure and Appl. Sci., Univ. of Tsukuba, [2]Jikei Univ., 3 JAEA Fukushima

Oral Presentation | I. General Issues | -

# [2B01-06] Nuclear Non-proliferation &Nuclear Security

Chair: Masatoshi Kureta (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:20 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

## [2B01] Study on Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security in the backend of nucle ar fuel cycle

＊Kazunori Suda[1], Lisa Kokaji[1], Makiko Tazaki[1], Hiroshi Tamai[1], Kuno Yusuke[2] （1.Policy Research Office, ISCN, JAEA, 2.IAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2B02] Development of Nuclear Forensics Technology

＊Yoshiki Kimura[1], Yoshio FUnatake[1], Nobuo Shinohara[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2B03] Experimental investigation of alternative He-3 neutron detectors for the active neutron method

＊Masao Komeda[1], Makoto Maeda[1], Taichi Shimofusa[1], Hiroshi Tobita[1], Akira Tobita[1], Masatoshi Kureta[1] （1.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2B04] Development of Portable Inspection System for Special Nuclear Materials

＊Kai Masuda[1], Tsuyoshi Misawa[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Yasunori Kitamura[2], Yuji Ogino[3], Atsushi Matsuda[3], Shinya Fujimoto[3], Taiju Kajiwara[1], Kazumasa Doi[4], Masaya Yoshida[5] （1.Institute of Advanced Energy, Kyoto university, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University, 3.Pony Industry, 4.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 5.Faculty of Engineering, Kyoto University）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2B05] Development of Portable Inspection System for Special Nuclear Materials

＊Tsuyoshi Misawa[1], Kazumasa Doi[3], Yoshiyuki Takahashi[1], Yasunori Kitamura[1], Kai Masuda[2] （1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Kyoto University Institute of Advanced Energy, 3.Kyoto University Graduate School of Energy Science）

3:45 PM - 4:00 PM

## [2B06] Development of Portable Inspection System for Special Nuclear Materials

Yuji Ogino[1], Kai Masuda[2], Taiju Kajiwara[2], Dagbede Marcel[2], Atsushi Matsuda[1], ＊Norio Yamakawa[1], Rusi Taleyarkin[3], Brian Archambault[3] （1.Pony Industry, 2.Kyoto University, 3.Sagamore Adams Labs.）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# バックエンドにおける核不拡散・核セキュリティに関する検討 (5)研究成果のまとめ

Study on Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security in the backend of nuclear fuel cycle (5) Summary of research achievements

*須田　一則[1] 小鍛冶　理紗[1] 田崎　真樹子[1] 玉井　広史[1] 久野　祐輔[2]
[1]日本原子力研究開発機構、[2]国際原子力機関

使用済燃料の直接処分を含むバックエンドにおける核不拡散・核セキュリティについて、米国エネルギー省の核物質の廃棄に係る核不拡散・核セキュリティに係る調査、ガラス固化体における保障措置の終了とプルトニウムの回収困難性に係る調査分析及び使用済燃料におけるプルトニウム濃度の比較を実施したので、その結果を報告する。

**キーワード：核不拡散、核セキュリティ、バックエンド政策、保障措置、魅力度、回収困難性、核拡散抵抗性**

**１．緒言**　東京電力福島第一原子力発電所事故を契機として、使用済燃料を直接処分する選択肢も検討されている。軽水炉使用済燃料は、再処理により利用可能なプルトニウム（Pu）が十分含まれていること、さらに閉鎖後の回収可能性を考慮した設計を考えると、最終処分場の操業中から閉鎖後における長期的な保障措置、核物質防護対応が必須となる。本研究では、使用済燃料の直接処分における保障措置と核物質防護について、解体核兵器由来の Pu 処分（廃棄を含む）を検討している米国エネルギー省（DOE）の規定の調査、ガラス固化体における IAEA 保障措置の終了に係る議論を踏まえ使用済燃料への適用性と回収困難性の評価、先行研究の結果を参考に軽水炉及び高温ガス炉におけるウラン燃料、MOX 燃料及び化学的に不活性や燃料の照射後の Pu 濃度について比較を行い、使用済燃料の直接処分における保障措置終了等の考え方について検討した。

**２．成果**　以下に本研究の成果を示す。

(1)米国の核物質の魅力度に関する調査

Pu の処分に係る DOE の規程では、重量や濃度に応じて段階的に Pu の魅力度が分類されている。希釈により全重量の 10%（個体廃棄物の場合）を下回れば、条件付きで DOE Safeguards が終了可能であるが、希釈物質については開示されていない。

(2)廃棄物における IAEA 保障措置の終了とプルトニウムの回収困難性

米国の専門家は、秘密裡の施設で測定済廃棄物から Pu を回収するコストが、軽水炉燃料を再処理して Pu を回収するコストと比較して、10 倍以上であれば廃棄物から Pu の回収を断念するとの仮定に基づき、保障措置を終了し得る Pu 濃度を算出し、IAEA にてガラス固化体の保障措置終了のクライテリア（液体廃棄物：2500g/m$^3$）が策定された。

(3)使用済燃料におけるプルトニウム濃度の比較

軽水炉及び高温ガス炉の使用済燃料の Pu 濃度に関して、軽水炉では UO2、MOX 及び $^{238}$U の代わりにイットリア安定化ジルコニア（YSZ）等を母材とした燃料（YSZ 燃料または ROX 燃料と称される）、クリーン燃焼高温ガス炉(CB-HTR)の YSZ 燃料について比較した。総じて、$^{238}$U をできるだけ使用しない高温ガス炉 YSZ 燃料や軽水炉 ROX は核分裂性の Pu の割合が低く、特に高温ガス炉 YSZ 燃料の照射後の Pu 濃度は、ガラス固化体の保障措置終了に係るクライテリアと同等の値を示した。

**３．結言**　使用済燃料を直接処分する場合には、高温ガス炉・YSZ 燃料による高燃焼が、Pu 濃度、回収困難性及び核拡散抵抗性評価の観点で最良であるとともに、$^{238}$U を極力使用しない YSZ 燃料の検討は、高温ガス炉・軽水炉のみならず高速炉にも適用が期待できる。また、これら使用済燃料中の核分裂性の Pu 量はさらに少ないことから、直接処分における Pu 鉱山の課題について解決が見込まれ、保障措置の終了または IAEA 査察の軽減等が期待できる。

---

*Kazunori SUDA[1], Lisa KOKAJI[1], Makiko TAZAKI[1], Hiroshi TAMAI[1], Yusuke KUNO[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Atomic Energy Agency

# 核鑑識に関する技術開発
# （7）放射性同位元素に係る核鑑識ライブラリの諸課題の考察

Development of Nuclear Forensics Technology

(7) Study and Challenges on Nuclear Forensics Library Development of Radioactive Materials

*木村　祥紀[1]，舟竹　良雄[1]，篠原　伸夫[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、核鑑識活動における分析データから核物質・放射性物質の起源や履歴といった「属性」を特定するために必要となるデータベース及び属性評価手法から成る核鑑識ライブラリの開発を進めている。本発表では、核鑑識ライブラリに係る国際机上演習「銀河の蛇」の第2回演習の結果について報告し、それを通じて核鑑識ライブラリにおける放射性同位元素のデータベース構築や属性評価に係る課題等について考察する。

**キーワード**：核鑑識，核セキュリティ，放射性物質，データベース

## 1. 緒言

原子力機構では、核鑑識活動における分析データから核物質・放射性物質の起源や履歴といった「属性」を特定するのに必要となるデータベース及び属性評価手法から成る核鑑識ライブラリの開発を進めている。[1，2]。現在は核鑑識ライブラリにおける放射性同位元素データベースの開発を実施しており、その一環として核鑑識ライブラリに係る国際机上演習「銀河の蛇」の第2回演習に参加した。

## 2. 国際机上演習「銀河の蛇」第2回演習の概要と結果

核鑑識ライブラリに係る国際机上演習「銀河の蛇」は、核鑑識技術に係る国際ワーキンググループ（ITWG）主催で2013年に第1回演習が開催されたものである。第2回演習では、放射線密封線源に関する仮想的な核鑑識ライブラリ（データベース）を構築し、2通りのシナリオで仮想的に押収された放射性物質の分析データについて照合作業を行うという一連の核鑑識活動を実施した。核鑑識ライブラリ構築用に与えられたデータは密封線源に関するスペックシートやカタログといった実データに近いものとなっており、原子力機構ではMicrosoft Access ®を使用してGUIによる検索機能を備えた簡易的なリレーショナルデータベースを構築した。押収物質の分析データの照合では、分析データのうち主に放射性核種、幾何形状、放射能を使用した絞り込みにより、2つのいずれのシナリオにおいても該当する単数または複数の線源を特定した。

## 3. 核鑑識ライブラリにおける放射性同位元素のデータベース構築や属性評価に係る課題

本演習によって放射線源に係る属性評価までの核鑑識ライブラリに係る一連の活動を経験することができ、また放射線源の特定のためのデータの不足（異同識別のための分析項目の検討、ライブラリのための追加分析の必要性）、データ照合時の分析値の換算における仮定条件等の信頼性の確認といった課題が抽出された。これらの経験や課題は原子力機構におけるプロトタイプ核鑑識ライブラリの放射性物質データベースの開発に活用されている。

### 参考文献

[1] 木村祥紀 他，原子力学会2013年秋の大会.

[2] 木村祥紀 他，原子力学会2014年秋の大会.

---

*Yoshiki Kimura, Yoshio Funatake, Nobuo Shinohara

[1]Japan Atomic Energy Agency

# アクティブ中性子法で使用するHe-3代替中性子検出器の検討

Experimental investigation of alternative He-3 neutron detectors for the active neutron method

*米田 政夫[1]，前田 亮[1]，下総 太一[1]，飛田 浩[1]，大図 章[1]，呉田 昌俊[1]

[1]原子力機構

アクティブ中性子法による計量管理装置で一般的に用いられている He-3 検出器の代替検出器として、B-10plus 検出器と呼ばれる中性子検出器について検討を行った。本発表では He-3 検出器と B-10plus 検出器のアクティブ中性子法実験等の性能比較試験結果について報告する。

**キーワード**：アクティブ中性子法，B-10plus 検出器，He-3 検出器，He-3 代替検出器

## １．緒言

アクティブ中性子法測定装置で使用する中性子検出器としては、He-3 検出器が多くの実績があり一般的である。しかしながら、昨今の He-3 ガスの供給不足により He-3 検出器の価格が高騰していることから、He-3 中性子検出器を多数使用するアクティブ中性子法測定装置の製作コストが高くなることが懸念される。一方、米国 Reuter Stokes 社から、B-10 検出器と He-3 検出器の両者の性質を有する B-10plus 中性子検出器という名称の検出器が開発されている。この検出器は He-3 ガスの使用量を抑えつつ、従来の B-10 検出器より高感度となるものである。本発表では、He-3 検出器と B-10plus 中性子検出器の検出効率及びアクティブ中性子法での性能比較試験結果について報告する。

## ２．性能比較試験

使用した検出器の有効長は共に 1m であり、He-3 ガス圧は He-3 検出器が 4atm、B-10plus 検出器が 0.5atm である。B-10plus 検出器のアクティブ中性子測定における性能を確認するために、NUCEF に設置しているアクティブ中性子実験装置 JAWAS-T を用いた特性試験を実施した。特性試験では、瓦礫入りのドラム缶の中央部にプルトニウムサンプル（$^{239}$Pu 1g）を設置して、Die-away 時間等の計測を実施した。通常、JAWAS-T での計測では He-3 検出器を 30 本程度使用するが、今回の計測では準備機器の関係上、4 本の中性子検出器のみで計測を行った。測定結果を右下図に示す。非線形最小二乗法を用いて測定データから誘発核分裂中性子成分を導出し、その積分値を求めた結果、B-10plus 検出器の He-3 検出器に対する比は 0.46 となった。

## ３．結言

アクティブ中性子法で用いる中性子検出器として、B-10plus 検出器の適用性を確認した。検出効率は従来の He-3 検出器に比べて 4～5 割程度となった。その程度の検出効率減を許容できる場合、B-10plus 検出器のコストは He-3 検出器の数分の１程度であることから、今後のアクティブ中性子法装置で用いる中性子検出器の有力な候補の一つになり得ると考えられる。

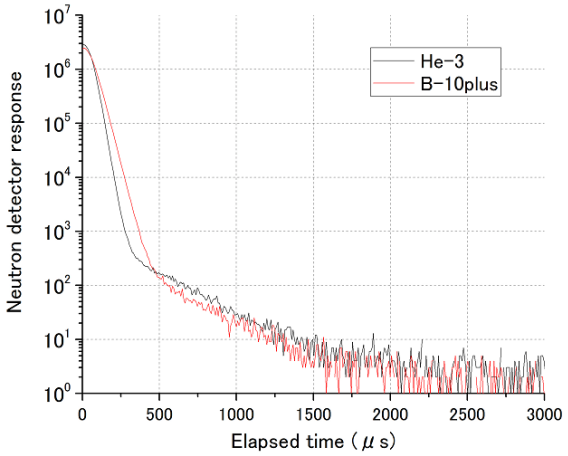



図　He-3 検出器と B-10plus 検出器の測定結果

*Masao Komeda[1], Makoto Maeda[1], Taichi Shimofusa[1], Hiroshi Tobita[1], Akira Ohzu[1] and Masatoshi Kureta[1]

[1]JAEA

# ポータブル特定核物質検知システムの開発
## (1) 全体計画概要

Development of Portable Inspection System for Special Nuclear Materials

(1) Project Outline

*増田 開[1]，三澤 毅[2]，高橋 佳之[2]，北村 康則[2]，荻野 裕治[3]，松田 淳[3]，藤本 真也[3]，梶原 泰樹[1]，山川 倫央[3]，土肥 和誠[4]，吉田 将也[4]

[1]京大エネ研，[2]京大原子炉，[3]ポニー工業，[4]京大院エネ科

アクティブ法に基づく従来無いポータブルの特定核物質非破壊検知システムの開発を開始した。本報告では、開発するシステムの構成、検知原理・方法などを含めた全体開発計画の概要を紹介する。

**キーワード**：特定核物質検知、核テロ対策技術、閾エネルギー中性子解析法、ポータブル中性子源、張力準安定流体検出器、DD 核融合、慣性静電閉じ込め

**1. 緒言**　不審物の発見現場において、非接触・非開封で不審物中に隠匿された特定核物質を検知するシステム（図 1）の開発を開始した。1 kg の高濃縮ウランを数分で検知可能な性能を目差している。

**2. 核物質検知原理**　閾エネルギー中性子計測法(Threshold Energy Neutron Analysis: TENA)[1]を用いる。すなわち、定常 DD 中性子源を用いて不審物に 2.45 MeV 単色中性子を照射し、特定核物質に誘起された核分裂反応で生じる 2.45 MeV を超える 2 次中性子を検出する。従来の高速中性子検出器を用いた場合、ガンマ線や 2.45 MeV 以下の中性子の検出信号のパイルアップによって 2.45 MeV 以上の領域に生じるバックグランド信号が問題となる（図 2）。この問題を解決するため、本開発システムには、閾エネルギー（連続可変）以下の中性子や X 線・ガンマ線に感度を有しない張力準安定流体検出器(Tensioned Metastable Fluid Detector: TMFD)[2]を採用することで、検出器周囲の遮蔽を必要としない軽量なシステムとする。

**3. 開発計画**　主な開発要素は、慣性静電閉じ込め方式の DD 核融合中性子源（>5×10$^7$ n/sec）および TMFD の台数・配置の検討を含む検出器アレーユニットの開発である。いずれも対爆スーツを着用した作業員の人力で、不審物周囲に短時間で配置可能なポータブルとする。2018 年度までに製品試作機を製作して性能実証し、2020 東京五輪での社会実装を目差す。

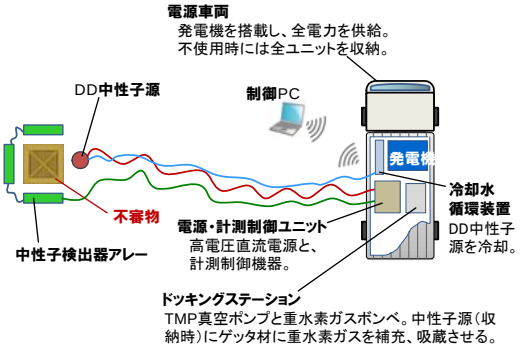



図 1　開発するポータブル特定核物質検知システムの全体構成図

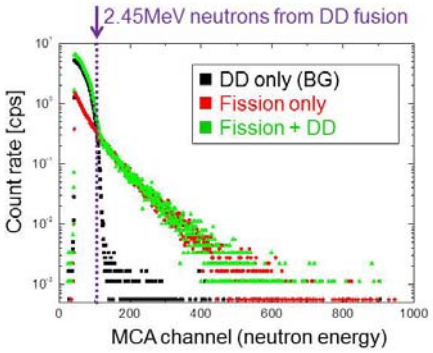



図 2　DD 中性子源（2.45 MeV 単色）、$^{252}$Cf と有機液体シンチレータを用いた TENA 法の予備実験結果。2.45 MeV 以上の領域では $^{252}$Cf の有無（緑点と黒点）で計数率に明確な差が見られるものの、$^{252}$Cf の無い場合にもバックグラウンド（黒点）が見られる[1]

**参考文献**

[1] 増田開他、日本原子力学会 2015 年春の年会予稿集、D15。

[2] R. P. Taleyarkhan et al., *Nuclear Engineering and Design* **238** (2008) 1820.

*Kai Masuda[1], Tsuyoshi Misawa[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Yasunori Kitamura[2], Yuji Ogino[3], Atsushi Matsuda[3], Shinya Fujimoto[3], Taiju Kajiwara[1], Norio Yamakawa[3], Kazumasa Doi[4] and Masaya Yoshida[4]

[1]Inst. Advanced Energy, Kyoto U., [2]Res. Reactor Inst., Kyoto U., [3]Pony Industry, Co. Ltd., [4]Grad. School Energy Sci., Kyoto U.

# ポータブル特定核物質検知システムの開発
## (2) 実験と解析

Development of Portable Inspection System for Special Nuclear Materials
(2) Experiment and Simulation

*三澤 毅[1]、土肥和誠[2]、高橋佳之[1]、北村康則[1]、増田 開[3]
[1]京大原子炉実験所、[2]京大エネ科、[2]京大エネルギー理工学研究所

閾エネルギー中性子計測法の有効性を確認するためのDD中性子源と高濃縮ウランを用い、液体シンチレータを用いて中性子測定実験と解析を行い、本手法が核物質検知手法として有効であることを確認した。

**キーワード**: 閾エネルギー中性子解析法、DD中性子、高濃縮ウラン、液体シンチレータ

**１．緒言** 閾エネルギー中性子計測法（TENA）ではDD中性子源から発生させた2.45MeVの単色中性子を核物質に照射し核分裂反応により生じた 2.45MeV 以上のエネルギーの中性子を測定する必要がある。TMFD 検出器での実験に先立ち、DD中性子源と高濃縮ウランを用い、液体シンチレーション検出器により中性子エネルギー測定を行い、TENA の有効性について確認するための実験を行った。

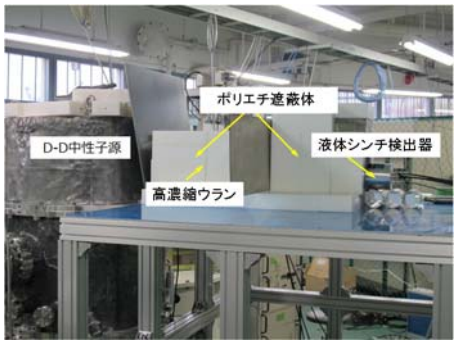


図１　実験体系

**２．中性子測定実験** 実験では京大炉に設置したパルス型 IEC 方式の DD 中性子源（最大中性子発生量：$1x10^6$ n/sec）を用い、複数本の高濃縮ウランを含む核分裂計数管（FC）を並べた体系に中性子を照射した(図 1)。核分裂反応により放出される中性子は液体シンチレーション検出器を用いて測定し、n-γ 弁別法に中性子による信号を取り出し、中性子のエネルギー測定を行った。FC の配置、FC と検出器周囲のポリエチレンと鉛遮蔽体の配置は MCNP6 コードにより検討し、核分裂反応により発生する中性子の検出効率をできるだけ高くすることができるように設定した。

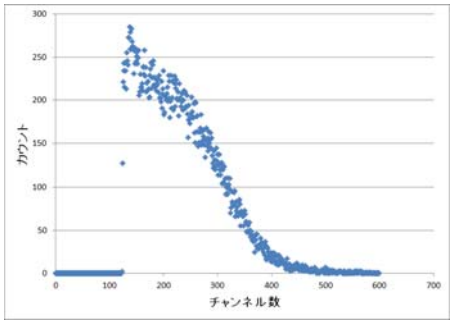


図２　中性子検出による波高分布

**３．結果・考察** n-γ 弁別した後の FC 有りの体系での検出器信号の波高分布を図 2 に示す。エネルギー校正の結果、2.45MeV に相当する信号は約 300ch である。FC の有無に対してある ch 以上の波高の計数の積分値を図 3 に示す。今回の実験では使用したウラン量が少なかったが、2.45MeV に相当する ch 以上の領域で FC 有りの積分計数値が FC 無しの場合に比べて大きくなっており、ウランの核分裂反応により発生した高エネルギー中性子を計測していることが判る。現在の測定方法では低波高の信号がパイルアップされて高 ch に信号を出してしまうことがあるため、今後はディジタル波形処理により n-γ 弁別とパイルアップ信号除去を行う手法を取り入れることを行う[1]。

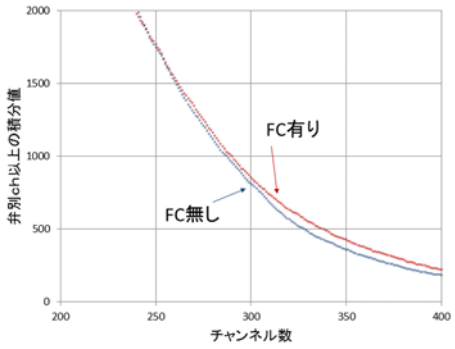


図３　FC の有無による波高分布

**参考文献**

[1] 福士他、日本原子力学会 2015 年春の年会予稿集、J28.

*Tsuyoshi Misawa[1], Kazumasa Doi[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Yasunori Kitamura[1], Kai Masudan[3]
[1]Res. Reactor Inst., Kyoto U., [2]Grad.School Energy Sci., Kyoto U., [3]Inst. Advanced Energy, Kyoto U.

# ポータブル特定核物質検知システムの開発
# （3）TMFD 高速中性子検出器の評価試験

Development of Portable Inspection System for Special Nuclear Materials
(3) Evaluation testing of two type TMFDs (Tensioned Metastable Fluid Detectors)

*山川　倫央[1]、松田　淳[1]、荻野　裕治[1]、増田　開[2]、梶原　泰樹[2]、ダグベデ　マルセル[2]、
ルシ　タレヤルキン[3]、ブライアン　アーチャムボールト[3]
[1]ポニー工業、[2]京都大学エネルギー理工学研究所、[3]サガモア・アダムス

ポータブル特定核物質検知システムへの適用に張力準安定性流体検出器（TMFD[1]）2 種の性能試験を行い、DD 中性子と核分裂中性子の弁別性能を評価した。その結果を報告する。

**キーワード**: 特定核物質検知、核テロ対策技術、高速中性子、張力準安定性流体検出器

**１．緒言**　「ガンマ線による核物質非破壊検知システム」[2]の開発研究では有機液体シンチレータを使用して誘導核分裂中性子検出を行った。ガンマ線と系外の中性子を遮蔽するために遮蔽体を用いたため、検出器当り数百 kg の遮蔽体が必要となり大型装置となった。今回不審物を現場で検査するという用途につき軽量・小型且つ高速中性子を直接検出できる TMFD 検出器を選択した。この検出器は流体分子に張力をかけ準安定状態に置き、流体分子を構成する原子と中性子との相互作用にて起きる突沸現象（相転移）を利用して中性子を検出する。また、ガンマ線及び張力で決まる閾エネルギー以下の中性子に対し不感となる性質を持つ。張力印加方法として遠心力を利用するものと音響波を利用するもの 2 機種が製品化されている。

**２．遠心力型/音響型 TMFD 検出器の比較試験**

2 機種それぞれ DD 単色エネルギー中性子と核分裂中性子の弁別性能を評価し、本システムに適した機種を選択する。この試験には DD-IEC 中性子源と、ウラン 235 の模擬物質として Cf-252 中性子源を用いた。

**３．結果・考察**　遠心力型は張力を徐々に下げると DD 及び Cf-252 由来の中性子検出感度比が急激に増大し有意の差（$10^3$）を生じる閾値を観察できた。（図１）一方、音響型は振動子パワーを下げると感度も減少してしまい閾値がはっきりしない。これは振動子の発生する張力は正弦関数的に時間変化しているためではないかと考えられる。

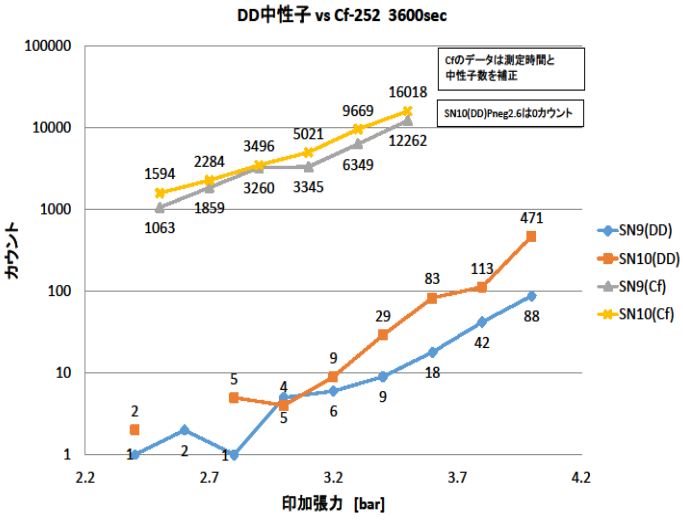



図 1 遠心力型 TMFD（２基分）の 2.45MeV 単色中性子源（赤、青）と、Cf-252 線源（黄、灰）のカウントの印加張力に対する依存性

**参考文献**

[1] R. P. Taleyarkhan et al., *Nuclear Engineering and Design* **238** (2008) 1820

[2] H. Ohgaki, et al., “Conceptual design of a Nuclear Material Detection System Based on the Neutron / Gamma-ray Hybrid Approach”, Proc. 2010 IEEE Int’l Conf. on Technologies for Homeland Security (HST)

---

* Norio Yamakawa [1], Atsushi Matsuda[1], Yuji Ogino [1], Kai Masuda[2], Taiju Kajiwara[2], Dagbede Tchedessou Marcel[2], Rusi Taleyarkhan[3], Brian Archambault[3]
[1]Pony Industry, Co., Ltd., [2]Inst.Advanced Energy, Kyoto U., [3]Sagamore Adams Labs.

Oral Presentation | I. General Issues | -

# [2B07-11] Active Neutron NDA Techniques for Nuclear Non-proliferation

Chair: Tsuyoshi Misawa (Kyoto Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 4:20 PM - 5:40 PM  Room B (Lecture Rooms B B101)

## [2B07] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

＊Masatoshi Kureta[1], Mitsuo Koizumi[1], Akira Ohzu[1], Harufumi Tsuchiya[1], Michio Seya[1] （1.JAEA）

4:20 PM - 4:35 PM

## [2B08] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

＊Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], Masatoshi Kureta[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:35 PM - 4:50 PM

## [2B09] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

＊Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], Akira Ohzu[1], Masatoshi Kureta[1] （1.JAEA）

4:50 PM - 5:05 PM

## [2B10] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

＊Harufumi TSUCHIYA[1], Fumito KITATANI[1], Masatoshi KURETA[1], Makoto MAEDA[1] （1.JAEA）

5:05 PM - 5:20 PM

## [2B11] Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation

＊jun takamine[1], Douglas Rodriguez[1], Mitsuo Koizumi[1], Michio Seya[1] （1.Japan Atomic Energy Agency ）

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 核不拡散用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発
# （１）研究開発計画

Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation
(1) R & D plan

*呉田 昌俊[1]，小泉 光生[1]，大図 章[1]，土屋 晴文[1]，瀬谷 道夫[1]
[1]原子力機構

高線量核燃料の非破壊測定技術の確立を目指して、複数のアクティブ中性子法非破壊測定技術の研究開発に着手した。本報では、背景・課題、目的、実施内容、研究開発計画について報告する。

**キーワード：**非破壊測定，核不拡散、核セキュリティ、核燃料物質

## 1. 緒言

従来の非破壊測定(NDA)技術を適用できない高線量のガンマ線や中性子を放出する高線量核燃料がある。原子力機構では、測定原理が異なり相補的な関係を有する複数の計測技術をそれぞれ高線量核燃料に適用できるように基盤技術を拡張し、これらの統合技術による課題の解決を目指す取り組みを開始した。本研究開発では、外部に小型加速器中性子源を設置するアクティブ中性子 NDA 技術（中性子測定法であるダイアウェイ時間差分析法:DDA，中性子共鳴透過分析法:NRTA，またガンマ線測定法である即発ガンマ線分析法:PGA、中性子共鳴捕獲ガンマ線法:NRCA、遅発ガンマ線分析法:DGS）について、まずは個々の技術基盤を拡張・高度化し、次に統合技術による技術実証を行う計画である。

## 2. 研究開発計画

本研究開発は、欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究[1]であり、図１に、研究開発の全体像を示す。様々な核燃料を対象として想定しており、本事業では、実機設計上重要となる実験により検証された設計手法の確立、計測システムの確立、技術基盤データの取得を成果として創出する計画である。まずは、3－4 年間の期間をフェーズ I として低線量核燃料を用いた統合試験の実施を、引き続きフェーズ II として高線量核燃料を使用した統合試験の実施を、原子力機構内に統合試験装置を設置して実施する計画である。

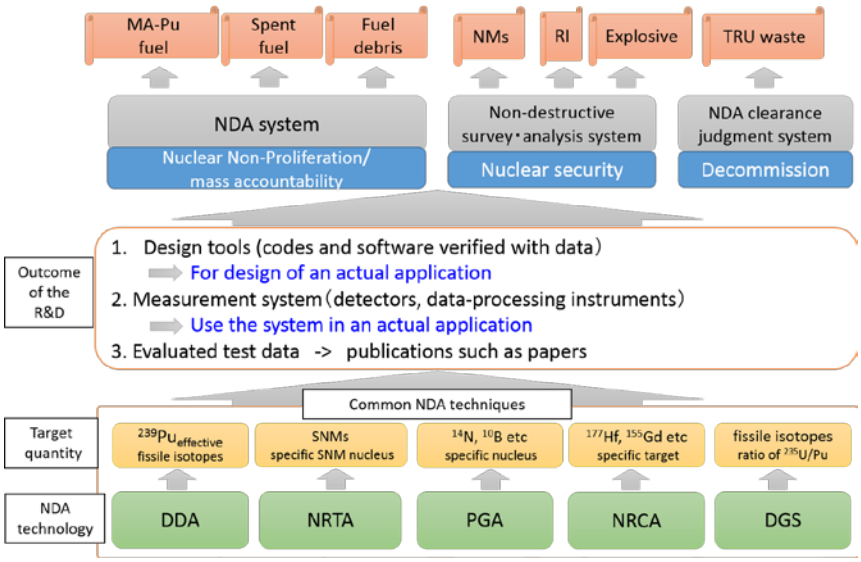



図 1: 核不拡散用アクティブ中性子 NDA 技術開発の全体像

**参考文献：**[1] M. Kureta 他、Proc. 37th ESARDA Symposium, Manchester, UK, 111-120,（2015）

**謝辞**　本技術開発は、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。

* Masatoshi Kureta[1], Mitsuo Koizumi[1], Akira Ohzu[1], Harufumi Tsuchiya[1], Michio Seya[1]
[1]JAEA

# 核不拡散用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発
# （２）核物質量測定用 DDA 装置の設計研究

Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation
(2)Design study on DDA technique for nuclear materials

*大図 章[1]，前田 亮[1]，米田政夫[1]，飛田浩[1]，呉田昌俊[1]
[1]原子力機構

小型中性子源を利用したダイアウェイ時間差分析、中性子共鳴透過分析、即発ガンマ線スペクトル分析、及び遅発ガンマ線スペクトル分析技術等を統合した次世代型核物質用非破壊測定装置を開発している。本報では、核分裂核種量を測定するダイアウェイ時間差分析装置のシミュレーション結果について報告する。

**キーワード：非破壊測定、核不拡散、核燃料物質、ダイアウェイ時間差分析、シミュレーション**

## 1. 緒言

原子力機構では、MA 核変換用 MA-Pu 燃料などの高線量核燃料や共存物質が多数含まれる従来の測定技術では測定が困難な難測定核物質を対象とする中性子源を用いた次世代の非破壊測定技術の開発に着手した[1)]。その技術は、核分裂性核種の総質量を計測する Differential Die-Away (DDA)法、固体物質の核種分析を行う中性子共鳴透過分析(NRTA)法、計測妨害物質等の分析を行う即発ガンマ線スペクトル分析(PGA)/ 中性子共鳴捕獲分析 (NRCA)法、及び誘発核分裂性核種組成比分析用の遅発ガンマ線スペクトル分析(DGS)法から構成される。本報では、これらの測定技術を一つの装置で実現できる非破壊測定装置（Active-N）での DDA 装置部の構造、及び MVP シミュレーションによる設計性能に関して報告する。

## 2. DDA 部の設計

図１に、設計中の Active-N の DDA 部の構造を示す。DDA 部では、試料内の位置感度差が少なく、高感度が期待できる DDA 法の一種である高速中性子直接問いかけ法を採用した。DDA 測定部の空間は、縦、横、高さが約 50 x 50 x 50cm で、その中に中性子検出器と中性子発生管が設置されている。試料は、最大で 200ペール缶の大きさとした。その空間の内側には中性子反射材としての厚さ 20cm のステンレス、その外側に遮蔽材として厚さ 15cm の高密度ポリエチレンを配置する構造とした。

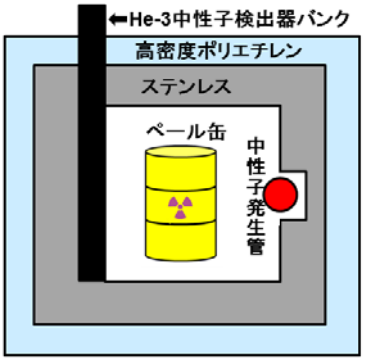



**図１　DDA 部概略図（側断面）**

## 3. シミュレーション結果

DDA 部の設計では、核分裂性物質量の高精度かつ高感度測定のために照射する高速中性子のフラックス量を増強させるため、DDA 装置内面の材料の種類によるフラックス量の変化をシミュレーションで計算した。その結果、厚さ 20cm のステンレス板で十分なフラックス量が得られることがわかった。

**謝辞**：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

**参考文献**

[1] 呉田他、第 36 回核物質管理学会(INMM)日本支部年次大会論文集　＃3614 (2015)

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], and Masatoshi Kureta[1]
[1]JAEA

# 核不拡散用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発
# (3) DDA 装置内中性子束分布の実験的評価研究

Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation
(3) Experimental evaluation of neutron flux distribution in the DDA system

*前田 亮[1]，米田 政夫[1]，飛田 浩[1]，大図 章[1]，呉田 昌俊[1]
[1]原子力機構

核物質非破壊測定技術の 1 つであるダイアウェイ時間差分析法を使用した装置では、その性能を評価する上で中性子発生管により装置内に作られる中性子場を確認することは重要である。本発表では、放射化分析と PHITS シミュレーションによる絶対中性子束分布の評価結果を報告する。

**キーワード：**放射化分析法，シミュレーション，絶対中性子束分布，ダイアウェイ時間差分析

## 1. 緒言

原子力機構では、核変換用 MA-Pu 燃料などの高線量核燃量の非破壊測定装置へ適用可能な技術開発を目的として研究を開始した。現在、その試験装置として D-T 中性子発生管を使用した非破壊核物質測定装置 Active-N の設計・開発を行っている。Active-N において試験予定の技術の一つである DDA 法では、設計した装置の性能を評価する上で中性子発生管により装置内に作られる中性子場を確認することが重要である。本研究では、設計中の Active-N の体系内での中性子束分布の評価の前段階として、DDA 法の一種である高速中性子直接問いかけ(FNDI)法を利用した核物質非破壊測定装置 JAEA Active Waste Assay System-Toukai (JAWAS-T) 内での絶対中性子束分布を放射化分析と PHITS を用いたシミュレーションにより評価した。

## 2. PHITS シミュレーション結果

図 1 に JAWAS-T 体系の模式図を示した。測定部の空間には中性子発生管と中性子検出器バンクが設置されている。また、FNDI 法では体系内の熱中性子はノイズ成分となるため、熱中性子吸収材である Cd を装置の内壁に貼付している。図 2 に PHITS を用いて計算した JAWAS-T 測定部空間内の中性子エネルギースペクトルを示した。中性子発生管から発生する 14 MeV のピークとカドミウムによる熱中性子の吸収が見られ、FNDI 法に適した中性子スペクトルになっている事が確認された。また、現在、放射化分析により絶対中性子束の評価を実施している。

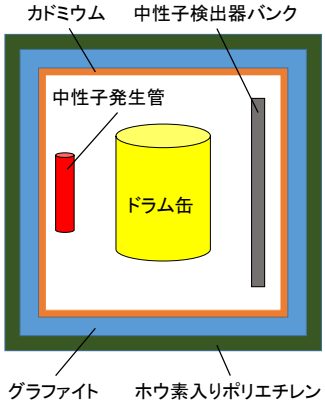


図 1　装置体系

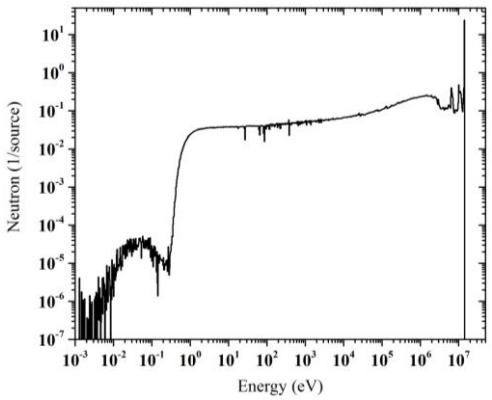


図 2　中性子エネルギースペクトル

**謝辞：**本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], Akira Ohzu[1] and Masatoshi Kureta[1]
[1]JAEA

# 核不拡散用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発
# （４）核物質同位体定量用 NRTA 装置の設計研究

Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation
(4) Design study on NRTA technique for quantification of isotopes of nuclear materials

*土屋 晴文[1]，北谷 文人[1]，呉田 昌俊[1]，前田 亮[1]
[1]原子力機構

高線量場に適用できる小型の中性子共鳴透過分析（NRTA）装置の技術の開発のため、D-T 管を用いた NRTA 試験装置を開発している。本発表では、試験装置の概要と数値計算により得たその特性について報告する。

**キーワード：**核物質，非破壊測定，中性子共鳴透過分析法

## 1. 緒言

近年、核不拡散や核セキュリティの観点から、高線量場にある核物質を非破壊により測定する重要性が増している。具体的に、使用済み燃料や燃料デブリ中の U や Pu の測定に加えて、将来の核変換用 MA−Pu 燃料中の核物質の測定にも適用できる非破壊測定技術の開発が急務となっている。中性子共鳴透過分析法（Neutron Resonance Transmission Analysis）は、パルス中性子を用いて非破壊で高精度に試料を分析できる技術である。実際、NRTA を使用済み燃料に適用して U や Pu、MA を測定した例もある。ゆえに、NRTA は現在の核不拡散・核セキュリティ分野の必要性に叶うと考えている。しかし、今までの NRTA 装置は大型の電子線加速器（ELINAC）施設を利用するため、汎用性に欠ける一面がある。そこで、技術革新により小型化の進む ELINAC を用いた NRTA 装置を将来的に開発することを視野に入れて、まずは D-T 管を利用した小型 NRTA 試験装置を開発している。それにより NRTA 装置の小型化・高度化のための知見を得て、基盤技術の開発に資することが本研究の目的である。

## 2. 装置と測定手段の概要

図 1 が開発中の小型 NRTA 試験装置である。D-T 管で発生する 14 MeV 中性子のパルス幅は 10 μs である。発生した 14 MeV 中性子を周囲の減速材（ステンレス＋ポリエチレン）を利用して NRTA 測定に適したエネルギーのパルス中性子に変換し、真空のアルミ管とコリメータを通して試料に照射する。中性子が試料中の核物質と共鳴反応を起こすと、共鳴エネルギーに対応した中性子の欠損が後方に備えた $^{6}$Li グラス検出器で計測される中性子スペクトルに現れる。この欠損を解析することで、試料中の核物質を定量する。

## 3. 数値計算と結果

装置特性の検証のため、PHITS シミュレーションを実施した。その結果、14 MeV 中性子が $2\times10^{8}$ /s/4π の強度で発生する場合、検出器への周囲へのガンマ線の影響は小さく、中性子の測定に大きな影響を及ぼさないことがわかった。加えて、本試験装置では 10 eV 以下のエネルギー領域に共鳴を有する同位体をターゲットにすることが適していることを確認した。将来、たとえば 100 ns 以下のより短いパルス幅の小型 ELINAC を用いれば、さらに高いエネルギーに共鳴をもつ同位体にも適用できる見通しも得た

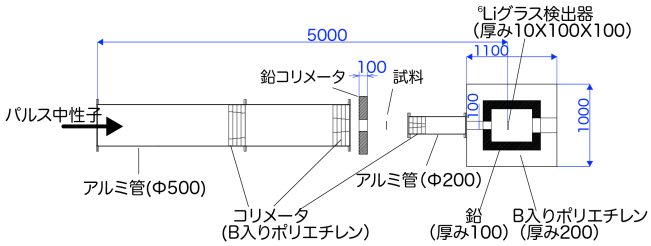



図 1: 小型 NRTA 試験装置の概要。数値の単位は mm。

**謝辞**　本技術開発は、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。

*Harufumi Tsuchiya[1], Fumito Kitatani[1], Masatoshi Kureta[1], Makoto Maeda[1]
[1]JAEA

# 核不拡散用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発
## (5) 遅発ガンマ線分光法測定システムの概念

Development of active neutron NDA techniques for nuclear non-proliferation
(5) A Concept for a Delayed Gamma-Ray Spectroscopy Measurement System

*高峰潤，ロドリゲズ ダグラス，小泉光生，瀬谷 道夫
日本原子力研究開発機構

遅発ガンマ線分光法測定で用いる D-T 中性子源のための中性子減速体を設計するために、簡略化されたモデルを用いシミュレーションを行った。その結果とそれを基にした装置概念について報告する

**キーワード：** 遅発ガンマ線　中性子減速材　核分裂生成物　核不拡散　14MeV 中性子

### 1. 緒言

JAEA と共同研究センター（JRC）の共同研究で開始したアクティブ中性子非破壊測定技術の基礎開発の一環として、JAEA では、核分裂性核種（$^{235}$U、$^{239}$Pu、$^{241}$Pu）組成比を分析するため、遅発ガンマ線分光（DGS）法の技術開発が行われている。

### 2. 計算機実験

遅発ガンマ線の発生確率を上げるためには、D-T 中性子源から発生する 14MeV 中性子を、熱領域まで減速させ、できるだけ多く核物質に入射させる必要がある。そこで、図 1 のようなタングステン、高密度ポリエチレン、グラファイトからなる減速体（W+HDPE+C）を簡易モデルとして、モンテカルロコード MCNP6 を用いて、図 1 の核物質設置位置の中性子エネルギースペクトルを計算した。また、図 1 の体系から高密度ポリエチレンとグラファイトを除いた場合（W）、グラファイトを除いた場合（W+HDPE）について同様に計算して比較した。

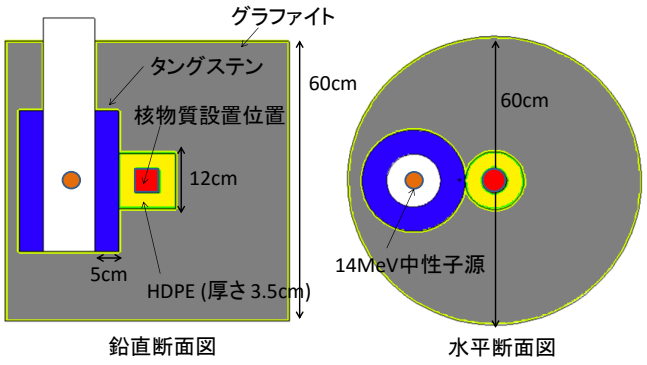



図 1　減速体解析モデルの断面図

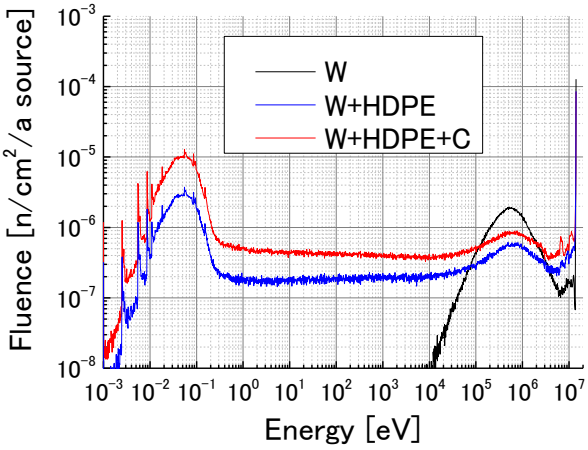



図 2　図 1 中の核物質設置領域の
中性子エネルギースペクトル

### 3. 結果

計算結果を図 2 に示す。タングステン原子核は、14MeV 中性子と(n,2n)反応や非弾性散乱等の反応を起こす。そのため、W の場合において、核物質設置位置に入射する中性子のスペクトルのピークが 0.7eV 付近となることがわかった。また、図 2 の W+HDPE、及び W+HDPE+C のスペクトルから、タングステンからの中性子の多くは高密度ポリエチレンによる減速効果により熱中性子となり、更にグラファイトの反射効果により熱中性子のフラックスを上昇させることが分かった。今後は本シミュレーションで得た情報を用いて、実際の実験条件に合わせた設計を進める予定である。

**謝辞**　本検討は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」により実施する事業の一部である。

* Jun Takamine, Douglas C Rodriguez, Mitsuo Koizumi, Michio Seya
Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | I. General Issues | -

# [2B12-14] Financial Issue on the Nuclear Energy

Chair: Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)

Sun. Mar 27, 2016 5:40 PM - 6:30 PM  Room B (Lecture Rooms B B101)

## [2B12] Property Value Fluctuation around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

＊Fumihiro Yamane[1], Hideaki Ohgaki[2], Kota Asano[2] （1.Hiroshima City University, 2.Kyoto University）

5:40 PM - 5:55 PM

## [2B13] German Fund for Dismantling and Final Waste Disposal

＊SADAO KUSUNO[1] （1.The Institute of Applied Energy）

5:55 PM - 6:10 PM

## [2B14] Assessment for Overseas Deployment Scenario of High Temperature Gas Reactor

＊Koichi Suzuki[1,2], Yu Kamiji[2], Xing L. Yan[2], Jin Iwatsuki[2], Seiji Kasahara[2], Yoshiyuki Imai[2] （1.JGC, 2.Japan Atomic Energy Agency）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 福島第一原発周辺の資産価値変動
# 放射能汚染と減染との関係

Property Value Fluctuation around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant
Radioactive Contamination and Its Reduction

*山根 史博[1]，大垣 英明[2]，浅野 耕太[2]
[1]広島市立大学，[2]京都大学

福島第一原発周辺の地価データを利用し、事故から４年間の資産価値の変動を分析した。特に、事故発生直後の空間線量率の上昇とその後の低下（除染だけでなく、移染や自然減衰を含む『減染』）との関係を分析した。

**キーワード**：原発事故、資産価値変動、放射能汚染、減染

## 1. 緒言

2015 年春の年会で、福島第一原発の周辺地域において、空間線量率が高まった区域の資産価値が事故直後に低下し、その低下の度合いが線量の高さと正の相関関係にあったことを報告した。今回は、空間線量率の経時変化を考慮することで、減染と資産価値変動との関係を分析した。

## 2. 手法

分析データは 2007 年 7 月から 2014 年 7 月の『都道府県地価調査』と 2008 年 1 月から 2015 年 1 月の『公示地価』、対象地域は福島第一原発から半径 80km 圏内の市町村（帰還困難地域・居住制限区域・避難指示解除準備区域を除く）である。対象期間内のすべての年で観測された物件のパネルデータを使用した。

地価関数は両対数モデルで特定し、地価の規定要因として、事故直後の空間線量率（2011 年 5 月 11 日時点）、その後の空間線量率の変化、物件が津波浸水範囲にあるか否か、標高のほか、人口 20 万人以上の都市や役場・役所、最寄駅までの距離、土地属性（地積、接面道路の幅員、建物の有無、ガス・水道・下水設備の有無）、用途区分、防火区分、都市計画区域区分を考慮した。

## 3. 結論

分析結果の概要をまとめる。

まず、前回の分析と同様に空間線量率が高まった区域の資産価値が事故直後に低下し、線量が高い区域ほど大きく下落していることが示された。それ以降、さらに下落が続くことは確認されず、『公示地価』の分析では、時間の経過にともなって、減染では説明されない資産価値の回復が確認された。

次に、空間線量率の変化と資産価値変動との関係について、『都道府県地価調査』の分析では 2013 年 7 月時と最新の 2014 年 7 月時に減染と資産価値の回復との有意な関係が示された。一方、『公示地価』では 2014 年 1 月時のみで同様の関係が確認されたが、最新の 2015 年 1 月時には確認されなかった。

そのほか、津波浸水域内の資産価値が震災直後に下落したこと、沿岸部における高台物件の資産価値が震災後しばらくしてから上昇していることが確認された。

*Fumihiro Yamane[1], Hideaki Ohgaki[2] and Kota Asano[2]
[1]Hiroshima City Univ., [2]Kyoto Univ.

# ドイツの廃炉積立金問題
# （1）エネルギー転換政策

German Fund for Dismantling and Final Waste Disposal

(1) Energiewende

*楠野　貞夫[1]

[1]（一財）エネルギー総合工学研究所

**抄録**　ドイツが進めているエネルギー転換政策(Energiewende)は、2022 年までに脱原子力の達成を目指している。これに伴う廃炉積立金（廃止措置及び廃棄物処分）の経緯と今後の問題を中心に分析した。

**キーワード：**ドイツ 1，エネルギー転換 2，脱原子力 3，廃炉積立金 4，原子炉廃止措置 5，廃棄物処分 6，

## 1. 緒言

メルケル政権は、SPD と緑の党が進めた脱原子力政策を緩和したが、福島第一原子力発電所事故(2011.3)を契機に、取り消した。しかし、緩和と引換に導入した核燃料税はそのまま残した。8 基のプラントは閉鎖し、残り 9 基は、遅くとも 2022 年末までには全て閉鎖することにした。しかし、原子力は止めても、廃炉や使用済燃料の最終処分のための積立金問題を解決する必要に迫られている。

## 2. 廃炉積立金の現状と見通し

### 2-1. 原子力発電の現状

原子力発電の所有者は、主として 4 大電力会社(E.ON, RWE, EnBW, Vattenfall)である。2014 年グロス全発電量 614 TWh のうち、15.8%の 97 TWh (9 基 12.7 GWe 設備容量) は、原子力発電による。ベースロード電源に限定すれば、原子力はグロス発電量の 35.6%を占める。その平均設備利用率は 89%と高い。2015 年 6 月末、核燃料税と残余発電期間とのバランスから判断したものと推定されるが、E.ON は Grafenrheinfeld (1,345 MWe)を予定より早めに自主閉鎖した。2015 年の原子力グロス発電量は 92 TWh に減ったが、平均設備利用率は 91% に上がった。

### 2-2. グリーン・政府・電力

汚染者負担の原則に従い、電力会社は、廃止措置活動の全てに対して責任がある。原子力廃止措置のための引当は、名目割引率 5.5%で割り引かねばならない。しかし、割引期間は引当が蓄えられている期間に制限されている。国際会計基準等と対比すると、責任を生じる kWh の生産とそれぞれの廃止措置活動の開始との間の全期間を、割引期間はカバーしていない。この積立金(Atomrückstellungen)は、廃止措置(Stilllegung/Rückbau)と処分(Entsorgung)とからなるが、後者は処分場の選定を含めて長期を要する。

グリーン系は非常に高いリスク余裕を加算して、電力会社が積立金を十分に用意していないこと、会社組織改編により責任逃れの可能性があることを追求した[1]。ドイツ政府はストレステストにより積立金が十分であることを示した。連邦経済エネルギー省が設置した脱原発資金調達検証委員会(KFK)は、2016 年 1 月末までに勧告を出すことになっている。電力 4 社の対応はそれぞれ異なるが、組織を改編している。

## 3. 結論

KFK の報告は 2 月に入ってもまだ出ていない。サイト選定法(Stand-AG)に基づく高レベル放射性廃棄物処分委員会の活動も設立から 2 年になろうとするが、順調とは言えず、積立金算定に影響を与えよう。

**謝意**：電力中央研究所からの 2014 年度委託事業の成果の一部に新たにその後の展開を追加した。

### 参考文献

[1] Forum Ökologisch-Soziale Marktwirtschaft, 2014.9.19, Atomrückstellungen für Stilllegung/Rückbau und Entsorgung

---

*Sadao Kusuno[1]

[1]The Institute of Applied Energy

# 高温ガス炉の海外導入シナリオ検討

Assessment for Overseas Deployment Scenario of High Temperature Gas Reactor (GTHTR300C)

*鈴木　孝一[1,2]，上地　優[2]，ヤン　ジングロン[2]，岩月　仁[2]，笠原　清司[2]，今井　良行[2]

[1]日揮，[2]日本原子力研究開発機構

高温ガス炉は単に電気を作るだけでなく、コジェネレーションによる様々な熱利用分野への適用が期待されている。本報告では、水素・電力コジェネレーション高温ガス炉（GTHTR300C）による中東での発電、海水淡水化および日本への水素輸出について経済性を検討した。

**キーワード：**高温ガス炉、水素・電力コジェネレーション、海水淡水化、水素製造

## 1. 緒言

高温ガス炉では原子炉から950℃の高温熱およびガスタービン排熱として200℃程度の低温熱が発生する。その熱利用先として、例えば熱化学水素製造法による水素製造や多段フラッシュ法による海水淡水化が挙げられる[1] 。本報告では中東での高温ガス炉の展開を考えるため、GTHTR300C で製造した電気および淡水を現地で販売し、水素を日本へ輸出するビジネスモデルを提案し、経済性を評価した。

## 2. 経済性評価

中東でのビジネスモデルを図 1 に示す。本モデルでは、水素の輸出価格を算出するにあたり、電気および淡水の現地販売による利益と産油国における石油/ガスの国内消費抑制による輸出利益増大を試算し、その一部を水素製造および輸送コストに補てんするとした。主要なコスト条件を表 1 に示す。計算結果として、水素の製造/輸出コストは 23.1～28.4 円/$Nm^3$ と見積もられた。また、産油国側への利益として、高温ガス炉を導入することによる石油/ガスの輸出利益の増分は年間 36～86 億円となった。

## 3. 結論

中東に GTHTR300C を建設し、製造した電力/淡水は現地で販売、水素は日本へ輸出するビジネスモデルを考案し経済性を評価した結果、日本への水素の引き渡し価格は 30 円/$Nm^3$ 以下を達成し、かつ産油国側へも十分な利益となることを示した。本モデルの実現にはホスト国との協力が不可欠であるため、積極的に提案していく必要がある。

表 1 主要コスト条件

| | |
|---|---|
| 水素製造コスト[2] | 25.4 円/Nm3 |
| 発電コスト[3] | 3.84 円/kWh |
| 原油現地消費価格 | 10 USD/bbl |
| 原油市場価格（10年平均） | 86 USD/bbl |
| ガス現地消費価格 | 2.5 USD/MMBtu |
| ガス市場価格（10年平均） | 10 USD/MMBtu |

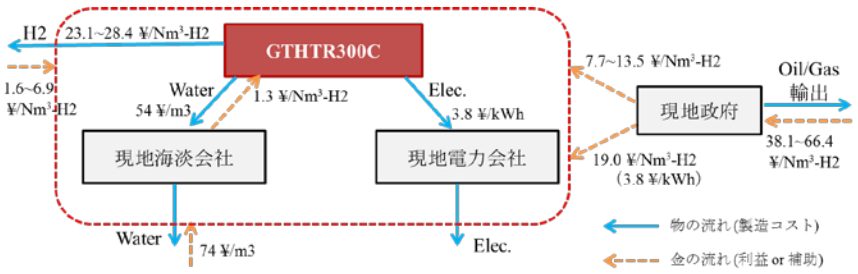



図 1 中東でのビジネスモデル

**参考文献**

[1] Yan et al., A hybrid HTGR system producing electricity, hydrogen and such other products as water demanded in the Middle East, Nucl. Eng. Des., 271, pp. 20-29 (2014)

[2] 岩月他, 高温ガス炉 IS プロセス水素製造システムの経済性評価, JAEA-Review, 2014-037 (2014)

[3] 武井他, 高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の経済性評価, 日本原子力学会和文論文誌, vol.5, no.2, 109 (2006)

*Koichi Suzuki[1,2], Yu Kamiji[2], Xing L. Yan[2], Jin Iwatsuki[2], Seiji Kasahara[2] and Yoshiyuki Imai[2]

[1]JGC, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

# [2C01-05] Fukushima NPP Accident 1

Chair: Kenichi Katono (Hitachi)

Sun. Mar 27, 2016 9:30 AM - 10:50 AM  Room C (Lecture Rooms B B103)

## [2C01] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Hidetoshi Okada[1], Marco Pellegrini[1] （1.The Institute of Applied Energy）

9:30 AM -  9:45 AM

## [2C02] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Yoshihiro Morita[1], Marco Pellegrini[1], Youko Yamane[1], Masanori Naitoh[1], Hiroaki Suzuki[1] （1.The Institute of Applied Energy）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2C03] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Naotoshi Tominaga[1], Masanori Naitoh[1], Hiroaki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1] （1.The Institute of Applied Energy）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2C04] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1] （1.The Institute of Applied Energy）

10:15 AM - 10:30 AM

## [2C05] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1] （1.Institute of Applied Energy）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (59) これまでの解析結果を踏まえた SAMPSON コードのモデル改良

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(59) Model improvements of SAMPSON code based on the previous analysis results

エネ総工研　*鈴木 洋明，内藤 正則，岡田 英俊，ﾍﾟﾚｸﾞﾘﾆ ﾏﾙｺ

従来の SAMPSON2 号機解析における RPV 減圧後の圧力ピークの再現状況や RPV 底部の破損状況は、炉心下部におけるデブリの保持状況や消防車による注水流量に不確かさが残っていることを示している。これらを踏まえてデブリ分布をより的確に把握するために実施したモデル改良等の内容を紹介する。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、炉心溶融、シミュレーション

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向け、炉内状況やデブリ分散状況等を解析によって把握する国のプロジェクトが進められている。このプロジェクトの一環として、SAMPSON コードに現実に即したモデルを追加して福島第一原子力発電所の事故進展解析を実施している。

## 2. これまでの解析結果の課題

従来の 2 号機解析における RPV 減圧後の圧力挙動を図 1 に示す。実測値の 3 つのピークは SRV の開閉と水蒸気及び水素発生量を仮定することで再現できることが示されている[1]。これまでの SAMPSON 解析では炉心から下部プレナムへのデブリ移行による圧力上昇が第 1 ピークで発生しており、移行タイミングが早すぎる。また、従来の 2 号機解析では RPV 底部破損が発生しなかったが、測定されている RPV 底部温度、PCV 内水温等から、PCV にもデブリが存在する可能性が高い。一方、消防車による注水流量を減らした解析では RPV 底部破損が発生しており、消防車による注水流量に不確かさが残っている。

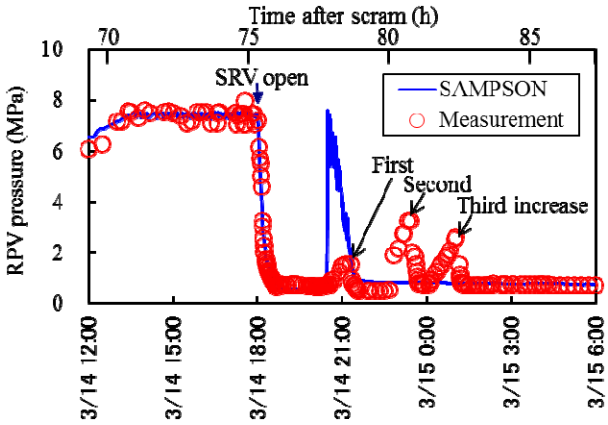


図1　減圧後のRPV圧力挙動（従来のSAMPSON2号機解析）

## 3. 主要なモデル改良等

従来の SAMPSON 解析では炉心の下部でデブリは保持されないモデルとしていた。デブリ保持の影響を評価するため、炉心の下部でデブリを保持し、下部構造材の温度が上昇した場合あるいは保持されているデブリの液相割合が制限値を超えた場合にデブリを落下させるモデルを追加した。消防車注水流量を従来は時間の関数で与えていたが、RPV 圧力の関数で与えるように変更した。また、格納容器、原子炉建屋における FP 分布等の評価精度向上のため、ノード分割を詳細化できるようにコード改良した。

## 4. 結論

これらのモデルを適用した実機の事故進展解析をこの後のシリーズ発表で報告する。なお、本研究は経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」の一部として実施した。

### 参考文献

[1] 東京電力，福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第 3 回進捗報告」添付資料 2-9，2015 年 5 月

The Institute of Applied Energy　*Hiroaki Suzuki, Masanori Naitoh, Hidetoshi Okada, Marco Pellegrini

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (60) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 1 号機の事故進展解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(60) Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 1 by SAMPSON Severe Accident Code

*森田　能弘[1]，山根　陽子[1]，Marco　Pellegrini[1]，内藤　正則[1]，鈴木　洋明[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

シビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて 2011 年に発生した福島第一発電所 1 号機における過酷事故のシミュレーション解析を行い、廃炉作業を行うために重要な炉内状況について検討を行う。

**キーワード**：福島第一発電所，シビアアクシデント，シミュレーション，SAMPSON

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉の実行に当たり、炉内の状況を把握することが重要な課題となっている。そのため、炉内の状況を解析によって把握するプロジェクトが国によって進められている。その一つとして、シビアアクシデントの解析コードである SAMPSON を用いて事故進展解析を行っている。炉内状況を把握するに当たり溶融デブリの落下挙動を詳細に模擬することが重要である。そのため、炉心下部構造物の影響を考慮したデブリ落下モデルを作成した。また、圧力容器(RPV)内へ到達した注水量は RPV 内の炉心溶融進展挙動などに大きく影響すると考えられる。そのため、RPV とポンプの吐出圧力、および配管系統のバイパス経路を考慮して RPV への注水量を評価し、モデル化した。

本発表では、以上のモデルを用いて福島第一発電所 1 号機の事故事象解析を行い、その結果について紹介する。

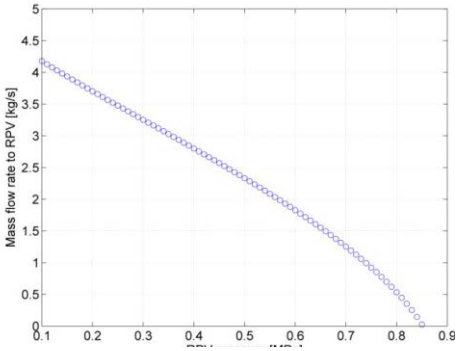



図 1　RPV 圧力による注水量の推移の計算

## 2. 解析

溶融デブリの落下挙動を模擬するモデルとして、デブリがコアプレート上に落下し保持されて、コアプレートの溶融まで下部プレナムに落下しないモデルと、保持されず下部プレナムに落下するモデルを作成した。また、上記のモデルに加え RPV 圧力にもとづき注水量を計算するモデルを作成し実装した(図 1)。これらのモデルを用い福島第一発電所 1 号機の解析を行い実測値との比較を行った。

## 3. 結果

解析の結果を図 2 に示す。デブリ落下モデルの違いによりデブリの下部プレナムへの落下量が変わるため冷却水の蒸発量の違いにより圧力挙動に差が生まれた。また、RPV 下部ヘッドへの加熱挙動も変化するため RPV 破損時間も変化した。発表では注水量とその影響なども含め、解析結果を紹介する。なお、本研究は経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」の一部として実施した。

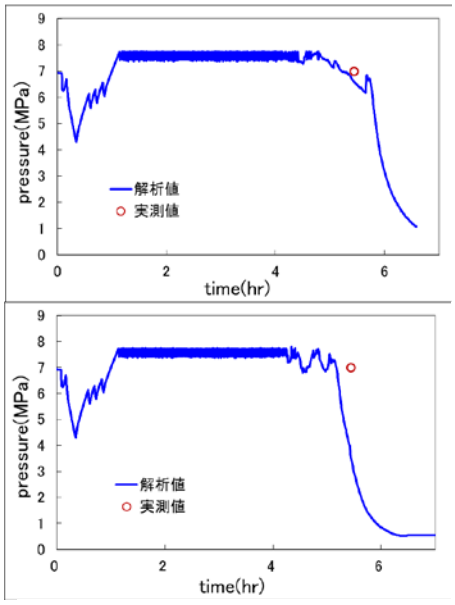



図 2 RPV 圧力(上:デブリ保持ケース、下:デブリ非保持ケース)

*Yoshihiro Morita[1], Youko Yamane[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] and Hiroaki Suzuki[1]　[1]The Institute of Applied Energy.

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (61) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 2 号機の事故進展解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(61) Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 2 by SAMPSON Severe Accident Code

*冨永 直利[1]，内藤 正則[1]，鈴木 洋明[1]，Pellegrini Marco[1]

([1]エネルギー総合工学研究所)

福島第一原子力発電所 2 号機を対象に、SAMPSON コードの炉心下部でのデブリ保持モデルを改良し、消防ポンプによる炉心への代替注水流量を変更した解析を実施し、炉心損傷挙動等への影響を評価した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、炉心溶融、シミュレーション、SAMPSON

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉プロジェクトに資するべく、SAMPSON コードにより 1F2 号機の事故進展及び炉内状況把握に向けた取り組みを行っている。本報では、炉心下部でのデブリ保持モデル等を改良し、代替注水流量を変化させた場合の事故進展解析結果を報告する。

## 2. 解析手法

解析は東京電力公表の事象イベントをベースとして実施した。従来の SAMPSON 解析では炉心の下部でデブリは保持されないモデルとしていたが、デブリ保持の影響を評価するため、炉心の下部でデブリを保持するモデルを追加した。また、消防車注水流量を従来は時間の関数で与えていたが、RPV 圧力の関数で与えるように変更した。

## 3. 結果・考察

図 1 に原子炉圧力容器（RPV）の圧力変化を示す。RPV 圧力は 14 日 18 時 02 分頃に主蒸気逃がし安全弁(SRV)が開かれたため、18 時 30 分頃には 1MPa 程度まで減圧されている。図 2 の左に示すように、RPV 圧力の低下に伴う減圧沸騰により炉心水位は低下し、炉心下端未満となっている。改良前のモデルでは、炉心損傷によるデブリが下部プレナムへ落下し、下部プレナムで発生した水蒸気に同伴されて水が吹きあげている（図 2 中央）。水の蒸発による蒸気発生と水-ジルコニウム反応による水素発生により RPV 圧力は激しく上昇した。そのため炉心下部に抵抗を与えることができるよう改良を加えることでデブリ落下を抑え（図 2 右）、また代替注水量を圧力に応じた関数で与えることで、実測値に近い圧力挙動を得ることができた。なお、本研究は経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」の一部として実施した。

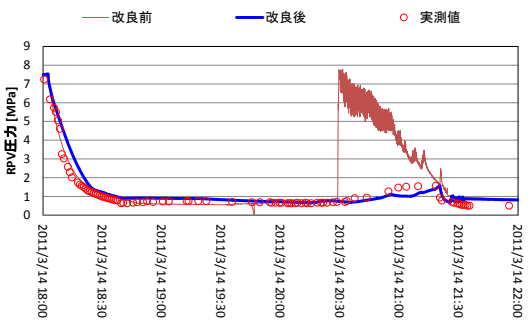



図 1 RPV の圧力変化

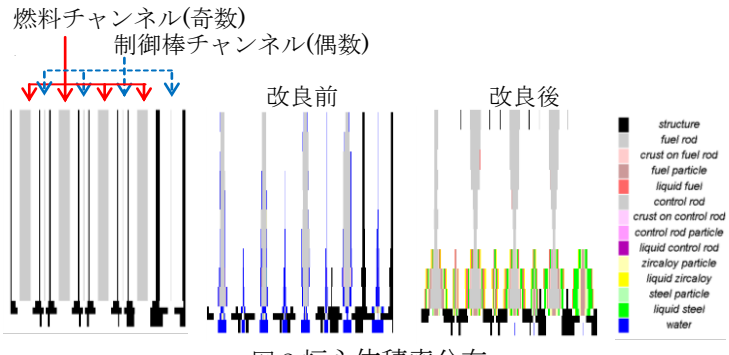



図 2 炉心体積率分布

(左：水位炉心下端到達時、中央・右：3/14 21:20 ごろ)

* Naotoshi Tominaga[1], Masanori Naitoh[1], Hiroaki Suzuki[1], Pellegrini Marco[1]

[1] The Institute of Applied Energy

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (62) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 3 号機の事故進展解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(62) Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 3 by SAMPSON Severe Accident Code

* Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1]

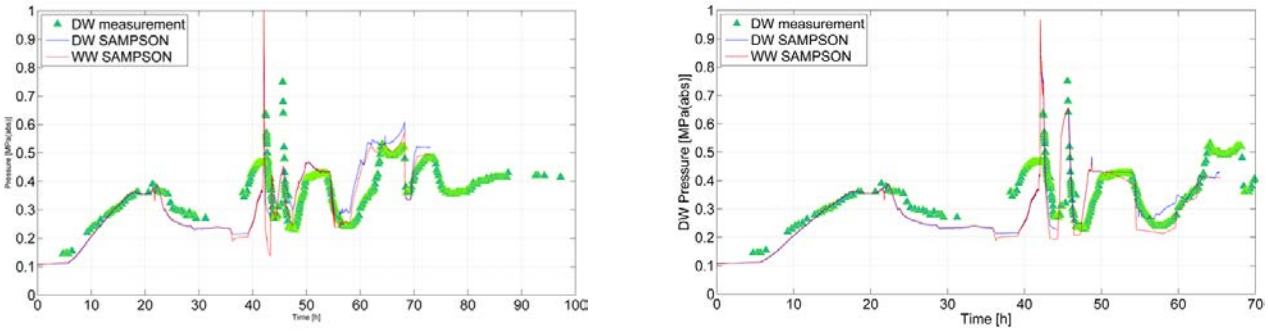
([1] エネルギー総合工学研究所)

The accident at the Fukushima Daiichi unit 3 has been studied extensively in the last years but still large uncertainty exists on the final state of the core and debris state. Such uncertainties reflect on the difficulty to create strategies for debris removal. In the present analysis the SAMPSON code has been applied to the whole accident in order to identify and discuss one the largest uncertainties, which is the effect of the lower structures on the debris relocation into the lower head. The results have shown that the modeling of the lower structures can largely influence the mass of debris that relocate into the lower plenum and the possibility of lower head failure.

**Keyword**：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants, Severe Accident, Meltdown, SAMPSON

**1. Introduction** In Fukushima Daiichi unit 3 DC batteries remained available until around two days after scram, so that operator could employ emergency systems in the attempt to avoid core meltdown. Nonetheless core level could not be maintained and core boiled off when the reactor depressurized. Several minutes after the depressurization alternative water injection started with the goal to reflood the core with external water. The events happening in the core at this time are still not well understood and purpose of the work is to explain them through the employment of SAMPSON severe accident code Molten Core Relocation Analysis module.

**2. Results** In the present result the core has not yet started degradation before the reactor depressurization and water injection is limited because of the relatively large pressure and assumed deviation of the water to the condenser. The main difference in the calculations is the capability to retain fuel at the core plate or drain it into the lower head. Allowing the core debris to drain into the lower head (case A in Figure 1) boils off the water early and creates a large number of particulate debris that delays the failure of the lower head, which happens around 55 h in the present calculations. Retaining debris on the core plate (case B in Figure 1) presents a more coherent core melt progression and much larger temperature in the core region for long time so that the core melts almost totally once the core plate fails and the debris is poured into the lower head. The immediate discharge of molten debris downwards leads to almost immediate failure of the RPV by wall melt and subsequent discharge into the pedestal at 48 hours. After PCV failure MCCI starts in both calculations and due to the large gas generation and PCV head leak it is possible to reproduce the measured pressure transient.




a) b)

**Figure 1 PCV transient in case A (a) and case B (b)**

**3. Conclusions** The SAMPSON code was applied to the accident of the Fukushima Daiichi Unit 3 and variation in the input geometry for modeling the lower core structures was tested. It was found that both assumptions lead to some coherent predictions. For example retaining the corium on the core plate creates larger pressure spikes representing the debris slumping while core drainage presents a more realistic failure of the lower head and MCCI progression. In the future analyses the combination of the two models, that is to say retention with capabilities to slump debris, will be applied.

**－Acknowledgement－**

This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade, and Industry. Technical support from the project team is greatly appreciated.

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (63) GEYSER 試験による計装配管中のデブリ固化モデルの妥当性確認

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(63) Validation of Debris Freezing Model in a penetration tube with GEYSER Experiment

*鈴木　博之[1], ﾍﾟﾙｸﾞﾘﾆ ﾏﾙｺ[1], 鈴木 洋明[1], 内藤 正則[1]
[1]エネルギー総合工学研究所

過酷事故解析コードSAMPSONには、配管内に侵入したデブリの固化判定を行うモデルが組み込まれている。GEYSER 試験と同様の解析条件の計算結果と試験結果の比較を行い、モデルの妥当性を評価する。

**キーワード**：原子力発電プラント，過酷事故，デブリ固化，シミュレーション，SAMPSON

## 1. 緒言

BWR 型の原子炉圧力容器の下部には計装配管が設置されており、過酷事故時にそれらの配管が破損した場合、その破損口は圧力容器外へのデブリ放出経路となり得る。配管内でデブリが固化すれば、デブリは圧力容器内に留まることができる。SAMPSON に組み込まれている配管内のデブリ固化モデルについて GEYSER 試験を用いて、妥当性を評価する。

## 2. 物理モデルと解析体系

### 2-1. GEYSER 試験

GEYSER 試験では、るつぼ中で $UO_2$ を溶融するまで加熱し、その中にスチール製の配管を浸すと同時に配管の上下に 0.3MPa の圧力差を加える。溶融 $UO_2$ は配管内を上昇し、固化すると流動が停止する（図１）。試験は配管の初期温度や配管の厚さを変えて９回行われ、$UO_2$ の侵入長を測定した。

### 2-2. 物理モデルと解析体系

デブリ固化モデルは１次元の溶融デブリの流動計算（軸方向）、１次元の配管の熱伝導計算（径方向）とデブリクラストの成長計算から構成される（図２）。流動計算は圧力境界を設定し、重力と摩擦の効果を考慮する。溶融デブリとクラスト間は熱伝達し、クラスト表面はソリダス温度と仮定する。クラストが成長し、一定値を超えると流動計算を終了する。

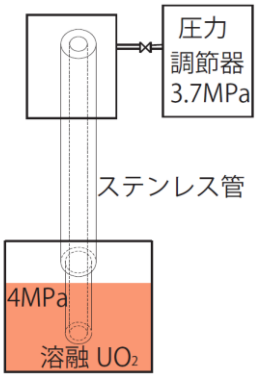



図１　GEYSER 試験

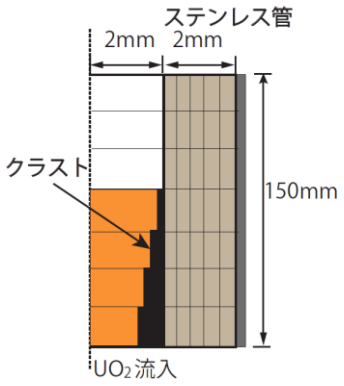



図２　デブリ固化モデル

## 3. 結論

本モデルの解析結果はデブリ-クラスト間の熱伝達係数とデブリの流動限界固体相率に依存する。GEYSER 試験を用いて、これらの妥当な値を定める。

## 参考文献

[1] G.Berthoud and B.Duret : Proc. of NURETH 4, 1989, p.675- 681

*Hiroyuki Suzuki[1], Macro Pellegrini [1], Hiroaki Suzuki [1] and Masanori Naitoh[1]
[1]Institute of Applied Energy

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

# [2C06-10] Fukushima NPP Accident 2

Chair: Shinya Mizokami (TEPCO)

Sun. Mar 27, 2016 10:50 AM - 12:10 PM  Room C (Lecture Rooms B B103)

## [2C06] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Filippo Scarpa[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] （1.IAE）

10:50 AM - 11:05 AM

## [2C07] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Chiaki Kino[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naito[1] （1.The Institute of Applied Energy）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2C08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Hiroshige Kikura[1], Satoru Ito[1], ＊Takao Ishizuka[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2C09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Tatsuki Matsumoto[1], Takahito Ogura[1], Zaiyong Ma[2], Sora Nishigaki[1], Shuichiro Miwa[1], Hiroto Sakashita[1], Michitsugu Mori[1] （1.Hokkaido univ., 2.Xi'an Jiaotong Univ.）

11:35 AM - 11:50 AM

## [2C10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Mirco Giuli[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] （1.IAE The institute of Applied Energy）

11:50 AM - 12:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants (64) Validation of SAMPSON/DCA creep model against OLHF experiments

*Filippo Scarpa[1,2], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy, [2]Politecnico di Milano

During a severe accident, temperature profile on the lower head is very important in determination of failure time. For this reason a new model is implemented in SAMPSON code to take in account of temperature profile in time-to-failure calculation. New model failure time prediction is around 20% more accurate than the previous model and also can predict deformation of the vessel during the accident.

**Keywords:** SAMPSON, Severe Accident Code, Lower Head Failure, Creep Models

1. **Introduction:** In the Debris Cooling Analysis (DCA) module of the severe accident code SAMPSON, the existing lower head failure model is based on constant mechanical stresses on the thickness, Larson-Miller parameter and damage function for creep evaluation. This model does not take into account the temperature profile in the stress distribution, which is a very important effect, because the outer surface that is colder than the inner surface, can increase total resistance of the lower head. To evaluate contribution of temperature profile, a new model was implemented in SAMPSON, based on non-uniform thermomechanical stress distribution on the lower head thickness and on failure-by deformation criteria and validated against the OLHF experiments.

2. **Results:** In the simulation an increasing temperature of 12K/min is imposed on the inner surface of the lower head and on the outer surface is imposed a natural convection plus a radiative heat exchange with the environment at 300 K. In the experiment, at failure time, the inner temperature of the lower head was 1440 and 1724K with a ΔT of 220K and 500K, while the inner temperature was 1503 and 1775K with a ΔT of 310K and 490K respectively for OLHF-1 and OLHF-2. Calculated time-to-failure with the default model is respectively 12 minutes earlier for OLHF-1 and 29 minutes earlier for OLHF-2 compared to the experimental values, while the newly implemented model calculates the time-to-failure with around 20% more accuracy. Moreover the model is able to calculate deformation of the vessel that can be useful in analysis of penetration ejection. Differences with the experimental deformation of the lower head bottom are around 1-2 cm for both the simulation.

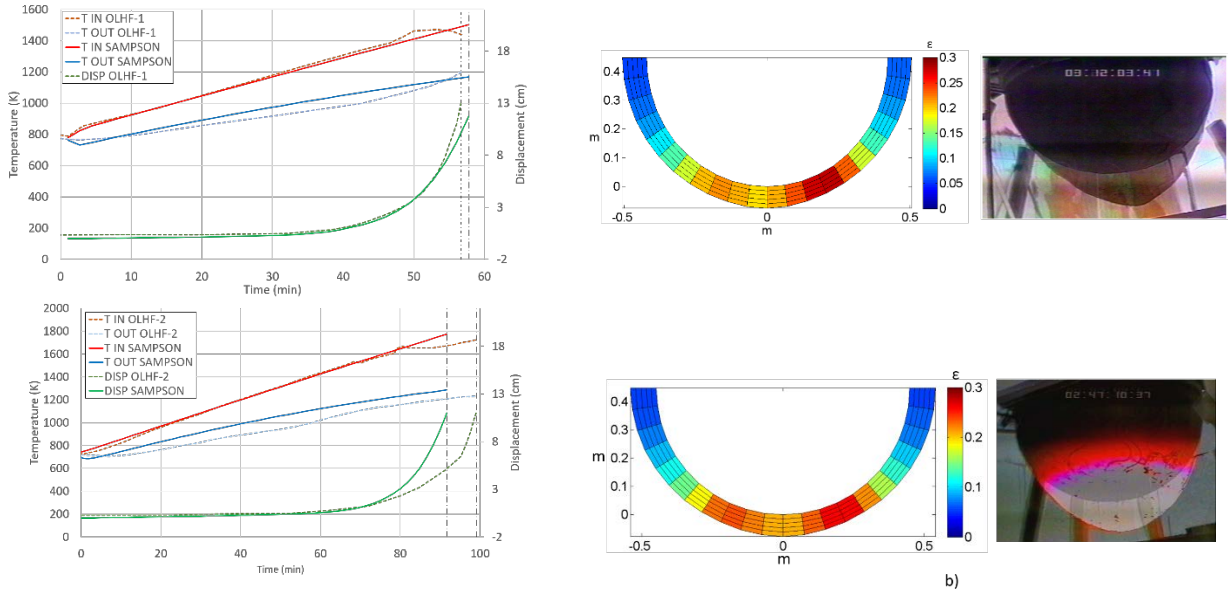



Figure 1 comparison of lower head deformation and temperature with experimental data up) OLHF-1 down) OLHF-2

3. **Conclusions:** Comparison of the two models show that in the analysis of thermomechanical resistance of lower head vessels is very important to take in account thermal gradients present on the vessel wall, especially when creep become the dominant effect in the deformation and failure time at low pressure. Calculated time-to failure and lower head deformation show a good agreement with test data and analysis capability of the model are confirmed.

**References**

Humphries, L. L., Chu, T. Y., Bentz, J., Simpson, R., Hanks, C., Lu, W. & Mongabure, P. (2002). OECD Lower Head Failure Project Final Report. *Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM*, 87185-1139.

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# （65）FARO 試験による溶融物の粒子化モデルおよび熱輸送モデルの妥当性確認

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(65) Validation of fragmentation and heat transfer model for molten corium using FARO

*木野千晶[1]，岡田英俊[1]，内藤正則[1]

[1]（一財）エネルギー総合工学研究所

炉心溶融時に生じる溶融物は水中において粒子化していくことが知られている。この過程においてはジェット状の溶融物から生じる粒子の発生率および粒子状溶融物周辺の熱伝達が重要な役割を果たす。本研究では、SAMPSON コードにおける溶融炉心移行挙動解析モジュール（MCRA）を用いて FARO 試験を模擬すると同時に、粒子状溶融物の発生率・熱伝達モデルについて議論する。

**キーワード：SAMPSON　MCRA　炉心溶融　粒子化　デブリ　FARO**

## 1. 緒言

炉心溶融時に生じる高温溶融物の粒子化現象は、これまで多数の実験を通じて様々な知見が得られている。著者らは Moriyama ら[1)]によって整理された実験結果に基づき、ボンド数（Bo）とサブクール数（$N_{sub}$）を用いたジェット状溶融物の粒子発生モデルを提案している。本粒子発生モデルでは複数のパラメータを用いているが、それらの物理的意味は未だ明らかになっていない。本研究では欧州 JRC のイスプラ研究所で実施された FARO 試験[2)]の結果（L-06,L-19）との比較検討を通じて、本モデルの妥当性を検証する。

## 2. 粒子発生モデルの概要

本研究では以下のようなモデルを提案している。$\dot{m}$は単位時間当たりの粒子化質量、$\alpha_g$ は蒸気体積率、$S_{jet}$ はジェット状溶融物の表面積である。

$$\dot{m} = A\alpha_g exp\left(-\frac{B}{Bo} + C N_{sub}\right) S_{jet}$$

*A, B, C* はパラメータとなっており、それぞれ 10000,1000, 260 を与えた。本モデルでは蒸気が発生することで粒子の発生が促進するという仮説に基づいている。また、熱伝達においては、多数の粒子が存在するという効果を考慮し、Liu-Theofanous の球周りの膜沸騰熱伝達係数の 20%低い値を使用した。

## 3. 結論

本解析結果を図 1 に示す。圧力上昇は実験結果とおおむね一致していることがわかる。粒子化率においても、実験結果が 70.4%(L-06)、51.3%(L-19)を示すのに対し、シミュレーション結果は 63.2%(L-06)、60.8%と良好な結果が得られている。

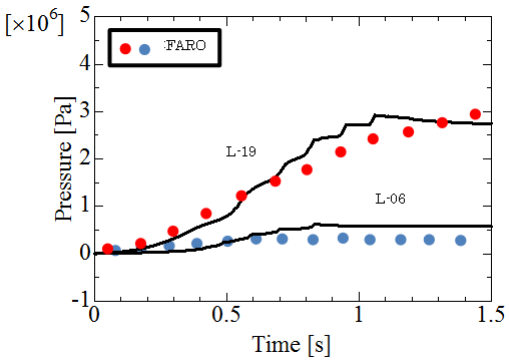



図 1 圧力変化の比較

**参考文献**

[1] K. Moriyama, et al., *JAERI-Research* 2005-017, (2005)

[2] D. Magallon, et al., *Nuclear Engineering and Design*, 189, pp.223-238, (1999)

*Chiaki Kino[1], Hidetoshi Okada[1] and Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy

# 東京電力福島第一原子力発電所内状況把握の解析・評価
# (66)IC 模擬試験装置での試験と凝縮性能評価

Assesment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(66)Assesment of Condensation Performance and Experiment with Instrument of Simulated Isolation Condenser

木倉宏成[1]、　伊藤　覚[1]、　*石塚隆雄[1]

[1]東工大

東京電力福島第一原子力発電所内状況把握の解析・評価に関する研究の一環として、非常用復水器（IC）の凝縮現象評価用試験装置を用いて、その凝縮性能に関する試験データを取得した。本報告では凝縮終了位置に注目してのデータ解析結果を示した。本成果は IC 伝熱性能計算に役立てることができる。

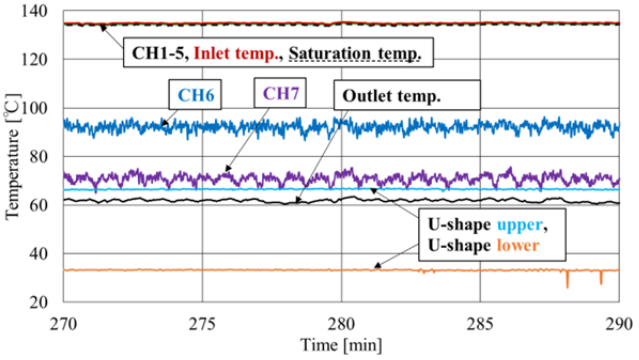
**キーワード**：凝縮性能評価、IC、凝縮伝熱、蒸気流量、強制対流伝熱、自然対流伝熱、SAMPSON

## 1. 緒言

東日本大震災時の事故直後非常用復水器(IC:Isolation Condenser)で炉心冷却されていた原子炉は、津波による電源喪失により IC 機能が喪失され、炉心崩壊につながった。この事故解析や今後の高性能 IC の開発にも IC の凝縮性能を評価するための試験データが必要となる。そこで、主に事故解析コード SAMPSON の IC 凝縮性能の解析精度評価を行うための試験データを取得し、データ評価を行った。

## 2.実験装置

試験部は長さ 2m、内径 10.22mm の伝熱管で、長さ 1.2m、内径直径 35cm の横置き凝縮槽内にほぼ水平に設置してある。試験部水蒸気は電気加熱ボイラから供給し、凝縮槽内の冷却水は下方から流入し、上方から流出する。主要計測項目は試験部出入口圧力、温度、流量、伝熱管内温度、凝縮槽側冷却水の流量、出入口温度、凝縮槽内の温度等である。




## 3.試験結果と考察

試験は伝熱管内及び凝縮槽内状態量が一定となる定常状態で行なった。伝熱管内温度は上部の内壁近傍の ch1~ch7 迄の 7 か所で計測した。管内流体は凝縮終了後に未飽和水となるので、内部の流体温度計測により凝縮終了位置を推定できる。図に試験結果例を示す。この例では凝縮終了位置は ch5 と ch6 の間にある。凝縮終了位置から伝熱計算を開始し、ch6 と ch7 の温度データから凝縮終了位置を推定する。推定例を表に示す。凝縮終了位置は全長 2m の伝熱管内数 cm 以内で推定されている。表中距離の差が＋の場合計算の伝熱量が大き過ぎる事を示している。

| 圧力 (MPa) | 流量 (kg/h) | ch6 と ch7 との推定差(m) | ch6、7 間の計算距離(m) | ch6、7 間の実距離との差(m) |
|---|---|---|---|---|
| 0.251 | 19.2 | 0.028 | 0.420 | -0.028 |
| 0.301 | 20.2 | 0.002 | 0.390 | +0.002 |
| 0.360 | 29.6 | 0.032 | 0.360 | +0.032 |

## 4.結言

IC を想定した伝熱管内での水蒸気凝縮試験を行ない伝熱データを取得し、伝熱流動解析を併用して伝熱管内での凝縮終了位置を中心に検討した。この結果は解析コード SAMPSON の検証用となる。

## 参考文献

[1]　都築他、2015.3　AESJ 春の年会東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価(45)

Hiroshige Kikura[1], Satoru Ito[1] and *Takao Ishizuka[1].

[1]Tokyo Tech.

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# （67）溶融炉心デブリ拡がり挙動解明に関する実験的研究

(67) Experimental Investigation of Spreading Behaviors of Molten Core Debris for Fukushima Accident

*松本竜輝[1]，小倉貴仁[1]，西垣宙[1]，馬在勇[2]，三輪修一郎[1]，坂下弘人[1]，森治嗣[1]，
[1]北海道大学，[2]西安交通大学

溶融金属を用いた床面との落下衝突実験を実施し，現象の観察と共に凝固した溶融金属の拡がり面積，堆積高さ等に関する支配的な因子の検討を行った．

**キーワード：**過酷事故，溶融炉心，熱流動

## 1. 緒言

原子炉過酷事故による溶融炉心デブリの位置・性状の予測を目的として溶融金属を用いた落下衝突実験を行い，その堆積と拡がりの挙動を観察した．

## 2. 実験

Figure1 に実験装置の概念図を，Table1 に実験条件を示す．ノズル付るつぼ内で試料を加熱溶融し，SUS プレートに自由落下させ高速度カメラを用いて観察を行った．試料は純銅を使用した．実験後，完全に凝固した試料の拡がり面積や堆積厚さ等を得た．

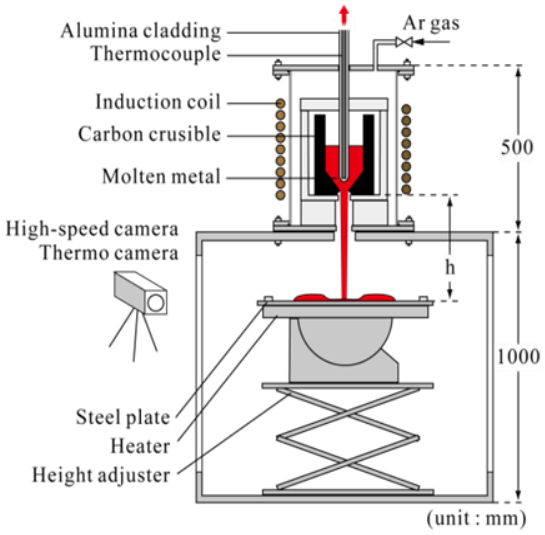



**Figure 1　Experimental apparatus**

**Table 1　Experimental condition**

| Parameter | Dry | Wet |
|---|---|---|
| Falling Height [mm] | 150~350 | 400 |
| Melt Mass [g] | 500, 1000 | 500 |
| Nozzle Diameter [mm] | 3.0~16.0 | 3.0~8.0 |
| Melt Temperature [℃] | 1100, 1150, 1200 | 1100, 1150, 1200 |
| Water Depth [mm] | — | 10, 20, 30, 50, 70, 100 |

実験より得られた凝固物の堆積厚さ t と最小拡がり厚さ δ との比 t/δ と，落下高さ L(ウェット条件では水深 H)とノズル径 d との比 L/d(H/d)のプロットを Figure2 に示した．この比較に用いた液体に対する最小拡がり厚さ δ は，液体に対する重力 ρg と表面張力 σ の釣り合いにより求められ，以下の式により定義される．

$$\delta = 2\sqrt{\sigma/\rho g}$$

この結果から，両条件共に正の相関関係が見られる．落下高さが大きいほど床面への衝突時に多くの溶融物が飛散し，連続相としての拡がりが抑制されたのではないかと推測できる．またウェット条件でのプロットに着目すると，ドライ条件と比較してより大きな正の相関関係が見られる．これは冷却水中で溶融物が冷却され，床面と衝突する前に溶融物と冷却水の接触界面が凝固したことで拡がりがより抑制されたためであると考えられる．

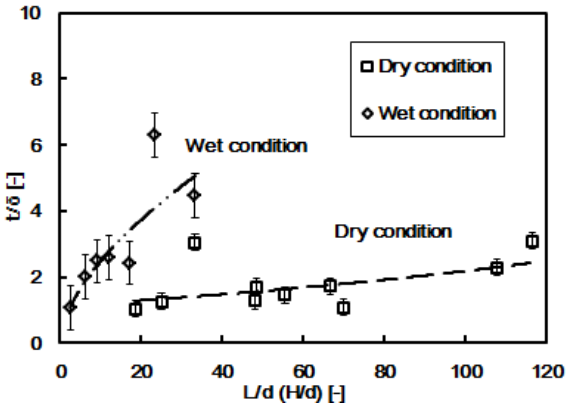



**Figure 2 Correlation of L/d(H/d) – t/δ**

## 3. 結論

本研究では，溶融炉心デブリの性状に対する予測を目的として高温溶融金属による実験を行い，凝固時の堆積厚さ等に関して流入条件に対する相関を得た．

**謝辞．**本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 27 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の一部として実施したものである．

*Tatsuki Matsumoto[1], Takahito Ogura[1] , Sora Nishigaki[1], Zaiyong Ma[2], Shuichiro Miwa[1], Hiroto Sakashita[1], and Michitsugu Mori[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Xian Jiaotong Univ.

# Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants (68) A new heat transfer model for simulating Corium-Concrete Interaction in DSA module of SAMPSON code

*Mirco Di Giuli, Marco Pellegrini and Masanori Naitoh

[1]The Institute of Applied Energy (IAE)

During a severe accident in a nuclear reactor corium may fall and spread over the concrete basemat of the reactor pit. Molten Core Concrete Interaction (MCCI) then occurs, characterized by concrete ablation. This paper discusses a new heat transfer correlation implemented in the DSA module of SAMPSON code to reproduce the ablation behavior of different type of concrete and its application to simulate CCI-2 and CCI-3 tests.

**Keywords:** MCCI, Siliceous concrete, Corium, Het Transfer Coefficient, Crust, SAMPSON

## 1. Introduction

One of the major issues raised by MCCI is how the 2D cavity ablation in an oxidic pool evolves. In case of calcareous/limestone concrete the MCCI leads to a 2D isotropic ablation, on contrary the siliceous/basaltic concrete shows an anisotropic behavior lateral ablation about 3 times axial ablation. The DSA is the debris spreading analysis module of the severe accident code SAMPSON, which models corium natural convection, heat transfer and concrete erosion in three dimension. In order to simulate the different behavior observed during CCI-2 and CCI-3 experiments [1], a new heat transfer correlation was implemented in the DSA module.

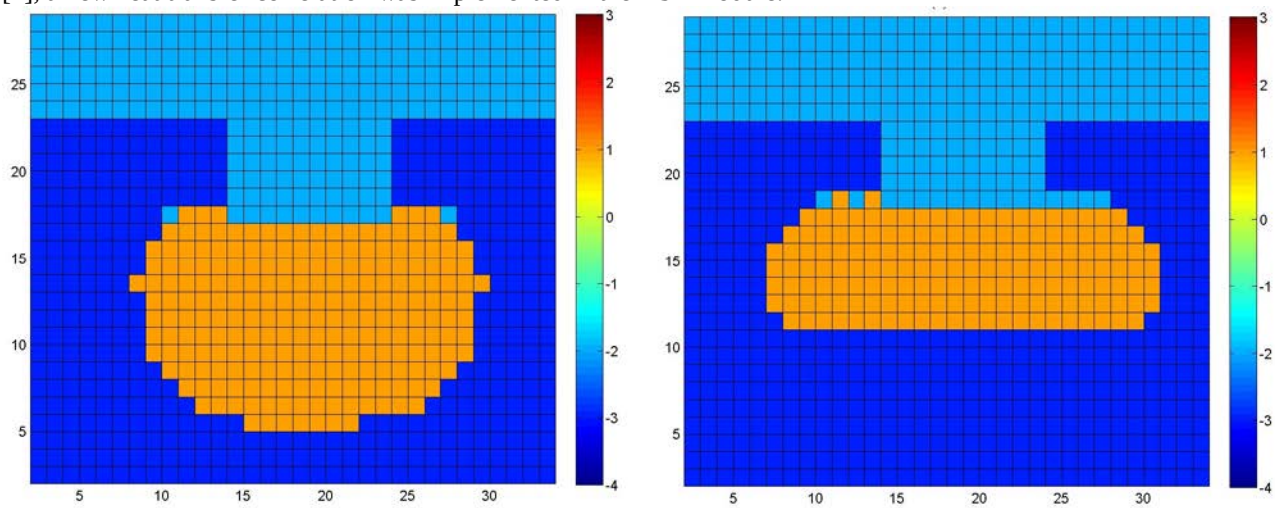



Figure 1 : CCI-2 and CCI-3 final state predicted by DSA module

## 2. Results and methodology

Starting from the works of Ross [2], the presence of a stable crust at the horizontal corium/concrete interface was assumed. The crust thickness has been calculated as function of the corium properties, the radius and the content of refractory gravel (silica, clinker) in the concrete. The presence of this stable crust increases the thermal resistance at the bottom corium/concrete interface and the heat flux to the vertical walls. The new heat correlation has been verified by comparison the DSA predicted results of CCI-2 and CCI-3 simulations with the test data. The preliminary results of the CCI-2 and CCI-3 calculation using DSA module showed a good agreement with the experimental data. The corium/concrete interface model can simulate the heat flux distribution along lateral and bottom interface and thus the anisotropic ablation observed in the CCI-3 test. The DSA module reproduces well, also the CCI-2 experiment ablation, confirming its capability for high-precision MCCI analysis.

## 3. Conclusion

Further validation of the model against different experiments are compulsory to confirm its potential. As far as reactor application the model could be used to analyze the Fukushima ex-vessel scenario, given that the basaltic concrete, which made up the Fukushima reactor cavities, should be shown the same behavior of the silica concrete.

## 4. Acknoledgment

The authors would like to thank Masataka Hidaka Hitachi-GE for the continuous guidance he provided.

### References

[1] Kerr, Ross C. "Melting driven by vigorous compositional convection." *Journal of Fluid Mechanics* 280 (1994): 255-285.

[2] Farmer, M. T., S. Lomperski, D. J. Kilsdonk, and R. W. Aeschlimann. *OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report*. OECD/MCCI-2005-TR05, 2006.

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

# [2C11-17] Fukushima NPP Accident 3

Chair: Koji Nishida (HGNE)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:35 PM  Room C (Lecture Rooms B B103)

## [2C11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Masaya Kondo[1], Jun Sugimoto[2] （1.Thermohydraulics Laboratory, 2.Kyoto University）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2C12] Assessment of Core Status of TEPCO’s Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Masataka Hidaka[1], Tadashi Fujii[1], Takeshi Sakai[1] （1.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2C13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Shinya MIZOKAMI[1], Daichi YAMADA[1], Takeshi HONDA[1], Daisuke YAMAUCHI[1], Shoichi SUEHIRO[2], Yusuke MATSUI[2], Yasunori YAMANAKA[1] （1.Tokyo Electric Power Company, 2.Tepco Systems Inc.）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2C14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Takahiro Hirano[1] （1.Nuclear Safety Gropu Nuclear Safety Management Department TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2C15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Shinya MIZOKAMI[2], Takeshi HONDA[2], Daisuke YAMAUCHI[2], ＊Shoichi SUEHIRO[1], Hiroshi SHIRAI[1], Kenichiro NOZAKI[1] （1.TEPSYS, 2.TEPCO）

3:45 PM - 4:00 PM

## [2C16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊Kenichiro Nozaki[1], Shoichi Suehiro[1], Hiroshi Shirai[1], Shinya Mizokami[2], Takeshi Honda[2], Daisuke Yamauchi[2] （1.TEPSYS, 2.TEPCO）

4:00 PM - 4:15 PM

## [2C17] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

＊TAKESHI HONDA[1], Shinya Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1], Yasunori Yamanaka[1] （1.TEPCO）

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
## (69) MCCI 時の CCFL 条件下におけるクロスフローの影響に関するパラメータ解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(69) Parametric Analysis of Cross-flow Effect at CCFL Condition during MCCI

*近藤 昌也[1]，杉本 純[2]

[1]熱水力研究室，[2]京都大学

MCCI が進行中の溶融炉心上部クラスト内の熱水力挙動の基礎的評価を目的としたパラメータ解析を行った結果、CCFL がクラスト内流動に支配的な影響を及ぼしている可能性が高いことを明らかにした。

**キーワード**：CCFL、MCCI、並行流路、クロスフロー、RELAP5、シビアアクシデント、福島第一原子力発電所

**はじめに**　シビアアクシデント時に、溶融炉心コンクリート反応（MCCI）が進行中の溶融炉心の上方よりアクシデントマネージメントによる注水がなされた場合、溶融炉心上部にクラストが形成される。そして、そのクラストの空隙内では、下方へと流れる冷却水と上方へと流れる気体（冷却水の加熱による蒸気及び MCCI による非凝縮性ガス）とが、気液二相流制限（CCFL）を引き起こす可能性がある。ただし、その熱水力挙動については、クラストのジオメトリや非凝縮性ガスの流量分布が一様ではないことに加え、クラスト内にクロスフローが生じうることなど多くの要因が関係する可能性がある。そこで、クラスト内の熱水力挙動の基礎的評価として、蒸気と MCCI による非凝縮性ガスとによる CCFL が生じている条件下において、局所的に接続された並行流路の一方の条件をパラメトリックに変化させた解析を二相流コード RELAP5 Mod3.3 を用いて行った。

**計算体系**　前報[1]に引き続き、クラストの空隙を垂直並行流路によってモデル化し、流路は長さ 500 mm、水力相当直径 0.3 mm の Heat Structure 付き PIPE とした。水力計算には CCFL オプションを適用し、パラメータは 1.0 とした Wallis の式を適用した。PIPE には 450 K の温度境界を与え、伝熱面積は流路内のクオリティ分布が下方に向かうにつれて明確に減少するように調整した。並行流路は SINGLE JUNCTION を用いて単純に局所的に接続した。それぞれの流路の上方には圧力境界を有する大容量の冷却水タンクを接続し、重力によって冷却水が流路に流入するものとした。また、流路の下方からは、流入した冷却水量に相当する蒸気と共に非凝縮性ガスを一定流量で供給した。そして、一方の流路の非凝縮性ガス流量、流路壁面粗さ、水力相当直径と並行流路の接続位置をパラメトリックに変えて計算を行った。

**解析結果**　非凝縮性ガスの供給流量を一方の流路では流路内の流速が 0.5 m/s になるように設定し、もう一方の流路では 0.0 ~ 1.2 m/s の範囲でパラメトリックに変えた計算を行った。流路上端と下端の気相（蒸気と非凝縮ガスの混合気体）流速を Fig. 1 に示す。供給流量をパラメトリックに変化させた流路に関しては、流路下端の流速に明確に見られた供給流量の影響が上端の流速には見られなかった。そして、並行流路の流路上端の流速を比較すると、流路下端の流速差にかかわらず、ほぼ同一であった。これは、CCFL が流路上端の気相流速を決定しているためと考えられる。すなわち、流路上端の気相流速が一定になるよう、非凝縮性ガスの供給流量によってそれぞれの流路内の蒸気発生量が変化することを意味している。これは、蒸気となるべく上方の冷却水タンクから流路に流入する冷却水の流量が非凝縮性ガスの供給流量によって変化することから確認できた。

このように流路上端の CCFL が気相流速を支配しているため、流路壁面粗さを約 0.02 ~ 0.13 mm の範囲で変化させたが、流路上端の気相流速に有意な影響を及ぼさなかった。従って、本計算体系では、摩擦による圧力損失よりも CCFL のほうが気相流速に大きな影響を与えるものと考えられる。

**まとめ**　CCFL が生じている並行流路を互いに接続した場合の熱水力挙動を RELAP5 によって求めた。その結果、CCFL が流路上端の気相流速を決定しており、それに応じて並行流路内の蒸気発生量が定まること等を明らかにした。

**参考文献**　[1] 日本原子力学会、2015 年秋の大会 C25（2015）

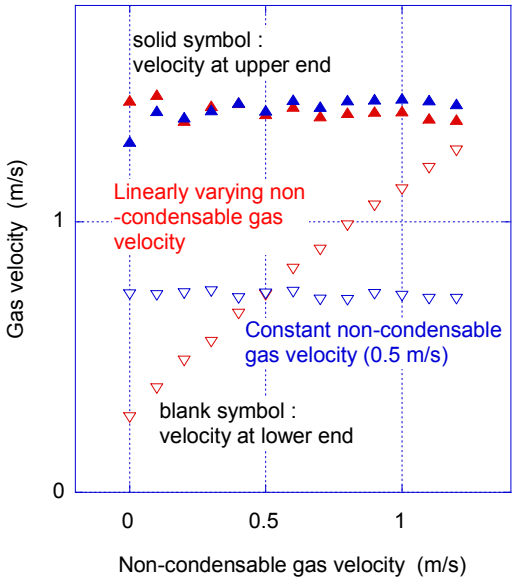



図 1 非凝縮性ガス供給流量をパラメトリックに変化させた場合の流路上端と下端の気相流速

*Masaya Kondo[1]and Jun Sugimoto[2]
[1]Thermohydraulics Lab., [2]Kyoto Univ.

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# （70）MCCI 解析における侵食コンクリート移流拡散モデルの開発

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(70) Development of Model for Advection and Diffusion of Eroded Concrete
in Analysis of Molten Core Concrete Interaction

*日高 政隆[1,2]，藤井 正[1,2]，酒井 健[1,2]
[1]IRID，[2]日立 GE

デブリ形状の予測精度向上を目的に，侵食コンクリートのデブリ内への混合挙動を解く 3 次元移流拡散モデルを開発し，SAMPSON コード DSA モジュールの 3 次元 MCCI（Molten Core Concrete Interaction）モデルに組み込んだ。OECD-MCCI 計画の CCI 試験データで検証し，実炉体系で解析機能を確認した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，シビアアクシデント，SAMPSON，デブリ拡がり，コンクリート侵食

**1. 緒言**：福島第一原子力発電所(1F)の廃炉にあたり，コンクリート床面上のデブリ拡がりや床内部のデブリ侵食の事前評価に，解析コードの活用が期待される。3 次元の自然対流，溶融凝固，拡がり，侵食の連成モデルを有するデブリ拡がり解析(DSA)モジュールは，コンクリートの侵食形状を精度良く予測可能である[1)]。本報ではさらなるデブリ形状の予測精度向上を目的に，侵食されたコンクリートのデブリ内部への混合挙動を解くモデルを開発して DSA モジュールに組み込み，デブリ形状を試験データ[2)]と比較した。また，1F-1 号炉の体系で試解析を行い，解析機能を確認した。

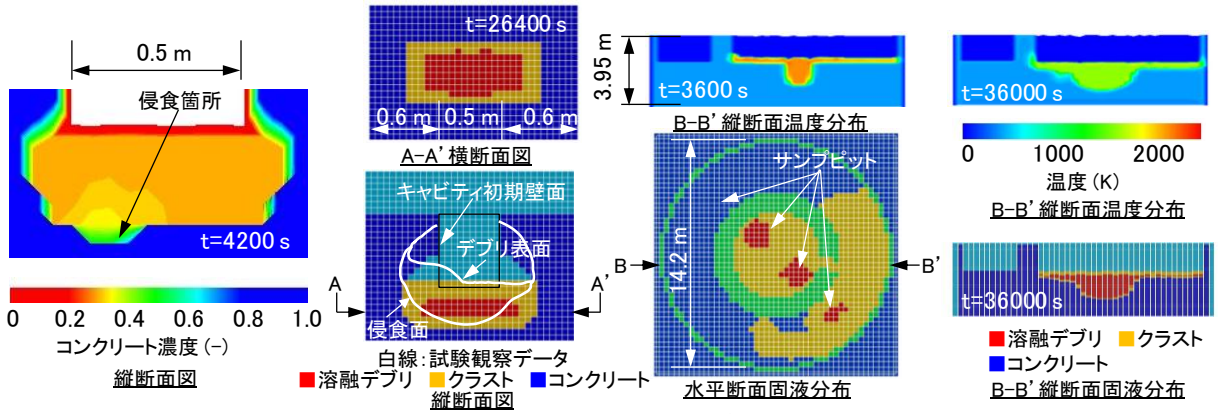
**2. 物理モデルと解析結果**

**2-1. 侵食コンクリートの移流拡散モデル**：Fick の第二法則による拡散項と移流項で方程式を構築し，体積輸送の式に変形させた((1)式)。侵食コンクリートの体積減少は，試験データを基に減容比で模擬した。

$$\frac{\partial V_c}{\partial t}+u\frac{\partial V_c}{\partial x}+v\frac{\partial V_c}{\partial y}+w\frac{\partial V_c}{\partial z}=V_d\left[\frac{\partial}{\partial x}\left(D\frac{\partial C_c}{\partial x}\right)+\frac{\partial}{\partial y}\left(D\frac{\partial C_c}{\partial y}\right)+\frac{\partial}{\partial z}\left(D\frac{\partial C_c}{\partial z}\right)\right] \quad (1)$$

**2-2. 解析結果**：CCI-2 試験[2)]体系におけるデブリ内コンクリート濃度分布を計算し（図 1 (1)），これを反映して得られた最終デブリ形状を比較した（図 1 (2)）。最終デブリ形状は，最大厚さ-7%，中央部厚さ+12 %の精度で試験データと一致した。また，コンクリートへの熱負荷が高いケースを対象に 1F-1 号炉の体系で試解析を行い，デブリ拡がりとコンクリート侵食，デブリの沈降等の解析機能を確認できた（図 2）。

**謝辞**　本件は，資源エネルギー庁の平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」において IRID が補助事業者となり，その組合員である日立 GE ニュークリア・エナジーが実施した成果の一部をとりまとめたものである。




(1) 濃度分布　(2) 侵食・固液分布　(1) デブリ拡がり状態　(2) 長期侵食挙動

図1　CCI-2検証解析　　図2　1F-1号炉試解析

**参考文献**[1] Hidaka, M, et al., JNST, 2015, DOI: 10.1080/00223131.2015.1096850.
[2] Farmer, M. T., et al., OECD MCCI project final report. OECD/MCCI-2005-TR06, 2006 Feb 28.

*Masataka Hidaka[1,2], Tadashi Fujii[1,2] and Takeshi Sakai[1,2]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# （71）２号機ＣＡＭＳの測定データに基づく放射性物質の移行経路の推定

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

## (71)Estimation of the FP transfer path from CAMS dose rate measurement in Fukushima Daiichi unit 2

*溝上 伸也[1]，山田 大智[1]，本多 剛[1]，山内 大典[1]，末廣 祥一[2]，松居 祐介[2]，山中 康慎[1]
[1]東京電力株式会社，[2]株式会社テプコシステムズ

福島第一原子力発電所 2 号機の事故進展において、どのように FP が原子炉圧力容器の外部に移行したかを格納容器雰囲気モニタ（CAMS）によって得られた線量率データを基に推定した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、事故進展、シビアアクシデント、格納容器雰囲気モニタ、CAMS

**1. 緒言**　東京電力福島第一原子力発電所 2 号機は、交流・直流電源を津波後に喪失したものの、RCIC による注水が継続された事もあり、1,3 号と異なり原子炉を減圧するまで、燃料の冷却が出来ていた。その後、消防車による注水の努力が継続されたが、最終的には炉心損傷・炉心溶融に至った。しかしながら、減圧から炉心溶融に至る事故進展挙動は明確ではなかった。本報告では、原子炉減圧後に観測された複数回の原子炉圧力上昇挙動に着目した前前報、前報[1]に引き続き、格納容器雰囲気モニタ（CAMS）にて測定された線量率データを基に事故進展挙動および放射性物質の移行経路に関する検討を実施した。

**2. 考察**　CAMS の測定データを、図 1 に示す通り D/W および S/C の測定値の傾向の相違から①～⑥の期間に分割し、それぞれの測定値を再現する FP 分布を MCNP コードで評価し、その FP 分布を再現するような事故進展シナリオを推定した。図 2 に示す測定器の設置位置を考慮すると、D/W、S/C の評価値の大小関係も説明できる。①の期間では D/W、S/C 両方の測定値が上昇している事から、炉心損傷が進展し希ガスだけでなくヨウ素やセシウム等の揮発性 FP も燃料から放出されたと推定される。②の期間で観測されている約 6 時間の線量率の半減は、I,Cs,Te 存在比を 1:1:0.2 とすると再現可能。⑤の期間の急激な CAMS 測定値の上昇は、RPV 破損と関連する可能性。これまでよりもかなり多くの FP が D/W に移行し、CAMS 測定値の最大上昇量を与えたと考えられる。なお、CAMS 測定値は D/W 壁面への沈着 FP からの寄与が大きい。

**3. 結論**　2 号機で測定された CAMS 線量率の測定データから評価される事故進展シナリオおよび放射性物質の移行経路について推定した。その結果として得られた事故進展シナリオは、原子炉減圧後に観測された複数回の原子炉圧力上昇挙動から推定した事故進展シナリオと整合することがわかった。

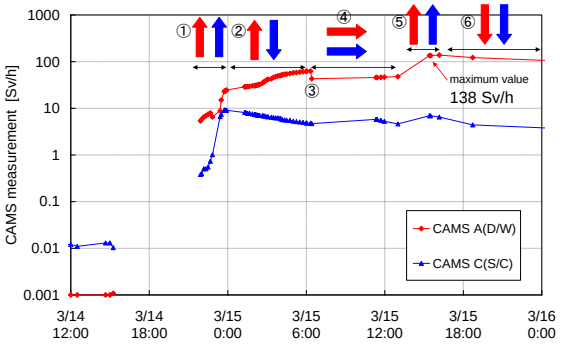



図 1　CAMS による測定結果

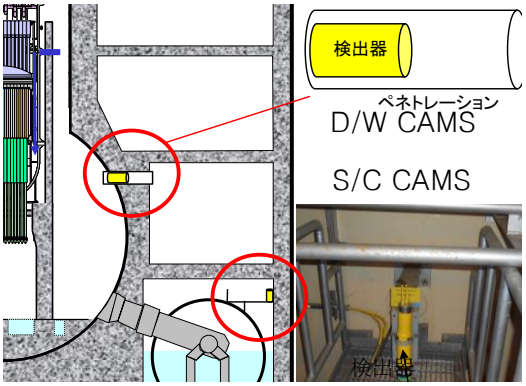



図 2　S/C、D/W における CAMS の設置位置の概略図

[1] 東京電力, “福島第一 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第三回報告” (2015)

* Shinya Mizokami[1], Daichi Yamada[1], Takeshi Honda[1], Daisuke Yamauchi[1], Shoichi Suehiro[2], Yusuke Matsui[2] and Yasunori Yamanaka[1]　[1]Tokyo Electric Power Company, [2]TEPCO systems Corporation

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# （72）2 号機の圧力抑制室（S/C）の水位変化と温度変化について

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(72) Water level and temperature transient in the suppression chamber at Unit 2

*平野　喬博[1]，溝上　伸也[1]，本多　剛[1]　山内　大典[1]

[1]東京電力株式会社

福島第一原子力発電所 2 号機 S/C 内の温度計指示値は 1,3 号機に比較して特徴的な挙動を示している。S/C 内の熱流動挙動を解明することで、事故時のプラント挙動及び S/C の破損個所の推定にも繋がることが期待される。本報告では、特徴的な温度挙動は、S/C 内水位の変動によるものとの仮説を立て、観測データにより検証した。その結果、S/C 下部のリーク孔面積は約 9cm$^2$ 程度で、位置は OP.512 以下と推定した。

**キーワード：圧力抑制室、S/C、格納容器温度、S/C 水位、福島第一原子力発電所 2 号機**

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所 1 ～ 3 号機では事故以降安定的な冷却状態を維持しているが、プラント毎に比較すると相違点が存在する。特に 2 号機 S/C 温度では、1, 3 号機に見られない特徴的な温度挙動が確認されている。これまでの検討[1] から 2 号機 S/C 内の真空破壊弁にリーク孔が存在する事、また、S/C 内部の水は S/C 下部リーク孔を通じて建屋滞留水と連通している事が想定されている。しかしながら、温度変動を引き起こすメカニズムについては明確になっていなかった。本報告では、S/C 水位変動に伴う S/C 温度変化のメカニズムを考察し、観測データを用いて S/C 内水位挙動を計算し、水位変動が与える温度変化のメカニズムを検証するとともに、S/C 下部に存在するリーク孔面積と存在位置について推定した。

**2. 考察　2.1　S/C 内部の熱挙動と温度計指示値の関係整理**

S/C 内部の熱の移動は、S/C 内水位によって異なる。S/C 温度計と真空破壊弁の位置関係および S/C 水位による挙動の違いについて図 1 および図 2 に示す。S/C 水位が真空破壊弁よりも高い場合は、D/W からの流入水が真空破壊弁リーク箇所を通じ S/C 水の上層部へ熱を供給するため、S/C ガス温度は高く、S/C 水温度は低くなる。一方、S/C 水位が真空破壊弁よりも低い位置にある場合は、D/W からの流入水は逆 U 字管（ダウンカマ）を経由して S/C 下部から熱を供給するので S/C 水温度は上昇し、S/C ガス温度と S/C 水温度の温度差は縮小する。以上より、S/C 水位が変動して真空破壊弁を跨ぐタイミングで S/C 内部の熱の移動経路が変わり、S/C のガス温度計と水温度計の温度差に変化が生じたと考えられる。

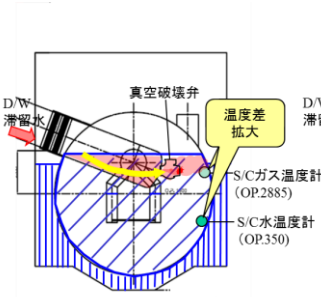


図1　S/C内の熱経路イメージ
S/C水位＞真空破壊弁の場合

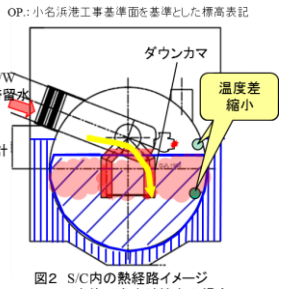


図2　S/C内の熱経路イメージ
S/C水位＜真空破壊弁の場合

**2.2　S/C 内部の水位挙動**

S/C 水位は、D/W からの流入量と S/C 下部からの流出量で決まる。流出量は S/C 下部のリーク面積および S/C 内外の水頭差、圧力差に比例する。観測値を境界条件とし、S/C 水位の時間変化を求めた結果を図 3 に示す。S/C 水位は計算期間を通して大きく変動する事、および、リーク面積の違いによって挙動が異なる事がわかる。リーク面積を 6cm$^2$ として計算した S/C 水位は、2012 年 5 月以降は常に真空破壊弁より高い位置にあり、観測された温度挙動を説明できない。一方、リーク面積を 9cm$^2$ として計算した S/C 水位は、水位が真空破壊弁の位置を跨ぐタイミングで S/C ガス温度と水温度計の温度差に変化が生じており、観測された温度挙動を説明できる。

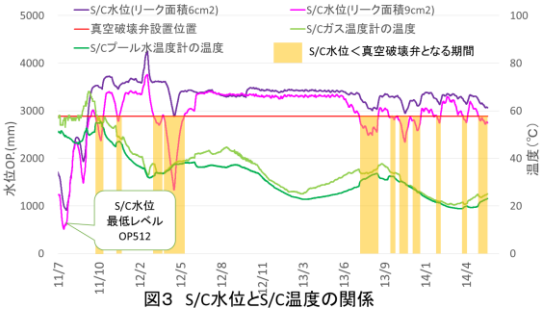


図3　S/C水位とS/C温度の関係

**3. 結論**　S/C 水温度と S/C ガス温度の温度差が特徴的に変化する原因は、S/C 水位の変動により S/C 内部での熱の移動経路が変化する事であることが分かった。観測値を合理的に説明するリーク孔面積は約 9cm$^2$ であり、S/C リーク孔は水面よりも下に位置するため、水位最低値 OP.512 以下に存在する事が推定される。

**参考文献**

[1] 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第 3 回進捗報告（報告書）　東京電力プレスリリース（2015 年 5 月 20 日）

*Takahiro Hirano[1], Shinya Mizokami[1], Takeshi Honda[1], and Daisuke Yamauchi[1]

[1]Tokyo Electric Power Company

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# （73）２号機制御電源喪失後の RCIC 排気流量に関する検討

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(73) Study on Unit 2 RCIC Exhaust Flow after SBO

溝上 伸也[1]，本多 剛[1]，山内 大典[1]，*末廣 祥一[2]，白井 浩嗣[2]，野崎 謙一朗[2]

[1]東京電力，[2]テプコシステムズ

全電源喪失（SBO）後の２号機では原子炉隔離時冷却系（RCIC）による注水が約３日間にわたり定格流量の 30%程度で継続していたと考えられているが、RCIC タービン蒸気加減弁（TCV）の仕様や復水貯蔵タンク（CST）水の減少量等から津波襲来直後の RCIC 注水量はそれよりも多かった可能性が指摘されている。制御電源喪失後、RCIC の水源が CST から圧力抑制室へ切り替わるまでの RCIC 排気と注水流量を検討した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故、２号機、原子炉隔離時冷却系

**1. 緒言**　地震発生から津波襲来までの間、２号機では RCIC の手動起動と水位高による自動停止を繰り返していたが、15 時 19 分の手動起動直後の津波により SBO に陥った。その後のプラントパラメータの推移については、RCIC 注水量を定格流量の 30%程度として解析を行うことで RCIC 動作中の全体的な挙動を再現することができた[1]。しかし、TCV が制御電源喪失で全開になる仕様であること[1]や CST 水の減少量等から津波襲来直後の RCIC 注水量はそれよりも多かった可能性が指摘されている[1]。RCIC 排気と注水量を変更した解析を通してこの可能性を検討した。

**2. 解析**　SBO 後に TCV が全開[2]となる条件で RCIC 注水量をパラメータとした RELAP5 解析を実施した。図 1 に示す RCIC 注水量を定格流量の 70%に設定した場合の結果に見られるように、SBO 後の圧力挙動を再現する結果が得られた。熱収支に関係する主要パラメータである RCIC 排気配管から流出する熱量と崩壊熱の大小関係が原子炉圧力挙動に影響を及ぼしていることが分かる（他には RCIC 注水による入熱と冷却材温度を上昇させるための顕熱等がある）。RCIC 排気配管の流れは RCIC ポンプの駆動に用いられるため、SBO 後の解析では RCIC 排気と注水流量の変化を適切に模擬することが重要となる[3]。

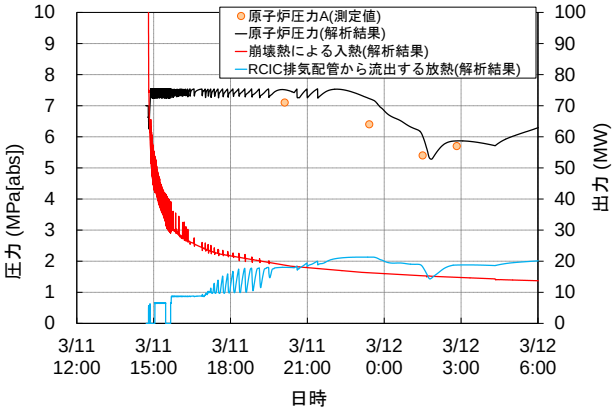



図 1 原子炉圧力と熱収支（定格 70%相当）

**3. 結言**　SBO 後に TCV が全開となる条件で RCIC 排気と注水流量に着目した解析を実施したところ、制御電源喪失後の RCIC 注水流量は定格流量の 30%程度よりも多かった可能性が高いという従前の指摘を補強する結果が得られた。

**参考文献**

[1] 東京電力, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第四回進捗報告” (2015)　[2] 東京電力, “起動操作中の福島第一原子力発電所５号機における高圧注水系および原子炉隔離時冷却系の運転上の制限からの逸脱に関する原因と対策の経済産業省原子力安全・保安院への報告について”, プレスリリース (2008.6.18)　[3] A. Takahashi et al, Accident Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 2 by the SAMPSON Severe Accident Code, ICONE22-30670 (2014)

---

Shinya Mizokami[1], Takeshi Honda[1], Daisuke Yamauchi[1], *Shoichi Suehiro[2], Hiroshi Shirai[2] and Kenichiro Nozaki[2]

[1]Tokyo Electric Power Company, [2]TEPCO Systems Corporation

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# （74）RCIC 及び SRV 排気蒸気によるプール内温度分布の解析評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(74) Analysis of temperature distribution in pool induced by RCIC and SRV steam discharge

*野崎 謙一朗[1]，末廣 祥一[1]，白井 浩嗣[1]，溝上 伸也[2]，本多 剛[2]，山内 大典[2]

[1]テプコシステムズ，[2]東京電力

福島第一原子力発電所において圧力抑制室プール内の温度成層化が生じた可能性を確認するための詳細解析の前段として、格納容器内熱流動解析コード GOTHIC による RCIC 排気の模擬試験、及び実機 SRV 排気試験の解析を行い、プール内の温度分布の再現性と、事故時の再現解析に向けた解析上の課題を確認した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所事故、温度成層化、GOTHIC

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所 3 号機における 2011 年 3 月 11 日から 12 日にかけての格納容器圧力の上昇の要因として、圧力抑制室プール内の温度成層化の可能性が指摘されている[1]。同期間に作動していた原子炉隔離時冷却系（RCIC）、及び逃し安全弁（SRV）の排気蒸気によるプール内の温度分布への影響を確認するため、GOTHIC コードによる RCIC 排気模擬試験[2]、及び実機 SRV 排気試験[3]の再現解析を行った。

**2. 解析**　予備的な解析の結果、排気口からの蒸気を直接プールに排気すると、気泡の凝縮に伴う圧力振動によってプール内の撹拌効果が過大評価されることが分かった。このため解析上の対応として、蒸気の代わりに飽和水を排出した上で、排出先の水に潜熱を与えることで、質量とエネルギーを保存しつつ圧力振動を回避した。流体の運動量は蒸気密度と蒸気速度の関数にフィッティング係数を掛けたものを排気方向に与えた。

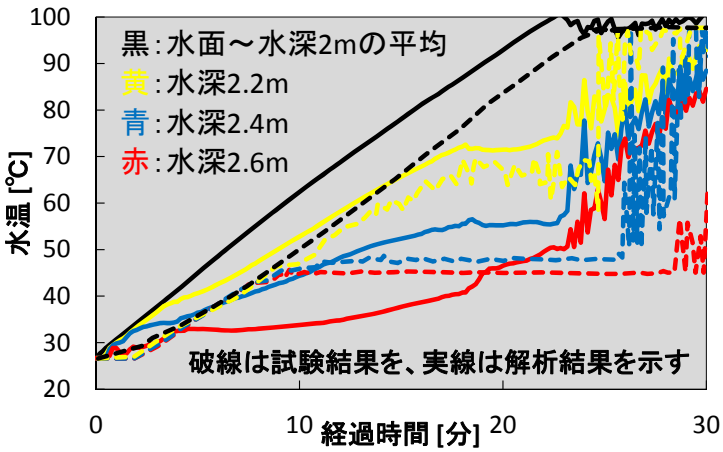



図 1 SIET 試験[2]プール内温度分布解析結果

その結果、RCIC 排気口からプールへの排気を模した SIET 試験[2]、及び Monticello 炉の SRV 排気試験[3]におけるプール内の温度分布を概ね良好に再現する結果が得られた。このうち SIET 試験のプール内温度分布の解析結果を図 1 に示す。ただし、SIET 試験ではプール温度が比較的低い時にチャギングによるプール全体の撹拌が生じているが、解析ではこれを再現できていない。なお、解析ではプール上部が飽和温度に達した後に、発生した気泡の凝縮による圧力振動が生じており、解析結果はプール内の撹拌効果を過大評価している可能性が高い。

**3. 結言**　試験条件下における RCIC 及び SRV の排気蒸気によるプール内の温度分布挙動を GOTHIC コードにより再現できることを確認した。事故時の再現解析に向けた解析上の課題としては、チャギングによるプール内の撹拌効果の考慮と、プール内温度が飽和温度に達した後の圧力振動の解消が挙げられる。

**参考文献**

[1] 東京電力, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第四回進捗報告” (2015)　[2] M. Pellegrini et al, NUTHOS10-1274, Proc. of NUTHOS-10 (2014)　[3] B. J. Patterson, NEDO-24542 (1979)

* Kenichiro Nozaki[1], Shoichi Suehiro[1], Hiroshi Shirai[1], Shinya Mizokami[2], Takeshi Honda[2] and Daisuke Yamauchi[2]

[1]TEPCO Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company

# 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
# (75) ３号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(75) Leakage and massive steam release from the PCV at Unit 3

*本多 剛[1]，溝上 伸也[1]，山内 大典[1]，山中 康慎[1]

[1]東京電力株式会社

福島第一原子力発電所 3 号機では、事故後原子炉建屋からの蒸気漏えいが確認されているとおり、格納容器は最終的に気密性を喪失している。2011 年 3 月 15 日～16 日に着目し、格納容器圧力挙動や当時の現場の状況等から 3 号機の放射性物質放出の経緯について検証した。

**キーワード：福島第一原子力発電所事故、格納容器、ベント、放射性物質の放出**

**1. 緒言**　3 号機では事故に伴い上昇した格納容器圧力を低下させるため S/C ベントを複数回試みているが、時系列で整理されたベントタイミングと圧力低下のタイミングは必ずしも一致していない。これに関連して当時、電源喪失の影響から、ベント弁の開操作には発電機、コンプレッサーなど仮設の機器を活用せざるを得ない状況となり弁の開状態維持が困難であったことがわかっている。一方、3 号機では原子炉建屋からの蒸気漏えいが確認されており、格納容器は最終的に気密性を喪失している。こうした状況も踏まえ、15 日～16 日に着目し、格納容器圧力挙動や当時の現場状況から、3 号機からの放射性物質放出の経緯を検証した。

**2. 考察　2-1. 現場状況からの推定**

ベントは排気筒からの水蒸気放出を確認することで直接成否を判断できるが、ふくいちライブカメラの映像から、1, 2 回目のベントのみ成功が確認できる（図 1）。一方、事故当時の現場写真から、15 日午前中には少なくとも 3 号機原子炉建屋から直接蒸気が放出される状況にあったことが確認できる（図 2）。




図 1　3, 4 号機排気筒（13 日）




図 2　3 号機原子炉建屋

**2-2. 格納容器圧力からの推定**

格納容器圧力の挙動とベントの成否は必ずしも対応しないため、確実にベントによる気体の放出が確認できる 1, 2 回目ベント時における格納容器圧力の挙動をもとに、その他ベント開操作時の圧力挙動を検討した。図 3 より、3 回目以降の圧力低下速度は 1, 2 回目と比べると遅く、特に 3 回目は S/C ベントにも関わらず D/W 圧力が S/C 圧力を下回るまで低下しており、この圧力低下は D/W から原子炉建屋への気体の漏えいが生じていた結果と推定できる。この点、3 号機で 14 日 11 時頃に原子炉建屋の水素爆発が起きていることとも整合する。従って、3 回目以降は格納容器からの直接放出が支配的であったと考えられる。

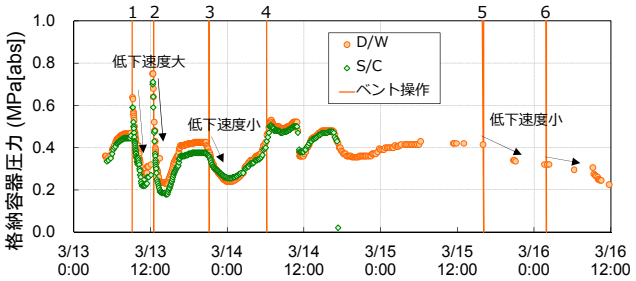



図 3　3 号機格納容器圧力

**3. 結論**　3 号機では、3 回目以降のベントは成功しておらず、格納容器から直接放射性物質が放出される状況であったと考えられる。従って、14 日夜～16 日の環境汚染は、従来推定している 2 号機からの放出に加え、3 号機格納容器からの直接放出によるものと考えられる。

*Takeshi Honda[1], Shinya Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1] and Yasunori Yamanaka

[1]Tokyo Electric Power Company

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

# [2C18-24] Severe Accident 2

Chair: Yoshihisa Nishi (CRIEPI)

Sun. Mar 27, 2016 4:35 PM - 6:25 PM  Room C (Lecture Rooms B B103)

## [2C18] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

＊Susumu Yamashita[1], Kazuyuki Takase[1], Hideaki Monji[2], Hiroyuki Yoshida[1] （1.JAEA, 2.Univ. of Tsukuba）

4:35 PM - 4:50 PM

## [2C19] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

＊Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] （1.University of Tsukuba, 2.JAEA）

4:50 PM - 5:05 PM

## [2C20] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

＊Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Takuji Nagayoshi[1], Kenichi Yasuda[1], Takahiro Arai[2] （1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry）

5:05 PM - 5:20 PM

## [2C21] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

＊Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Yoshihisa Nishi[1] （1.CRIEPI）

5:20 PM - 5:35 PM

## [2C22] First experiments using the CIGMA facility on LWR containment thermal hydraulics

＊Yasuteru Sibamoto[1], Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Taisuke Yonomoto[1] （1.Japan Atomic Energy Institute）

5:35 PM - 5:50 PM

## [2C23] Necessity of a fundamental experiment for evaluating two-phase flow bahavior in a RCIC of the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant No.2 unit

＊Kazuyuki Takase[1], Hiroyuki Yoshida[1], Hidetoshi Okada[2], Souji Koikari[2], Nobuyoshi Tsuzuki[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institute of Advanced Energy）

5:50 PM - 6:05 PM

## [2C24] Development on Flat and High Thermal Conductivity Core-Catcher

＊Kazuyoshi Aoki[1], Ryoma Fujihara[1], Tomohisa Kurita[1], Mikihide Nakamaru[1], yoichi Onitsuka[1] （1.Toshiba）

6:05 PM - 6:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発
# （6）界面液相進展モデルの検討

Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

(6) Consideration of the melt diffusion model on interfaces

*山下 晋[1]，高瀬 和之[1]，文字 秀明[2]，吉田 啓之[1]

[1]原子力機構，[2]筑波大学

多相多成分流解析コードJUPITERによるシビアアクシデント時構造物溶融挙動解析に対する、異なる材料界面間における共晶反応等、液相形成の進展を解析する手法の適用性を検討した。作成した手法へ適切にモデルを組み込むことにより液相形成と形成された液相の移行の評価に適用可能であることが分かった。

**キーワード**：数値解析，溶融・凝固，移行挙動，多成分流

## 1. 緒言

原子力機構では、シビアアクシデント時の炉心溶融の現象理解促進に資することを目的として、炉内溶融物移行挙動等を現象論的に評価するための多相多成分流解析コード(JUPITER)[1]を開発している。本報では、制御棒を構成するSUS及び$B_4C$間の界面等の異なる物質界面付近での液相形成の進展を簡易的に評価する手法を作成するとともに、制御棒溶融挙動の予備解析により適用性を検討した結果について報告する。

## 2. 液相形成進展評価手法及び計算結果

液相形成を簡易的に評価するため、異なる成分間の界面と判定された格子において、液相形成温度を超えた場合に設定した進展速度で液相を形成させる手法を作成し、JUPITERに組み込んだ。手法の妥当性を確認するため、SUSと$B_4C$で構成される制御棒と、チャンネルボックスからなる高さ39 mm、縦横19.5 mmの体系での予備解析を実施した。解析では、各部材に一定の発熱量 10MW/m$^3$ を与えることで温度上昇を模擬した。液相形成の進展速度は、Phase Field法により求めたSUS側9.1μm/s、$B_4C$側5.7μm/sを用いた。図1に解析による液相形成の進展・移行挙動を示す。SUSと$B_4C$の界面と判定された格子において、$B_4C$-SUS共晶物の融点を超えることによる$B_4C$-SUS共晶溶融物の形成、その後の移行等、導入した手法が当初の予定通り機能することが確認できた。これより，液相形成の進展解析手法を組み込んだJUPITERが、制御棒等の構造物の液相形成の進展を伴う溶融過程の評価に適用可能であることを確認した。

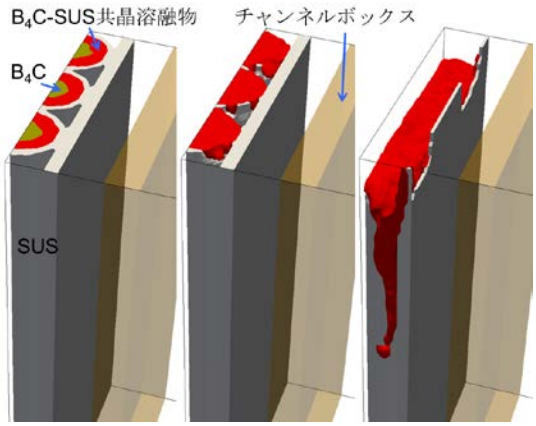



図1 予備解析による液相形成進展・移行挙動

## 3. 今後の課題

定量的な現象の再現のためには、Phase Field法による一定値とした液相形成の進展速度に対し、実験結果に基づく知見等も参照し、温度等の影響を考慮した解析モデルとする必要がある。

## 参考文献

[1] 山下 晋, 高瀬 和之, 吉田啓之, 原子力学会2015年春の年会 H44

*Susumu Yamashita[1], Kazuyuki Takase[1], Hideaki Monji[2] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tsukuba Univ.

# 原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発
# （7）模擬溶融物を用いた界面挙動の可視化観察

Development of Numerical Simulation Method
for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors
(7) Visualization of Interface Behavior of Simulated Molten fluid

*松浦　浩太[1]，文字　秀明[1]，山下　晋[2]，吉田　啓之[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

開発中の原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の妥当性の評価を目的とし、炉心下部構造の一部をモデル化した実験装置を用いて溶融物模擬流体の流下挙動に関する流動データを得た。本報では界面移行挙動計測の結果について報告する。

**キーワード：移行挙動，　可視化計測，　JUPITER**

## 1. 緒言

シビアアクシデント時の事象解明に資することを目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価するための多相流解析手法（JUPITER）を開発している[1][2]。本報では、解析手法の信頼性向上のための検証データを得ることを目的として行った実験について報告する。実験では炉心下部構造の一部を模擬した実験装置を製作し、溶融物模擬流体の流下挙動を計測した。

## 2. 実験

図 1 に実験装置の概要を示す。実験装置試験部は、可視化観察のため透明アクリル製であり、燃料集合体と制御棒間の狭隘流路に対応する狭隘部および制御棒速度リミッタに対応する斜面部から構成される。試験部大きさは 860mm×100mm で、狭隘流路断面は 100mm×6mm である。上部タンクでオーバーフローさせ、一定の水頭での流下を可能としている。溶融物模擬流体には水(20℃)を用い、オーバーフロータンクの水頭(以下 H)を 200mm と 250mm の 2 条件に設定した。バックライト法を用い、液膜界面挙動及び液膜先端の移行速度を、試験部狭隘流路上端付近と下端付近の二か所で、高速度ビデオカメラ（撮影範囲 135mm×180mm、撮影周波数 1000Hz、撮影時間 1s）により計測した。

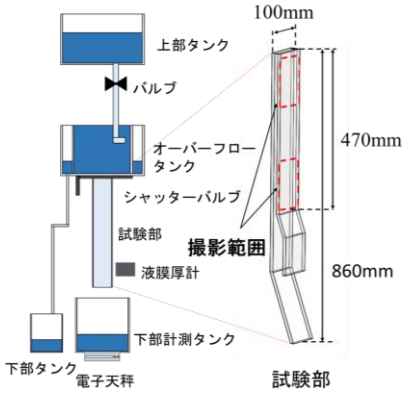



図 1.　実験装置概要

## 3. 結果

図 2 に液膜先端挙動を示す。流路上部と下部の液膜先端形状から、下流では液膜先端が細く引き伸ばされて流下しており、また、液膜先端界面においては、波立ちが収まっている。なお、液膜先端部での空気の巻き込みによる気泡が液膜内に確認できる。図 3 に画像から得た液膜先端の移動速度を示す。先端移動速度は試験部上部より下部の方が大きく、今回の試験では液膜は加速しながら流下したことが分かる。また、上部タンクの水頭が大きいほど流下速度は大きく、H=200mm で約 2.4~2.9m/s、H=250mm で約 2.6~3.2m/s であった。

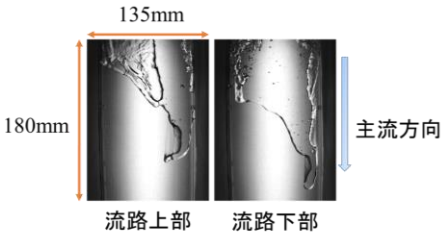



図 2.　撮影画像（H=250mm）

## 4. 結言

今回行った実験より、高温溶融物を用いた実験では難しい炉心内部模擬溶融物の移行挙動を観察できる見通しを得た。今後は、異なる溶融物模擬流体を用いた試験を行うとともに、液膜厚さなどの計測を実施し、検証データベースの構築を進める予定である。

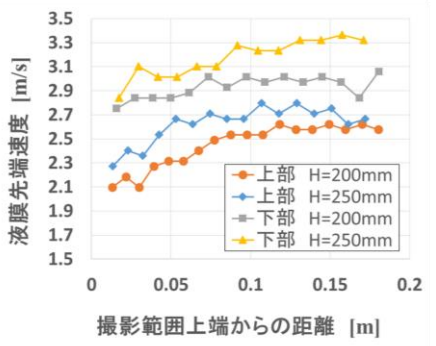



図 3.　液膜先端移行速度

## 参考文献

[1] Yamashita, S., et al., 2013, ICONE-22-30972, Prague, Czech Republic
[2] Yamashita, S., et al., 2014, ICONE-23-1581, Chiba, Japan[1]

*Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2]
[1]Tsukuba Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# 燃料露出過程の炉内流動評価
# （10）非加熱体系における低圧・低流量条件下での 5×5 模擬燃料集合体内蒸気体積割合測定

Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(10) Void fraction measurement in 5×5 non-heated rod bundle at low flow rate and low pressure conditions

*上遠野 健一[1]，藤本 清志[1]，青山 吾朗[1]，永吉 拓至[1]，安田 賢一[1]，新井 崇洋[2]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[2]電力中央研究所

3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて，非加熱体系における 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定し，低圧・低流量条件におけるボイド率特性を明らかにした。

**キーワード：**ボイド率，3 次元時間平均 X 線 CT システム，燃料集合体，多目的蒸気源試験装置 HUSTLE

**1. 緒言**　燃料露出過程の炉内二相水位評価精度向上を目的とし，広範囲の圧力条件における非加熱・5×5 模擬燃料集合体内蒸気体積割合（ボイド率）を，3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて測定している [1]。本研究では，大気圧近傍～2.0 MPa の圧力条件で，炉内水位が低下し燃料が露出する過程で想定される流動条件を包含する低流量条件において，5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定した。

**2. 試験**　多目的蒸気源試験装置 HUSTLE から分流させた熱水を蒸気発生器で加熱し，炉停止後 10 s 以降の崩壊熱による蒸気発生量を模擬した蒸気－水二相流とした後に，5×5 模擬燃料集合体（燃料棒外径：10 mm，燃料棒間ギャップ：3 mm）へと供給した。計測には差圧計及び 3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いた。試験は大気圧近傍，0.41 MPa（BWR 格納容器耐圧相当），及び 2.0 MPa の圧力条件で実施し，全質量流束を 500 kg/m$^2$/s 以下とした。

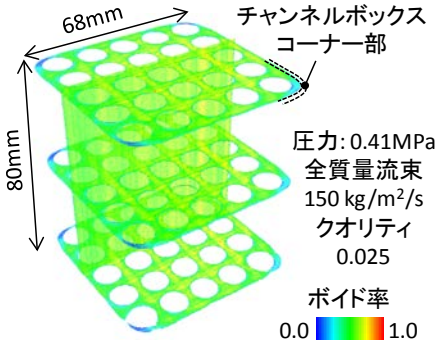



図 1　5×5 模擬燃料集合体内 3 次元ボイド率分布

**3. 結果・考察**　図 1 に低圧条件（0.41 MPa）での 5×5 模擬燃料集合体内 3 次元ボイド率分布の評価結果の一例を示す。ボイド率は，BWR の通常運転圧力条件（7.0 MPa）時[1]と同様に，中央付近が外周よりも高く，チャンネルボックスコーナー部で最低となる傾向が見られた。また，図 2 に流れ方向差圧に基づく体積平均ボイド率の蒸気質量流束依存性を示す。低圧条件では，圧力が同一であれば，ボイド率の全質量流束への依存性が小さく，ほぼ蒸気質量流束にのみ依存する傾向にあることが確認できた。

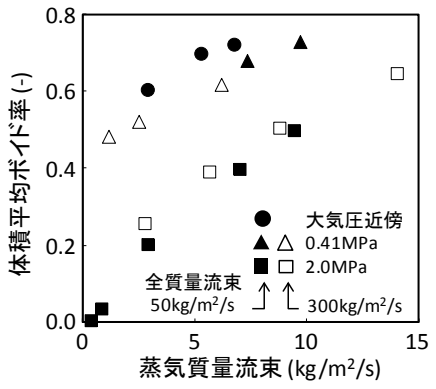



図 2　体積平均ボイド率の蒸気質量流束依存性

**謝辞**　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 26 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料露出過程における熱流動現象の解析手法の高度化）」として実施した。

**参考文献**

[1] 上遠野他，日本原子力学会 2015 年秋の大会，C56 (2015)

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Takuji Nagayoshi[1], Kenichi Yasuda[1] and Takahiro Arai[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 燃料露出過程の炉内流動評価
# (11) 事故時低流量下での発熱バンドル流路内の沸騰二相流発達に及ぼす圧力影響

Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(11) Pressure effect on boiling two-phase flow development in heated rod bundle under low flow rate during accidents

*新井 崇洋[1]，古谷 正裕[1]，白川 健悦[1]，西 義久[1]

[1]電力中央研究所

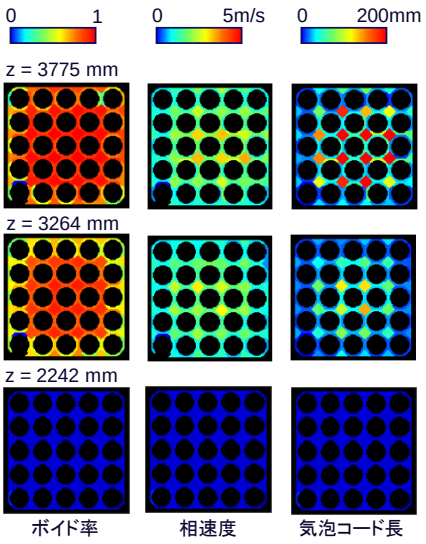
サブチャンネルボイドセンサ(SCVS)を用いて、BWR 燃料集合体の部分模擬 5×5 発熱バンドル内の沸騰二相流動を測定し、大気圧から定格運転圧力までの広い圧力範囲に対する沸騰二相流の発達を明らかにした。

**キーワード**：沸騰二相流，5×5 発熱バンドル，サブチャンネルボイドセンサ，ボイド率分布，相速度分布，気泡コード長

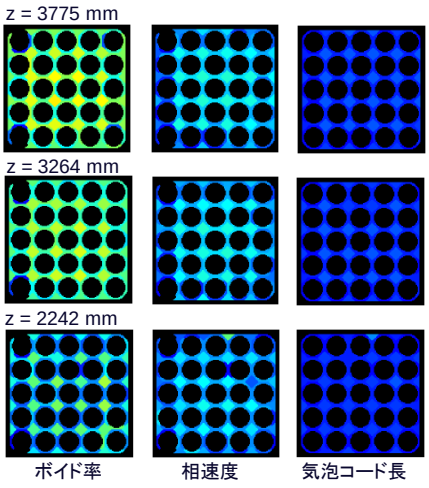
**1. 緒言**　事故時に原子炉水位が低下する場合、燃料集合体内のボイド率及び有効冷却高さの把握は、最適な事故緩和策を判断する上で重要である。本研究では、事故時の低流量域を模擬した沸騰実験を実施し、サブチャンネルボイドセンサ(SCVS)を用いて発熱バンドル内沸騰二相流の発達に及ぼす圧力の影響を評価した。

**2. 実験**　試験体系は、有効発熱長が約 3.7 m の 5×5 発熱バンドル（燃料棒径 10 mm、燃料棒ギャップ 3 mm）である。高さ方向 8 か所に設置した SCVS を用いて発熱バンドル内ボイド率分布を測定した[1]。圧力は 0.1 MPa から 7.2 MPa までの広い範囲に対して試験し、バンドル入口流速が 0.3 m/s、バンドル熱出力が 135kW 以下（実機定格の 9%以下）、熱出力分布は、軸方向と径方向共に一様である。

**3. 結論**　図 1 にバンドル熱出力 75 kW（表面熱流束 26 kW/m$^2$）、入口流速 0.3 m/s、入口サブクール度 7 K のときのボイド率分布、相速度分布、気泡コード長分布を示す。入口サブクール度は試験部出口圧力基準とした。発熱部下端を基準高さ（z = 0 mm）とし、高さ方向 8 断面のうち流路下流側 3 断面の測定結果を示す。0.1 MPa 及び 7.2MPa の実験結果を比較した結果、大気圧では流路中央で蒸気泡が 200mm を超えるコード長まで合体して加速するのに対し、7.2MPa では発熱部上端付近で最大 10mm 程度のコード長を有する蒸気泡が流路外周部を除いて一様に形成された。発熱バンドル内ボイド率分布は、いずれの圧力条件においても砲弾型を示すが、その発達は圧力の増大とともに穏やかになることがわかった。




(a) 0.1 MPa




(b) 7.2 MPa

図 1 沸騰二相流発達過程の圧力影響

**参考文献**

[1]新井ら，原子力学会 2015 年秋の大会予稿集，C57 (2015).

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1] and Yoshihisa Nishi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# CIGMA 装置を用いた軽水炉格納容器熱水力挙動に関する最初の実験

First experiments using the CIGMA facility on LWR containment thermal hydraulics

*柴本泰照，安部諭，石垣将宏，与能本泰介

[1] 日本原子力研究開発機構

ROSA-SA 計画の中核となる大型格納容器実験装置 CIGMA(Containment InteGral Measurement Apparatus)が完成し，試運転を含めた最初の一連の実験が完了した。実験結果の概要を装置の特徴と併せて報告する。

**キーワード**：重大事故，格納容器，過温破損，ROSA-SA, CIGMA

**1. 緒言**　シビアアクシデント対策の強化を特徴とする新たな安全規制を支援するために，JAEA では，格納容器の熱流動及びエアロゾル挙動の調査を目的とした ROSA-SA 計画を開始し，その中核となる大型格納容器実験装置 CIGMA の設計・製作を進めてきた[1]。今般装置が完成し，試運転を含めた最初の実験を成功裏に完了した。本報では，CIGMA の特徴と実験結果の概要を紹介する。

**2. CIGMA の特徴**　ROSA-SA 計画では，従来の格納容器熱水力関連研究で注目されている水素リスクに加え[2]，福島第一原発の事故で格納容器破損の原因とされている過温破損を重要課題の一つとして取り上げた。格納容器内の気体及び構造材の温度分布は水素等のガス濃度分布と同様に複雑な 3 次元挙動を示し，熱源と冷却に大きく影響される。CIGMA は様々な事故条件を模擬できるように大容量の蒸気生成設備と 2 種類の冷却系を備える。前者においては注入気体を 700℃まで昇温可能な過熱器を備え，後者においては冷却水により容器を外部から壁越しに冷却する外面冷却系とスプレイによる内部冷却系を備える。格納容器の外面からの冷却は，注水の成否が格納容器内の圧力によらないため，事故の拡大防止策の高度化に関して重要な検討項目と考えられる。最初の実験は，装置基本仕様や設備性能確認を目的として実施した。

**3. 主な実験結果**　第一段階として，計画されている実験を網羅的に行うこととし，試験部への蒸気注入による加圧，内部スプレイ及び外面冷却による減圧，水素移行調査のためのヘリウム成層浸食に関する実験を行い，基礎現象の把握とともに，装置全体としての性能やガス濃度分布及び粒子画像計測手法（PIV）等の特殊な計測手法の検証を行った。例えば下図は，成層浸食実験で用いる垂直上向き空気ジェットの径方向流速分布を PIV により可視化計測した結果の一例である。この計測では約 1m 四方をカメラ撮影しており，このような広範囲の PIV 計測は前例があまりなく，空間分解の低下に伴う計測誤差が懸念されたが，図示したとおり，データは実線で示す完全発達ジェットの理論式と良く一致した。ほかにも質量分析計によるガス濃度計測では事前の校正実験を行う等，計測手法の妥当性を確認しながら実験を進めた。

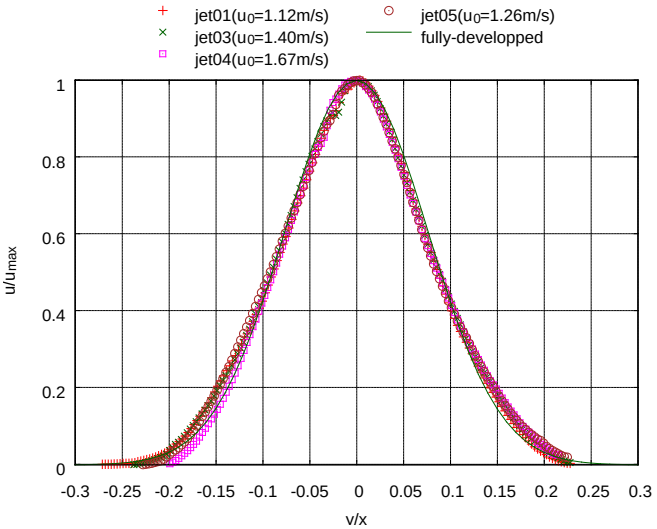



図 1: PIV による軸対称円形噴流速度計測の一例

**4. 結言**　CIGMA を用いた最初の実験を行い，概ね設計で意図した結果が得られた。今後，熱損失や気体拡散等の装置特性を把握するための実験を行うとともに，事故条件における気体混合や冷却等の格納容器熱水力現象のメカニズム解明に資するデータを取得していく予定である。

**参考文献**　[1] Yonomoto,T. et al., NURETH-16-13838, 2015.[2]https://www.oecd-nea.org/jointproj/hymeres.html

本研究は，原子力規制委員会より受託した「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業」の一部として実施した。

* Yasuteru Sibamoto, Satoshi Abe, Masahiro Ishigaki, and Taisuke Yonomoto.　[1] Japan Atomic Energy Agency.

# 福島第一原子力発電所 2 号機 RCIC 二相流挙動 基礎実験の必要性について

Necessity of Fundamental Experiments for Evaluating Two-Phase Flow Behavior in a RCIC of the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant No.2 Unit

*高瀬 和之[1]，吉田 啓之[1]，岡田 英俊[2]，子碇 創司[2]，都築 宣嘉[2]
[1]原子力機構，[2]エネルギー総合工学研究所

東京電力（株）福島第一原子力発電所 2 号機で想定されている原子炉隔離時冷却系の二相流状態での作動メカニズムを明らかにすることを目的とした実験的研究の必要性等について検討を行った。

**キーワード**：2 号機 RCIC，気液二相流，現象解明，実験・解析

## 1. 緒言

東京電力(株)福島第一原子力発電所 2 号機(1F2)では、制御電源が喪失後も原子炉隔離時冷却系(RCIC)は作動し続け、地震発生から 70 時間以上にわたって炉心に注水が行われたと考えられる。制御電源の喪失にもかかわらず、RCIC による注水が継続された要因については未だ明らかになっていないが、原子炉水位の補正結果などから、原子炉水位の上昇に伴い、設計では蒸気によって駆動される RCIC タービンが、蒸気に水が混入した二相流によって駆動されたことが MAAP 等の解析によって推測されている[1]。しかし、設計と異なる二相流状態で駆動された場合のタービンの性能など、未解明な課題が多く、実験的な研究が検討されている。

## 2. 実験的研究の必要性についての検討

上述の課題の解明や RCIC システムを用いた新たな AM 策構築等を目的として、1F2 の RCIC システムを実寸規模で模擬する大型統合実験が米国サンディア国立研究所を中心に計画されている。また、本実験の補完のため、小型の RCIC タービン(Fig.1 参照)を用いた縮小簡略モデル実験[2]や CFD 解析[3](Fig.2 参照)も進められている。二相流状態での駆動を想定した場合の、タービンの性能等を明らかとすることを考えた場合に考慮すべき項目の一例として、タービン内外を含む(二相)流動様式がある。流動様式は、過酷事故解析コード等においては、既存の実験結果に基づく相関式を用いてボイド率によって決定される。しかし、蒸気単相流での駆動のみを想定した RCIC タービンに対しては、流動様式を評価するための実験は行われておらず、実験的な確認が必要である。このような課題を解決するためには、内部の二相流挙動の把握が困難である実機あるいは小型モデルによる検討のみでは不十分であり、CFD 解析もその適用性を確認するためのデータが存在しないという問題を有する。従って、現象把握や検証データ取得を主目的とした、基礎実験が必要と考えられる。

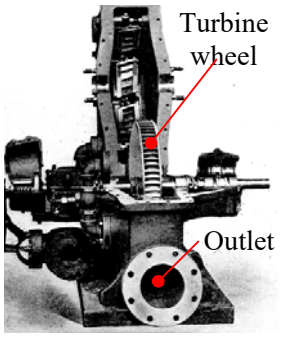


Fig.1 Appearance of a RCIC turbine [2]

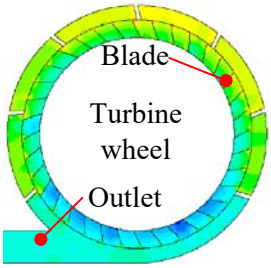


Fig.2 Predicted pressure distribution [3]

**参考文献**

[1] 東京電力、MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定、平成 24 年 3 月 12 日.
[2] M. Solom and K. Vierow, proc. of NURETH-16, Chicago, IL USA, Aug. 30-Sept. 4, 2015.
[3] Kyle Ross, et al., AND2015-10662, (21015).

*Kazuyuki Takase[1], Hiroyuki Yoshida[1], Hidetoshi Okada[2], Souji Koikari[2] and Nobuyoshi Tsuzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Institute of Applied Energy

# 薄型コアキャッチャーの開発
# （2）冷却特性評価試験

Development on Flat and High Thermal Conductivity Core-catcher

(2) Cooling Characteristics Estimation Testing

*青木　一義[1]，藤原　竜馬[1]，栗田　智久[1]，中丸　幹英[1]，鬼塚　洋一[1]

[1]（株）東芝

既設炉を含めた原子力プラントにおいて薄型コアキャッチャーを設置すれば、格納容器下部に落下した炉心の拡がりと浸食を抑制・防止できる。このため、既設炉のシビアアクシデント条件で薄型コアキャッチャーの冷却特性を実験的に評価した。

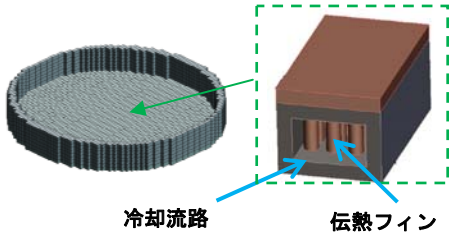
**キーワード**：シビアアクシデント、コアキャッチャー、限界熱流束

## 1. 緒言

既設炉にコアキャッチャーを設置する場合、設置スペースと設備の搬入などに制約があるため、除熱すべき熱流束が高くなる一方で、冷却水流量は低下する傾向となる。そこで、実機で想定される冷却流路の条件での伝熱試験により、薄型コアキャッチャーの冷却特性を評価することを目的とした。

## 2. 手法

図 1 に示すように、薄型コアキャッチャーは内部に伝熱フィンを有する冷却流路を設けたブロックを多数並べて構成される。この冷却流路の構造と伝熱流動条件を局所的に模擬した装置を用いた試験によりその限界熱流束と二相流動挙動を評価した。




(a) 全体構成　(b) 単一ブロック

図 1 伝熱フィン付薄型コアキャッチャー

## 3. 試験結果

限界熱流束計測試験結果の一例を図 2 に示す。この試験では図 3 に上面図を示す試験体を用い、流れ方向の傾斜角度が 0°、圧力が 0.82MPa、質量流束が 192kg/m$^2$s、試験体の出口クオリティが 0.049 の条件で実施した。この試験では、まず約 150kW/m$^2$ の上昇幅で試験体上面の熱流束を上昇させて限界熱流束に到達させ、その後上昇幅を 10kW/m$^2$ 刻みに変更して再び限界熱流束の値を得ることで、再現性の確認とデータの分解能向上を図っている。なお、熱流束を算出する際の面積は薄型コアキャッチャー上面の面積とし、熱伝導解析からは、伝熱フィン表面の過熱度が 400℃程度でも成立する見通しである[1]が、本試験では装置保護の観点からフィン表面の過熱度が 100℃となる時の熱流束を限界熱流束としている。この条件での限界熱流束は実機で想定される最大の熱流束約 800kW/m$^2$[1] を上回る 844kW/m$^2$ となった。

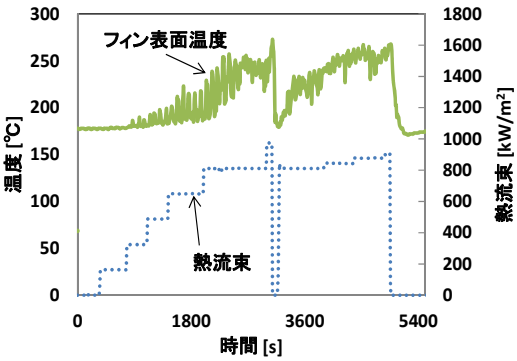



図 2 限界熱流束評価試験結果の一例

図 2 の条件で限界熱流束に達する直前に可視化窓 A と可視化窓 B から撮影した二相流動挙動を示す。上流側の可視化窓 A では伝熱フィンの下側半分程度が水面下にあるが、可視化窓 B では伝熱フィン周囲のほぼ全領域が噴霧状の流動となっている。この可視化窓 B のような流動であっても、実機で想定される 800kW/m$^2$ を上回る冷却性能を得られることがわかった。

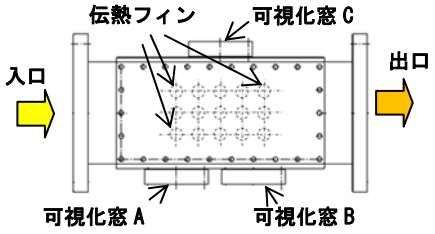



図 3　試験体上面図

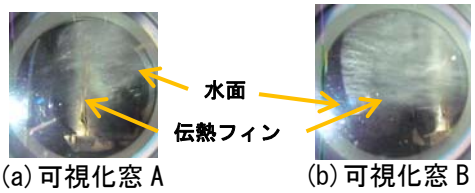
## 4. 結論

冷却水が少ない噴霧状の流動挙動となっても伝熱フィン表面に水が供給され、実機で想定される熱流束を上回る冷却性能が得られることを確認した。

なお、本件は経済産業省平成 26 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（薄型コアキャッチャーの技術開発に向けた基盤整備）の成果の一部である。

**参考文献**

[1] 青木ら、J41、原子力学会 2014 年秋の大会




(a) 可視化窓 A　(b) 可視化窓 B

図 4　限界熱流束到達直前の二相流動挙動

*Kazuyoshi Aoki[1], Ryoma Fujihara[1], Tomohisa Kurita[1], Mikihide Nakamaru[1] and Yoichi Onitsuka[1]
[1]Toshiba.

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

# [2D01-05] Thermal Hydraulics Fundamental Technology 1

Chair: Kei Ito (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 9:30 AM - 10:50 AM Room D (Lecture Rooms B B104)

## [2D01] Study on Liquid film Impingement Phenomena of Liquid Jet

＊Naoki Oya[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Shuji Ohno[2], Mitsuhiro Aoyagi[2] （1.The University of Electro-Communications, 2.Japan Atomic Energy Agency）

9:30 AM - 9:45 AM

## [2D02] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line

＊Michio Murase[1], Takayoshi Kusunoki[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] （1.Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2.Kobe University）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2D03] Study on Counter-Current Flow Limitation in Inclined Rectangular Channels

＊Touma Furukawa[1], Jun Sugimoto[1] （1.Kyoto Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2D04] Mechanism of Subcooled Water Flow Boiling Critical Heat Flux in a Platinum Circular Tube at High Liquid Reynolds Number

＊Koichi Hata[1], Katsuya FUKUDA[1], Suguru MASUZAKI[2] （1.Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University , 2.National Institute for Fusion Science）

10:15 AM - 10:30 AM

## [2D05] Experimental study on characteristic of natural circulation flow in the expanding and reduction pipe

＊Takuma Yamaguchi[1], Shinichi Morooka[1], Kasumi Fujioka[1] （1.Waseda Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 液体噴流の液面衝突に関する研究

Study on surface collision of the liquid jet

*大箭直輝[1]，大川富雄[1]，榎木光治[1]，大野修司[2]，青柳光裕[2]
[1]電気通信大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム(Na)冷却高速炉における Na 漏えい時の燃焼解析手法の高度化に向けて，鉛直下方に噴出する液体噴流が水平平板へ衝突する際の，液滴生成メカニズム及び飛散液滴量相関式について検討した．

**キーワード：**Na 冷却高速炉，Na 燃焼解析，液体噴流，飛散液滴，相関式

## 1. 緒言

Na 冷却高速炉の冷却材 Na が漏えい・燃焼する場合の熱影響解析評価を高度化する上では，漏えい Na が構造物等へ衝突し液滴化する際の挙動を把握することが重要である．このため，鉛直下方に噴出する液体噴流の固体面衝突時の現象を観測する実験研究を実施している.[1] 本報では，液滴化のメカニズム解明と飛散する液滴量の相関式の検討を行ったので報告する．

## 2. 実験

高速度カメラを用い，噴流の流動及び液滴の飛散状況を観察した．また，噴流が平板に衝突した際に生じる飛散液滴量を，紙製のウエスに飛散液滴を吸収させ電子天秤にて重量変化を計測することで算出した．

## 3. 結果・考察

試験流体に水を用いて観察された噴流を，4 つの典型的な流動状態に分類した．噴流流量 $Q$ (流速 $V$ )の増加とともに，(1)液滴状の Drop，(2)軸対称に波状な流れを形成する Lump，(3)直線状な流れの Jet，(4)噴流が断続的に分裂する Disturbance が観察された．一例として，図 1 に，ノズル径 $D = 4$ mm，衝突高さ $L = 500$ mm のとき結果を示す．ここで，飛散率 $Sp^*$は，噴流流量 $Q$ に対する液滴飛散量の比であり，$Sp^*$を決定する上で重要なパラメーターと考えられる Weber 数($We = \rho V^2 D / \sigma$)に対してプロットした．ここで，$\rho$は密度，$\sigma$は表面張力である．図中には，観察された噴流の流動状態も示している. 衝突前に噴流が分裂する Drop と Disturbance では，分裂により生じる液塊が衝突するたびに多量の液滴が飛散するため，飛散率が大きい．一方，衝突点で噴流が連続的である Lump と Jet では，飛散率が比較的小さいことがわかる．また，衝突高さ $L$ が高いと，Drop 等の断続的な噴流状態に移行するため，液塊が平板に衝突する頻度 $f$ は増加する傾向であった．ノズル径 $D = 1, 2$ mm の場合も同様の傾向が得られた．そこで，$f$ の影響を考慮するため，$We$ と Strouhal 数($St = fD / V$)を用いて $Sp^*$の整理を試みた．結果を図 2 に示す．提案する相関式は，本研究で得られた実験結果の傾向を良好に再現している．なお，$f$ には実験値を使用しているため，$f$ を予測する手法の開発が今後の課題の一つである．

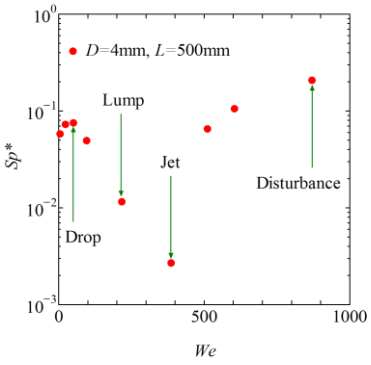



図 1　$We$ 数と $Sp^*$の関係

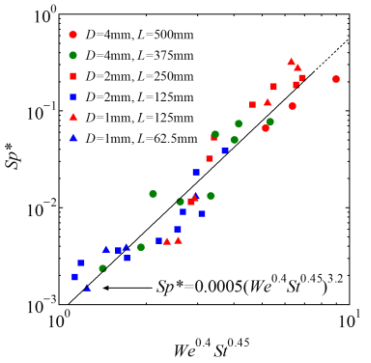



図 2　飛散液滴量の相関式

## 4. 結言

液体噴流衝突時の液滴生成メカニズムを検討するとともに，飛散液滴量相関式を提案した．今後，$Sp^*$が 0.3 を越える条件での実験，異なる試験流体を用いた実験を行い，より幅広い条件に適用可能な相関式を開発する．

**参考文献**　[1]日本原子力学会「2015 年秋の大会」予稿集，C17 (2015).

*Naoki Oya[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Shuji Ohno[2], Mitsuhiro Aoyagi[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

# 加圧器サージ管の鉛直管での気液対向流制限

Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line

*村瀬 道雄[1]，楠木 貴世志[1]，山本 泰功[1]，森 勝也[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

上端がシャープエッジの鉛直管での気液対向流制限(CCFL)は、直径 $D$ = 19～140 mm での測定値に対して Kutateladze パラメータで整理できることを明らかにし、勾配 $m$ = 0.90、CCFL 定数 $C_K$ = 1.5±0.1 を得た。
**キーワード**：加圧器サージ管，鉛直管，気液対向流制限，Kutateladze パラメータ

**1. 緒言**　加圧器サージ管は鉛直管、鉛直エルボ、複数のエルボを含む微傾斜管で構成されている。これまでに微傾斜管での気液対向流制限(CCFL)に対する相関式と不確かさを導出した[1]。本報告では鉛直管での CCFL 特性（フラッディング開始後の準定常での気液の体積流束($J_G$ と $J_L$)の関係）について評価した。

**2. 評価方法**　Wallis の CCFL 相関式で使用される代表長さ（および無次元体積流束）は、無次元直径 $D^*$ < 25（$D^* = D/L$，$L = [\sigma/g(\rho_L - \rho_G)]^{1/2}$）では直径 $D$（したがって Wallis パラメータ $J_G^*$と $J_L^*$）、$D^*$ > 25 ではラプラス長さ $L$（Kutateladze パラメータ $K_G^*$と $K_L^*$）が使用されている[2]。大口径では勾配 $m$ = 1.0 と定数 $C_K$ = 1.79 が用いられているが、上端と下端がラウンドエッジに対する値である。著者らは鉛直管での空気・水実験を行い、シャープエッジ上端（$D^*$ = 11～22）に対する適切な代表長さはラプラス長さ $L$ であることを明らかにした[3]。本報告では既報での CCFL 測定値[3]との比較評価により、Richter [4]の文献に示されている測定値（$D^*$ = 7～51）から加圧器サージ管の鉛直管に適用できる CCFL データを選定し、最小二乗法により CCFL 相関式を求めた。

**3. 結果と考察**　使用した CCFL データ[3, 4]は空気・水系であり、評価には常温・常圧の空気・水の物性値を用いた。Kutateladze パラメータで整理した CCFL 特性を図 1 に示す。既報[3]の測定値（$D$ = 30, 45, 60 mm）はシャープエッジ上端(UE)のみを示す。上部タンク水位 $h$ の影響は小さいため区分せずに使用した。Richter [4]の文献に示されている測定値（$D$ = 19～140 mm, $D^*$ = 7～51）は鉛直管(VP)データであり、落下水の制限位置は不明であるが、従来知見より小さい $D^*$ で Kutateladze パラメータを用いて整理できる。最小二乗法を用いて図 1 のデータ点から求めた勾配は $m$ = 0.90、定数は $C_K$ = 1.5±0.1 である。今後、より大口径への適用性評価と流体物性値の影響評価が必要である。

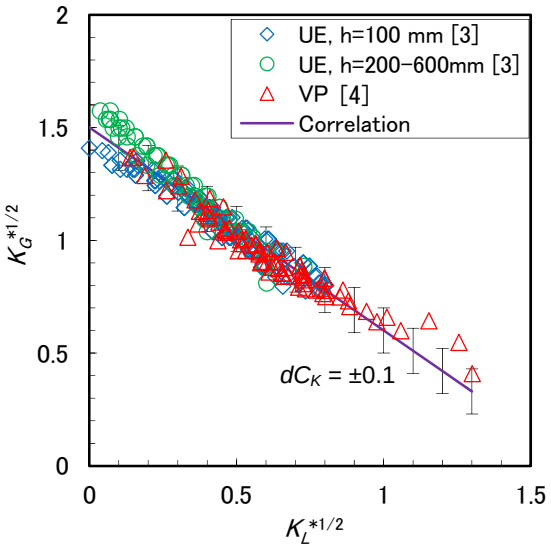



図 1　CCFL 特性

**参考文献**

[1] 村瀬道雄ほか, 原子力学会 2015 秋の大会, C43, 静岡大学 (2015). [2] K. Takeuchi et al., NED 192, 45-58 (1999). [3] T. Doi, et al., Sci. and Technol. Nucl. Installations, Article ID754724 (2012). [4] H. J. Richter, Int. J. Multiphase Flow, 7[6], 647-658 (1981).

*Michio Murase[1], Takayoshi Kusunoki[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2] and Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe Univ.

# 矩形傾斜管における気液対向流制限に関する研究

Study on Counter-Current Flow Limitation in Inclined Rectangular Channels

*古川　冬馬[1]，杉本　純[1]

[1]京都大学

矩形傾斜管を用いた気液対向流制限(CCFL)に関する実験を空気-水系で行い、傾斜角の影響を調べた。CCFLの発生は、正方形断面の流路では垂直条件での水流量が 30°,60° に比べて最も少なくなることが分かった。

**キーワード**：シビアアクシデント，気液対向流制限(CCFL)，矩形流路，傾斜角

## 1. 緒言

シビアアクシデント時、リロケーションした溶融燃料と圧力容器内壁との間に形成されるギャップ部において、CCFL が生じ冷却水の侵入が妨げられる可能性がある。このギャップ部での限界熱流束は CCFL 相関式を用いて評価されている[1]。下部プレナムの形状からギャップ部での CCFL は試験部傾斜角の影響を受けると考えられるが、評価に用いられている CCFL 相関式では傾斜角の影響は実験的には調べられていない。内藤[2]はギャップ部を矩形流路で単純化し傾斜角の影響を調べているがその流路断面のパラメータ範囲は一部に限られる。そこで、本研究ではより広い範囲の断面を持つ矩形傾斜管において CCFL に関するフラッディング開始点の測定実験を行った。

## 2. 実験

実験装置の概略図を図 1 に示す。水はポンプにより貯水タンクから上部プレナム $A_1$ に運ばれ試験部 T を流れた後下部タンク $A_2$ から貯水タンクに循環する。空気は圧縮空気により供給され下部タンク $A_2$、試験部 T を通り上部プレナム $A_1$ で大気解放となる。初めに試験部に水を流し、下部タンク出口でメスシリンダーにより一定水流量が流れていることを確認する。その後バルブ $V_2$, $V_3$ を閉じバルブ $V_1$ を開けて空気を流入させフラッディングが生じるまで空気流量を増加させる。この手順を各水流量について繰り返しフラッディング曲線を取得した。

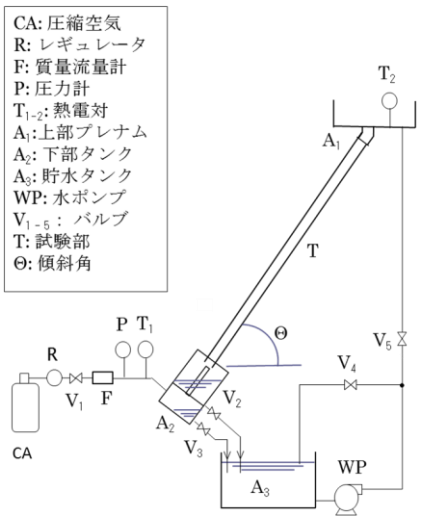



図 1 実験装置概略図

## 3. 実験結果と考察

実験結果の一例(正方形断面:一辺 10mm)を図 2 に示す。気液対向流制限は主に試験部上部で発生し、丸で囲ったもののように一部のケースでのみ試験部下部において発生した。30° 、60° と試験部傾斜角が大きくなるとフラッディングに必要な空気流量が増加するが、90° の場合では逆に減少した。30° 、60° では水は流路の一面を流れるが 90° では四面を流れ、水液膜が空気から受ける抵抗が 90° の場合に大きく異なる。そのため、90° のケースで一番少ない空気流量でフラッディングが起こったと考えられる。また、長方形流路でも実験を行い、長方形流路ではあまり傾斜角の影響を受けないという知見を得た。

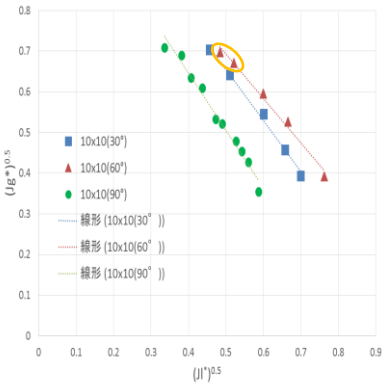



図 2　フラッディング開始点の無次元見かけ速度

### 参考文献

[1] Yu Maruyama, et al,(2003). Journal of Nuclear Science and Technology, 12-21.

[2] Shunsuke Naito and Jun Sugimoto,(2014). NTHAS9, Buyeo, Korea.

*Touma Furukawa[1], Jun Sugimoto[1]

[1]Kyoto University.

# 高レイノルズ数域における白金円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束の発生機構

Mechanism of Subcooled Water Flow Boiling CHF in a Pt Circular Tube at High Liquid Reynolds Number

*畑幸一[1]，福田勝哉[1]，増崎貴[2]

[1]神戸大海事，[2]核融合研

実験データに基づく強制対流下の円管内水の定常乱流熱伝達及び核沸騰熱伝達における伝導底層厚さを計測し、高レイノルズ数域における白金円管内水の強制対流サブクール沸騰定常限界熱流束を支配する発生機構を考察した。

**キーワード：**発生機構, CHF, サブクール沸騰, Pt 円管, 高レイノルズ数域, 乱流熱伝達, 核沸騰熱伝達, 伝導底層厚さ

## 1. 緒言

高レイノルズ数域における円管内水の強制対流サブクール沸騰熱伝達の知識は、限界熱流束を支配する発生機構を考察するために重要である。本研究では、汎用の熱流体解析コードを使用し、実験条件と同様に円管内乱流熱伝達の数値解析を行い、実験データ[(1)]に基づく強制対流下の円管内水の定常乱流熱伝達及び核沸騰熱伝達における伝導底層厚さを計測し、高レイノルズ数域における白金円管内水の強制対流サブクール沸騰定常限界熱流束を支配する発生機構を考察した結果[(2)]について報告する。

## 2. 実験、数値解析

試験発熱体は、市販の白金(Pt)円管で発熱体内径 $d$=3 mm、加熱長さ $L$=66.5 mm、$L/d$=22.17 で表面状態が市販面を用いた。円管発熱体内面の表面アラサ($Ra$)は、東京精密製表面アラサ計(SURFCOM 120A)で測定し、0.40 μm であった。実験は、入口圧力($P_{in}$) 739.26~1064.48 kPa、入口液温($T_{in}$) 295.26~305.25 K (22.11~32.10 C)、流速($u$) 4~13.3 m/s で、指数関数状熱入力波形($Q_0 exp(t/\tau)$, $\tau$=22.52 ms~26.31 s)を与え、発熱体の発熱率が準定常状態でゆっくり上昇から急上昇する条件に対する乱流熱伝達、核沸騰熱伝達及び限界熱流束を実験計測した。実験と同様な条件で、非定常乱流熱伝達の 3 次元支配方程式を汎用の熱流体解析コード PHOENICS を用い高レイノルズ型 $k$-$\varepsilon$乱流モデルで数値解析した。メッシュ数は($r$,$\theta$,$z$)=(17~45, 60, 896)とした。

## 3. 結果・考察

**・定常熱伝達と CHF**　代表例として、発熱率上昇周期 $\tau$=6.5 s における $u$=4~13.3 m/s の沸騰曲線($q$ vs. $\Delta T_{sat}$)を図 1 の面上に示す。熱流束は内表面過熱度が大きくなると先ず筆者等の管内乱流熱伝達表示式(1)から求まる曲線上を上昇し、ある過熱度で発泡が開始すると急激に立ち上がり、十分に発達した核沸騰熱伝達で限界熱流束まで上昇し限界熱流束に至る。定常限界熱流束とその内表面過熱度は、流速が大きくなる程大きい。十分に発達した核沸騰曲線は、ほぼ 1 本の線上に存在し(2)式で表示出来る[(1)]。

$$Nu_d = 0.02\,Re_d^{0.85}\,Pr^{0.4}\left(\frac{L}{d}\right)^{-0.08}\left(\frac{\mu}{\mu_w}\right)^{0.14} \quad (1), \qquad q = C\Delta T_{sat}^{n} = 463\Delta T_{sat}^{3} \quad (2)$$

$P$=800 kPa の不均質自発核生成温度の下限値 $T_{HET}$ と自発核生成温度 $T_H$ の値を比較して図示する。$u$=13.3 m/s の沸騰曲線で CHF 点の内表面温度は、$T_{HET}$、$T_H$ 値よりそれぞれ 41.31、96.03 K 低い。

**・伝導底層厚さ($\delta_{CSL}$)**　発熱体加熱面上に存在する伝導底層内において、発熱体表面温度は液体中を熱伝導で降下し、数値解析した発熱体加熱面に接するセル温度($TEM$)と一致する場合、セル幅の半分$(\Delta r)_{out}/2$ が伝導底層厚さ($\delta_{CSL}$)に相当する[(2)]。数値解析結果は、広範囲の $\Delta T_L$ で実験結果及び乱流熱伝達表示式(1)から求まる値とほぼ一致する[(1)]。伝導底層厚さ($\delta_{CSL}$)は、流速 4.0、6.9、9.9、13.3 m/s において 18.1、10.35、8.01、6.52 μm である。$u$=10.4 m/s の熱伝達曲線($q$ vs. $\Delta T_L$)を図 2 の面上に示す。発泡による潜熱輸送で伝導底層が消耗したとする熱伝達の数値解析結果を伝導底層厚さ$\delta_{CSL}$4.07、1.52、0.43 μm に対して図 2 の面上に示す。これらの数値解析結果は、伝導底層厚さを薄くする程乱流熱伝達表示式(1)から求まる値とほぼ平行的に高くなる[(2)]。

**・CHF 発生機構**　核沸騰熱伝達の伝導底層厚さ$\delta_{CSL}$ は、伝導底層厚さが発泡による潜熱輸送で消耗したとする数値解析結果をフィットした曲線と十分発達した核沸騰曲線の交点で、熱流束 $q$ 14.56、19.42、22.63 MW/m$^2$ に対して 4.07、1.52、0.43 μm を与える。核沸騰熱伝達の伝導底層厚さと熱流束の関係を図 3 の面上に示す。実験計測した定常 CHF$(q_{cr,sub,st})_{exp}$ も実線矢印で示す。核沸騰熱伝達の伝導底層厚さは、熱流束の上昇と共に直線的に減少し、$u$=4 m/s においては $(q_{cr,sub,st})_{exp}$ より 29.32%低い値で、$u$=6.9~13.3 m/s においては$(q_{cr,sub,st})_{exp}$ 近傍でほぼ 0 μm となる。Celata 等のドライアウトモデル[(3)]を用いて数値解析した CHF 値$(q_{cr,sub,st})_{Celata\ Model}$ も破線矢印で示す。ドライアウトモデルから求まる$(q_{cr,sub,st})_{Celata\ Model}$ は、$u$=6.9~13.3 m/s において伝導底層厚さが 0 μm と成る熱流束値とほぼ一致し、定常 CHF 実験結果$(q_{cr,sub,st})_{exp}$ を-9.67~11.90 %の誤差で記述する。限界熱流束発生機構は、ドライアウトモデルに依るものと考える。

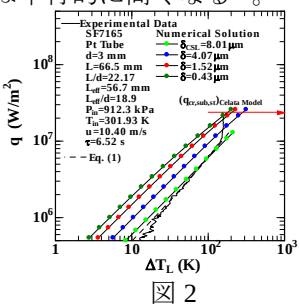



図 2

## 4. 結論

本研究の内径 $d$=3 mm の Pt 円管発熱体の限界熱流束発生機構は、ドライアウトモデルに依る。

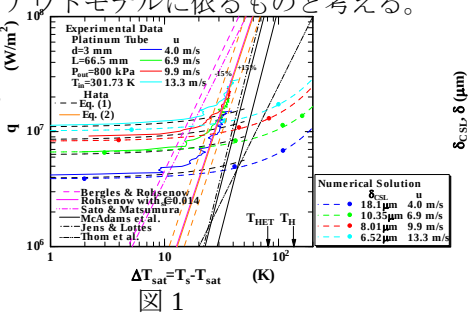



図 1

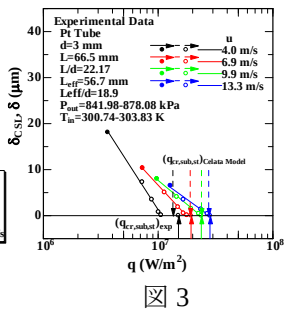



図 3

**参考文献**

[1] Hata and Masuzaki, *JHT*, **132**, pp. 011501-1-11, 2010. [2] Hata et al., *ETFS*, **70**, pp. 255-269, 2016. [3] Celata et al., *IJHMT*, **37**, pp. 347-360, 1994.

* Koichi Hata[1], Katsuya Fukuda[1] and Suguru Masuzaki[2]
[1]Kobe Univ., [2]National Institute for Fusion Science

# 拡大管、縮小管における自然循環流動特性に関する実験的研究

Experimental study on characteristic of natural circulation flow in the expanding and reduction pipe

*山口 拓真，冨士岡 加純、師岡 慎一
早稲田大学

**自然循環の溶融炉心冷却装置への応用には、正確な流量予測が求められる。本研究は、自然循環流量予測手法の流路形状依存性の実験的検証を目的としている。本発表では、拡大管及び縮小管を用いて自然循環流量測定試験を行い、発表者の作成した流量予測手法により自然循環流量を精度よく予測できることを示した。**

**キーワード：自然循環、溶融炉心冷却、圧力損失**

## 1. 緒言

自然循環流量の予測手法には、様々な流路形状への適応性が求められる。本研究の目的は、断面積が変化する流路における自然循環の特性を実験的に調べ、自然循環流量や圧力損失の測定結果を元に自然循環流量予測の計算手法の構築を目指すことである。

## 2. 試験方法

本研究では、図１に示す水－空気二相流による自然循環模擬装置を用いて試験を行った。試験流路として、図２に示すような断面積比が１：２となるテーパ管を製作し、流路拡大及び流路縮小の場合のそれぞれで自然循環流量測定試験を行った。

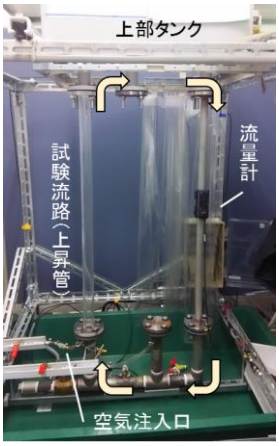



図 1. 試験装置図



図 2. テーパ管流路

## 3. 解析方法

自然循環流量は、駆動力とループ内の総圧力損失が等しくなる流量として計算した[1]。駆動力は流路間の密度差により定義され、流路のボイド率より求めた。圧力損失は、各部の摩擦損失、加速損失、局所損失をそれぞれ計算しその合計値として求めた[2]。そして、各空気量に対する自然循環流量の計算結果を試験結果と比較し、予測結果を評価した。

## 4. 試験結果

図３に拡大及び縮小管における自然循環流量予測結果を示す。横軸は空気注入量、縦軸は自然循環流量である。各空気注入量における自然循環流量、及び流量の増加傾向は、拡大管・縮小管ともに精度良く予測できているといえる。予測誤差は 10%以内であった。

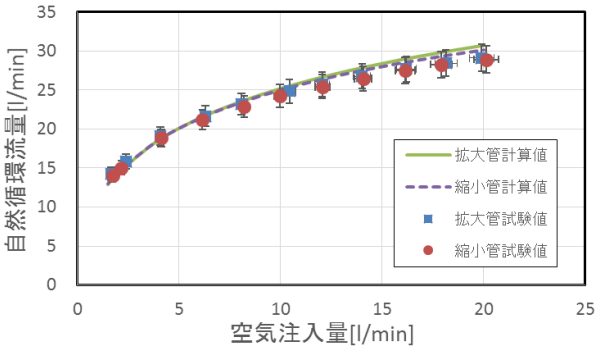



図 3. 自然循環流量予測結果

## 5. 結論

断面積が拡大、縮小する流路においても発表者の自然循環流量予測手法によって、本試験範囲内では最大誤差 10%の予測精度で流量予測が可能であることを示した。

## 参考文献

[1] 金川慎一郎，二相流自然循環流量予測手法に関する実験的研究，混相流, Vol.28 No.2 p203-211 (2014).

[2] 日本機械学会，管路･ダクトの流体抵抗, p.54, 2008.

*Takuma Yamaguchi, Shinichi Morooka and Kasumi Fujioka

Waseda Univ.

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

# [2D06-09] Thermal Hydraulics Fundamental Technology 2

Chair: Shinji Ebara (Tohoku Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 10:50 AM - 11:55 AM Room D (Lecture Rooms B B104)

## [2D06] Influence of the Height of Support on the Convection Behavior and Heating Efficiency Under Microwave Heating

＊Fuminori Chonan[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] （1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agency）

10:50 AM - 11:05 AM

## [2D07] Fundamental Study of Ultrasonic Visualization Technique for Identifying Leakage Point

＊Takuya Kawachi[1], Tomonori Ihara[1], Hiroshige Kikura[1], Naoyuki Kono[2] （1.Tokyo Tech, 2.Hitachi R&D）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2D08] Numerical analysis of instability of plane gas sheets in a quiescent liquid phase

＊Yuria Okagaki[1], Taisuke Yonomoto[1], Masahiro Ishigaki[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2D09] Flow transition caused by nonuniform wall heating in a vertical annular channel

＊Toshiro Kamidani[1], Tomoaki Kunugi[1], Takehiko Yokomine[1] （1.Kyoto Univ.）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# マイクロ波加熱時の対流挙動と加熱効率に及ぼすサポート高さの影響

## Influence of the Height of Support on the Convection Behavior and Heating Efficiency Under Microwave Heating

*長南 史記[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]，金川 哲也[1]，湯淺 朋久[1]，瀬川 智臣[2]，山田 美一[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

マイクロ波による高誘電率溶液の加熱において，被加熱溶液下の誘電体サポートの高さに注目し，その加熱効率を求めた．また，被加熱流体と同サイズの寒天を加熱し，断面の加熱部位の特性を調べ，それらの比較を行った．

**キーワード：**マイクロ波加熱，MOX，加熱効率，対流挙動，過渡沸騰現象

### 1. 緒言

核燃料サイクルにおいては，使用済み核燃料を硝酸で溶解し，マイクロ波加熱脱硝法（MH 法）により，混合酸化物（MOX）原料粉末に転換している．処理能力向上のためには，マイクロ波加熱時の混合溶液の突沸や吹き零れといった過渡沸騰現象を防止しつつ，装置や運転条件を最適化する必要がある．本研究では，試料容器下部に設置したサポート高さに着目し，サポート高さがマイクロ波照射時の溶液の加熱特性に及ぼす影響を評価するため，加熱効率および寒天を用いて加熱部位を調べた．また電磁場解析によるマイクロ波加熱オーブンモデルの解析・評価を行い，それらを比較した．

### 2. 結果

マイクロ波加熱装置において，マグネトロンより発振された出力 700 W，周波数 2.45 GHz の円偏波のマイクロ波により，パイレックスガラス内の初期液位 100 mm の蒸留水を加熱した．この時，円筒導波管直下に設置する誘電体サポートの枚数を変化させた．光ファイバー温度計（FL-2000，安立計器株式会社製）を用いて，マイクロ波照射中の試料中心部の温度を測定したところ，サポート高さに依存して，加熱効率が異なることが判明した．同様に，寒天を 60 秒加熱後，中心部分を切断しサーモグラフィにより測定したところ，サポート高さに依存して加熱部位が異なることが明らかとなった．

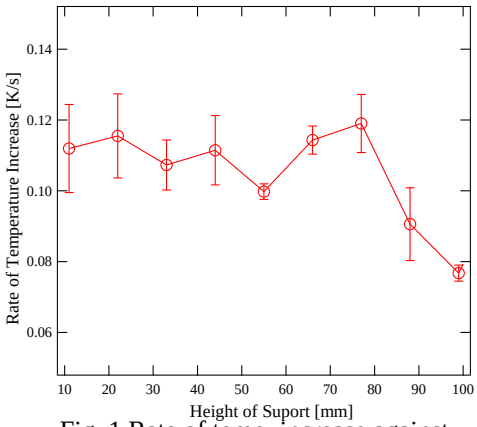



Fig. 1 Rate of temp. increase against height of support

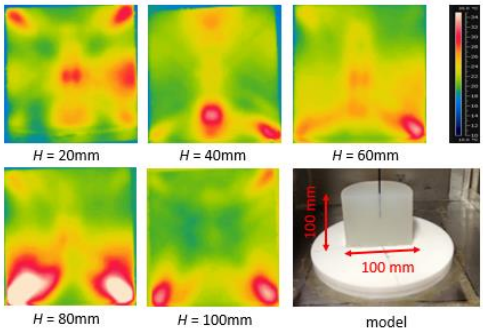



Fig. 2 Temperature distribution of cross section of agar

### 3. 結論

誘電体サポートの高さによって，被加熱流体の昇温速度が変化すること，および加熱した寒天の内部はサポート高さにより加熱部位が異なることが判明した．以上より，マイクロ波加熱において，誘電体サポートの高さは，加熱効率や被加熱部位に大きく影響することが示唆された．電磁場解析の結果および PIV による対流挙動の評価に関しては，発表にて報告する．

*Fuminori Chonan[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency

# 漏洩箇所特定に向けた超音波可視化計測技術に関する基礎研究

Fundamental Study of Ultrasonic Visualization Technique for Identifying Leakage Point.

*河内　拓也[1]，井原　智則[1]，木倉　宏成[1]，河野　尚幸[2]

[1]東工大，[2]日立研開

東京電力（株）福島第一原子力発電所の漏洩調査への適用を想定し，超音波を用いた可視化計測技術に関する基礎研究を行った．コンベックス形状のアレイセンサを用いて超音波流速分布計測法を実装できる計測システムを構築し，漏洩を模擬した実験体系で検証実験を行い，本計測システムの有効性を確認した．

**キーワード**：超音波，超音波アレイセンサ，超音波流速分布計測法，漏洩検出

## 1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置では，原子炉建屋内滞留水の漏洩位置特定に向けた計測手法の検討が進められている．原子炉建屋内は地震・津波及び過酷事故の影響により破損した構造物が浮遊している滞留水があることが想定され，また原子炉建屋内は溶融燃料デブリの影響により空間雰囲気線量が高いことから，計測手法はこれらの諸問題を克服できることが必要となる．

そこで本研究では，不透明流体への適用が可能で，かつ，耐放射線性を有する[1]超音波計測技術[2]に着目した．中でも，滞留水の流動挙動から漏洩箇所を特定することを考案して，測定線上の瞬時の速度分布の算出が可能な超音波流速分布計測法に着目し，本手法を実装することができる計測システムを開発した．

## 2. 計測システムの構築

広範囲の計測領域を測るため，超音波トランスデューサー（以下，TDX とする）には凸曲面形状のコンベックス型のアレイセンサを選定し，パルサーレシーバーには最大 64 素子の同時励起・受信が可能な日立パワーソリューション社製の ES3500W を用いた．受信信号の信号処理システムは，商用プログラミングソフトの LabVIEW を用いて開発し，超音波流速分布計測法が実装できる計測システムを構築した．

使用する TDX の周波数特性及び，超音波の焦点距離が TDX の送受信面から 1000 mm の位置になるように遅延を掛けて 64 素子を同時励起させた場合のビーム形状の性能評価を行った後に検証実験を行った．

## 3. 検証実験

実験装置の概略図を Fig.1 に示す．円筒型水槽は，平均直径 80 μm のトレーサー粒子が散布された水で満たされている．検証実験では，実際の漏洩を模擬して水槽下部のドレインから貯水が流出する実験体系で計測を行った．計測はアレイセンサ内の 64 素子毎を選択・同時励起してセクタ毎にスキャンを行い，二次元流速分布を計測した．

ドレインからの流出が 3l/min 時の流速分布再構築結果を Fig.2 に示す．なお，速度値は図に向かって下側を正とする鉛直方向の速度成分が mm/s 単位で表示されている．再構築した流速分布からは実験体系におけるドレイン部と同じ箇所に強い流れが観察され，漏洩位置を推定することができる．従って，漏洩箇所特定に向けて本計測システムは有効であると結論づけた．

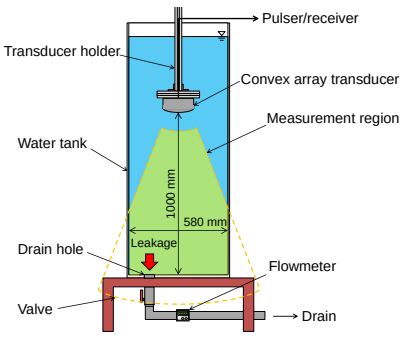



Fig.1 Experimental setup.

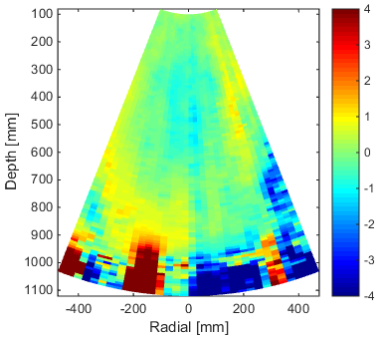



Fig. 2 Reconstructed profile of velocity distribution.

## 参考文献

[1] Beller, L S. *et al.*, "Design and operation of the core topography data acquisition system for TMI-2", Three Mile Island Reports, GEND-INF-012, Idaho Falls, Idaho, USA (1984).

[2] Ihara, T. *et al.*, "Ultrasonic velocity profiler for very low velocity field," Flow Measurement and Instrumentation, 34 (2013), 127-133.

---

*Takuya Kawachi[1], Tomonori Ihara[1], Hiroshige Kikura[1] and Naoyuki Kono[2]

[1]Tokyo Tech, Hitachi R&D[2].

# 静止液相におけるガスシートの不安定性に関する数値解析

Numerical analysis of instability of plane gas sheets in a quiescent liquid phase

*岡垣 百合亜[1]，与能本 泰介[1]，石垣 将宏[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

JAEA では二相流解析手法の高度化の一環として、VOF 法に基づく CFD 手法を検討している。本研究では、静止液相中の擾乱気相界面に対して OpenFOAM の VOF 法ソルバによる CFD 解析を行った。解析結果は、Li ら[1]の理論解析結果である Weber 数と安定性限界の関係性において良好な一致を示した。

**キーワード**：二相流動、CFD、VOF 法

## 1. 緒言

二相流 CFD 解析手法の高度化の一環として、オープンソースの CFD コード OpenFOAM で使用されている VOF 法の妥当性、並びに、使用に際しての適切な解析条件（メッシュ分割方法等）を明らかにするため、気液二相流の不安定性に関する Li ら[1]の理論解析結果と比較検討した。

## 2. 解析条件

OpenFOAM-2.3.x の VOF 法ソルバ interFoam を用いて 2 種類の初期擾乱形状（sinuous（波型）及び varicose（瘤型））を有する二次元ガスシートの解析を行った。解析体系を図 1 に示す。図中の上下にある液相部は初期状態で静止し、中央の気相部は一様に流れている。図中の $a$ はガスシート幅の半分に相当し、計算領域は主流（$x$）方向に $100a$、垂直（$y$）方向に $6a$ 程度とした。Li ら[1]の線形安定解析では、重力及び気相動粘性係数 $\nu_g$ を 0 とし、気液界面の安定・不安定領域を Weber 数 $We=\rho_g U_g^2 a/\sigma$（$\sigma$は表面張力）と無次元波数 $m=ka$（$k$ は擾乱波の波数）の関係として表した。本解析では、$a$ を 1m、代表気相速度 $U_g$ を 1m/s、気相密度 $\rho_g$ を 1kg/m$^3$、液相密度 $\rho_l$ を 10kg/m$^3$、液相動粘性係数 $\nu_l$ を 0.001m$^2$/s とし、表面張力 $\sigma$ を 0.25 から 2N/m、無次元波数 $m$ を 0.5 から 4 の範囲において解析した。初期擾乱は、正弦波 $y=A\sin(mx/a+\phi)$ で与え、振幅 $A$ を $0.1a$ とした。図 1 に示すように、上下界面の初期擾乱波の位相差 $\phi$ を波型不安定性の場合は 0、瘤型不安定性の場合は $\pi$ とした。境界条件は、入・出口を周期境界条件、上下をスリップ壁とし、格子数は $x$ 方向に 5000、$y$ 方向に 600、乱流モデルは使用しなかった。

## 3. 結果・考察

初期擾乱を波型不安定性とした際の解析結果を図 2 に示す。理論解析結果は不安定性限界を示し、不安定性が生じる最大波数である。CFD 解析結果の安定と不安定の判断は、初期擾乱の振幅を基準とし、時間とともに減衰する場合を安定、増幅する場合を不安定とした。25 点の条件について CFD 解析を行い、理論解析結果と良好に一致することがわかる。

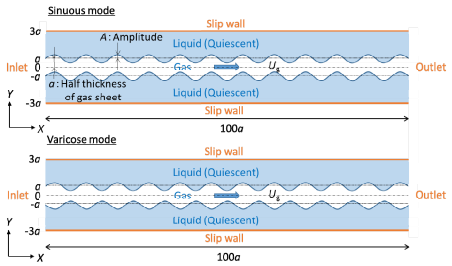



図 1 解析体系

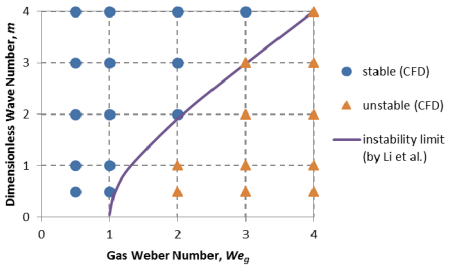



図 2 解析結果（波型不安定性）

## 参考文献

[1] X. Li, A. Bhunia, “Temporal instability of plane gas sheets in a viscous liquid medium”, *Phys. Fluids.*, **8**[1], 103-111 (1996)

*Yuria Okagaki[1], Taisuke Yonomoto[1] and Masahiro Ishigaki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 非一様加熱壁を有する狭隘な垂直環状流路内の対流遷移

Flow transition caused by nonuniform wall heating in a vertical annular channel

*上谷 俊郎[1]，功刀 資彰[1]，横峯 健彦[1]
[1]京都大学

HTTR スタンドパイプは狭隘な垂直環状流路内を下向きの低温ガス強制対流で冷却しているが，下端の高温ガスが逆流するバイパス流の発生が懸念されている．この原因が管外筒側面の非一様な温度分布にあると仮定し，管上端部における下向き強制対流から上向き自然対流への対流遷移条件を数値解析で検討した．

**キーワード**：HTTR，スタンドパイプ，環状流路，バイパス流，強制対流，自然対流，遷移条件，数値解析

**1. 背景**　高温工学試験研究炉（HTTR）の昇温試験において，原子炉圧力容器頂部にあるスタンドパイプの内部雰囲気温度および周囲の一次遮蔽体の温度が予想以上に上昇した．昇温の主原因はスタンドパイプの内壁に沿って上昇するヘリウムガスのバイパス流れが原因であると考えられているが，このバイパス流れの発生原因は特定できていない[1]．

**2. 解析モデル**　本研究では，パイプ周方向の温度分布の非一様性がバイパス流れの原因であると考え，管外筒側面に非一様加熱条件を与えたモデルを設定して数値解析を行った．図 1 は解析体系を示しており，環状流路の寸法は実機相当の長さ 2.6m，外径 485mm，流路幅 2mm であり，内部構造体は半径 481mm で下から 1300mm の断熱材，700mm の PGX，600mm の炭素鋼から構成されている．温度境界条件は，流路上端から流入する冷却ガス温度を 30℃，炉心上部プレナム（流路下端）のガス温度を 200℃，スタンドパイプ周囲雰囲気温度（外筒壁温）を 100℃として固定し，内部構造体の初期温度は 30℃を与えた．さらに，環状流路上端－下端間の差圧 $\Delta P$（下向き強制対流駆動力）を流動境界条件として与えた．また，非一様加熱条件として管高さの半分の位置の外筒側面に 200℃の高温領域（長さ $L$，角度 $\theta$ ）を設定した．$\Delta P$，$L$ および $\theta$ を変化させて，環状流路出口流れが強制対流（下向き）から自然対流（上向き）となる対流遷移条件を求めた．

**3. 結果**　図 2 は $L$ と $R\theta$ を変化させた場合の遷移発生点を各 $\Delta P$(27Pa，30Pa，35Pa，40Pa )についてプロットしたものであり，対流遷移条件が加熱面積 $A=LR\theta$ が一定（言い換えれば，加熱量が一定）の曲線と一致していることが分かる．図 3 は非一様加熱による付加的な自然対流駆動力($\Delta P$ - $\Delta P_0$)と加熱面積 $A$ の関係を示している．$\Delta P_0$ は非一様加熱部分が無い場合の対流遷移が発生する差圧 $\Delta P_0$ = 22 Pa である．対流遷移の付加的な自然対流駆動力は，非一様加熱面積の増加に伴い大きく上昇することが分かった．

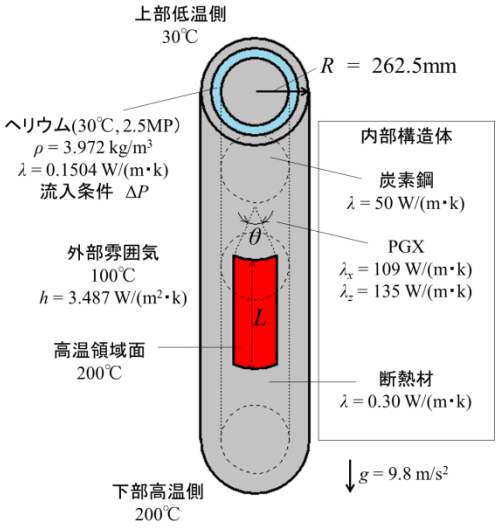



図 1.　解析体系

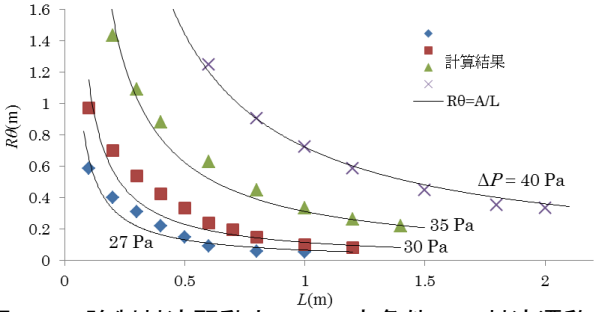



図 2.　強制対流駆動力($\Delta P$)一定条件での対流遷移条件

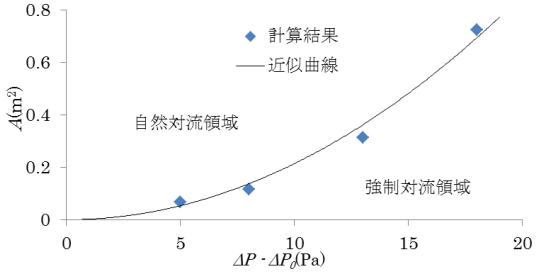



図 3.　付加的な自然対流駆動力($\Delta P$ - $\Delta P_0$)と加熱面積の関係

**参考文献** [1]小川益郎ほか(1998)『高温工学試験研究炉 1 次上部遮へい体の昇温に関する解析』JAERI-Tech 98-062

*Toshiro Kamidani[1], Tomoaki Kunugi[1]and Takehiko Yokomine[1]
[1]Kyoto Univ.

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

# [2E01-05] Standardization of safety assessment

Chair: Yukihiro Iguchi (Fukui Univ)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:05 PM  Room E (Lecture Rooms B B202)

## [2E01] Standardization of safety acessements for decommissioning

＊Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Yoshihiko Horikawa[3], Kazuo Mizukoshi[3], Jun Ueno[4] （1.JANSI, 2.IAE, 3.NEL, 4.GNES）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2E02] Standardization of safety assessments for decommissioning

＊Yoshihiko Horikawa[1], Tamura Akio[2], Kazuma Mizukoshi[1], Ueno Jun[3], Ken-ichi Tanaka[4] （1.NEL, 2.JANSI, 3.GNES, 4.IAE）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2E03] Standardization of safety assessments for decommissioning

＊Kazuma Mizukoshi[1], Yoshihiko Horikawa[1], Akio Tamura[2], Jun Ueno[3], Ken-ichi Tanaka[4] （1.NEL, 2.JANSI, 3.GNES, 4.IAE）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2E04] Standardization of safety assessments for decommissioning

＊Jun Ueno[1], Akio Tamura[2], Yoshihiko Horikawa[3], Kazuma Mizukoshi[3], Ken-ichi Tanaka[4] （1.GNES, 2.JANSI, 3.NEL, 4.IAE）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2E05] Standardization of safety assessments for decommissioning

＊Ken-ichi Tanaka[1], Akio Tamura[2], Yoshihiko Horikawa[3], Kazuma Mizukoshi[3], Jun Ueno[4] （1.IAE, 2.JANSI, 3.NEL, 4.GNES）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 廃止措置安全評価の標準化
## （1）意義と目的

Standardization of safety assessments for decommissioning
(1) Significance and goal for the activities

*田村　明男[1]，堀川　義彦[2]，水越　和満[2]，上野　純[3]，田中　健一[4]
[1]JANSI，[2]NEL，[3]GNESC，[4]IAE

発電用原子炉施設の廃止措置計画の具体化を図る際に重要となる廃止措置時の安全評価手法について、原子力学会標準として整理することの目的及び意義について述べる。

**キーワード**：廃止措置，安全評価，環境影響評価，

### 1. 緒言

2014 年 8 月に設置された、総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会原子力小委員会の「原子力の自主的安全性向上・技術・人材ＷＧ」において軽水炉安全技術・人材ロードマップ策定の必要性が示された。これを受け原子力学会の「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」において、具体的な軽水炉安全・人材ロードマップの検討が開始され、廃止措置分野においても作業部会を設置して精力的に検討が行われた。この結果、2015 年 5 月に報告書がまとめられた。この中で、廃止措置計画の構築方法の確立が短期的課題として抽出されており、技術的に重要な個別課題として安全評価手法の整備が挙げられている。

### 2. 標準化の目的

廃止措置計画時に実施する安全評価は次のとおり行われる。

（１）廃止措置中の周辺公衆の平常時及び事故時の被ばく線量を事前に評価し、廃止措置工事*が周辺公衆に過度の被ばくを生じさせないことを示す。

（２）廃止措置工事*に従事する者（作業従事者）の被ばく線量を事前に評価し、作業従事者に過度の被ばくを生じさせないことを示す。

（３）廃止措置工事*において作業従事者の労働安全が確保されることを示す。

（＊除染工事、解体工事及び廃棄物の処理並びにこれらに関連する事項を総称して廃止措置工事という）、

これらの事項を実施するために必要な要件を国際的な動向も踏まえ取りまとめ原子力学会標準として制定することで、我が国の廃止措置時の安全評価手法を国際的にも遜色なく、施設のリスクレベルに応じたものにするとともに、この標準を規制手続きにも利用することを目指す。

### 3. 標準化の意義

安全評価手法を標準化することにより、今後の廃止措置作業をより安全かつ合理的に実施できるとともに、本格的な解体工事前の廃止措置計画変更認可申請が効率的に実施できると考えられる。また、事業者が廃止措置工事計画及び費用の最適化を図る際、工事計画の妥当性検証の判断で標準を用いることが可能となる。

### 参考文献

[1] 日本原子力学会安全対策高度化技術検討特別専門委員会活動報告（平成 27 年 5 月）

---

*Akio Tamura[1], Yoshihiko Horikawa[2], Kazuma Mizukoshi[2], Jun Ueno[3], Ken-ichi Tanaka[4]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]Nuclear Engineering Ltd., [3]Nuclear Engineering and Services Company, [4]The Institute of Applied Energy

# 廃止措置安全評価の標準化
# （2）安全要件への対応検討

Standardization of safety assessments for decommissioning
(2) Correspondence study for safety requirements

田村　明男[1]，*堀川　義彦[2]，水越　和満[2]，上野　純[3]，田中　健一[4]
[1]JANSI，[2]NEL，[3]GNESC，[4]IAE

発電用原子炉施設の廃止措置時の安全評価手法の標準化に向けて、我が国の廃止措置時の安全評価手法を国際的にも遜色ないものとするため、国際的な安全要件の動向も踏まえた環境影響評価の標準化の方針に関する検討について述べる。

**キーワード**：廃止措置，安全評価，環境影響評価，

## 1. 緒言

廃止措置時の安全評価のうち環境影響評価に求められる要求事項を国内外の規程及び指針等から抽出し、既存の環境評価手法と要求事項を比較し、適合状況を検討、調査した。

## 2. 要求事項の調査

環境影響評価の要求事項の抽出として以下のことを行った。

（１）国内の法令、指針類より、環境影響評価に関する国内の要求事項の抽出。
（２）IAEA の安全要件、指針類より、環境影響評価に関する海外の要求事項の抽出。
（３）IAEA の安全レポートシリーズのうち、参考となる情報の整理。

## 3.既存の環境影響評価手法の要求事項に対する適合調査

既存の環境影響評価手法として電力中央研究所の報告書[7]に付録している「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第３次版）」に記載の安全評価手法に対し、要求事項との対応付けを行い、標準化に向けた対応方針について検討した。

## 4.結論

既存の環境影響評価手法と要求事項との対応付けが出来、標準化に向けた対応方針の案が出来た。

## 参考文献

[1] 原子力安全委員会　原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方（昭和 60 年 12 月、平成 13 年 8 月一部改定）
[2] IAEA GSR Part 6　Decommissioning of facilities（2014. 7）
[3] IAEA WS-G-2.1　Decommissioning of nuclear power plants and research reactor（1999. 10）
[4] IAEA WS-G-5.2　Safety assessment for the decommissioning of facilities using radioactive material（2008. 12）
[5] IAEA Safety reports series No.36 Safety considerations in the transition from operation to decommissioning of nuclear facilities（2004. 5）
[6] IAEA Safety reports series No.77 Safety assessment for decommissioning（2013. 6）
[7] 経済産業省　原子力安全・保安院　放射性廃棄物規制課委託、電力中央研究所 発電用原子炉廃止措置工事環境影響技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 19 年 3 月）

---

Akio Tamura[1], *Yoshihiko Horikawa[2], Kazuma Mizukoshi[2], *Jun Ueno[3], Ken-ichi Tanaka[4]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]Nuclear Engineering Ltd., [3]Nuclear Engineering and Services Company, [4]The Institute of Applied Energy

# 廃止措置安全評価の標準化
# （3）工事パラメータの調査

Standardization of safety assessments for decommissioning
(3) Study for Decommissioning Work Parameters

田村　明男[1]，堀川　義彦[2]，*水越　和満[2],上野　純[3]，田中　健一[4]
[1]JANSI，[2]NEL，[3]GNESC,[4]IAE

発電用原子炉施設の廃止措置時の安全評価手法の標準化に向けて、廃止措置時の環境影響評価で用いる工事パラメータについて調査し、適切なデータを収集するための方法を検討し、工事パラメータに関する課題を明確化する。

**キーワード：**廃止措置，安全評価，環境影響評価，

## 1. 緒言

廃止措置時の工事パラメータに係る調査を効率的に実施するため、電力中央研究所の報告書[1]に付録している「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第３次版）」（以下、「電中研ハンドブック」と呼ぶ。）で用いられる工事パラメータについて調査し、適切なデータを収集するための方法を検討した。

なお、ここでは環境影響評価に用いるパラメータのうち、環境への放出量を評価するためのパラメータを工事パラメータと呼び、放出量から環境影響を評価するためのパラメータを環境パラメータと呼ぶこととする。

## 2. 既存の環境影響評価手法における工事パラメータの調査

「電中研ハンドブック」に示されている各評価モデルにおいて用いられる工事パラメータをまとめ、各工事パラメータの設定方法を整理した。また、パラメータを設定するために必要なデータに関する情報を国内外の文献から調査した。

## 3. 工事パラメータの適用性調査

２.項で調査した既存の工事パラメータの設定方法の適用の可否について検討を行い、新たなパラメータの設定方法や必要なデータについて検討を行った。

## 4. 結論

廃止措置時の環境影響評価で用いる工事パラメータについて調査した。工事パラメータの評価方法の適用性及び必要なデータについて検討し、工事パラメータに関する課題を明確化した。

### 参考文献

[1] 経済産業省　原子力安全・保安院　放射性廃棄物規制課委託、電力中央研究所 発電用原子炉廃止措置工事環境影響技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 19 年 3 月）

---

Akio Tamura[1], Yshihiko Horikawa[2], *Kazuma Mizukoshi[2], Jun Ueno[3], Ken-ichi Tanaka[4]
[1]Japan Nuclear Safety Institute,[2] Nuclear Engineering Ltd.,[3]Nuclear Engineering And Services Company,[4]The Institute of Applied Energy

# 廃止措置安全評価の標準化
# （4）環境パラメータの設定

Standardization of safety assessments for decommissioning
(4) Setting of parameters for environment

田村　明男[1]，堀川　義彦[2]，水越　和満[2]，*上野　純[3]，田中　健一[4]
[1]JANSI，[2]NEL，[3]GNESC，[4]IAE

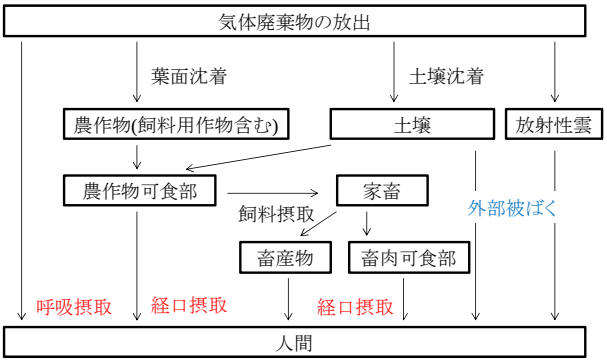
発電用原子炉施設の廃止措置計画の認可申請時に実施する安全評価の標準化に資するため、環境パラメータの設定を試行し、データの収集、設定方法を検討した。

**キーワード**：廃止措置，安全評価，環境影響評価

## 1. 緒言

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則にて、廃止措置計画認可申請に「廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」、「廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書」が求められており、平常時の環境影響評価、事故時の環境影響評価を実施する必要がある。環境移行モデルは財団法人電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック(第 3 次版)」(以下、電中研ハンドブックと記す)[1]に記載されており、周辺公衆の被ばくに至る移行経路の評価式に、各放射性核種の発生量と環境パラメータ(崩壊定数等の物理定数や実効線量換算係数、食品への移行係数等)を与え評価する。

## 2. 環境パラメータの設定について




周辺公衆被ばく線量評価では、移行経路ごとに検討対象となる全ての核種に対して、右図(平常時の環境影響評価)のような移行モデルで評価し、代表経路・核種を選定する。電中研ハンドブックでは、核種の環境移行の評価式とともに環境パラメータがまとめられているが、必ずしも実用発電用原子炉の環境パラメータとなっていない部分も存在する。標準化にあたり、仮想的なプラントに対し、環境パラメータの設定を試行し、実際のプラントの評価のために必要なデータの収集、設定方法を検討した。

## 3. 結論

仮想的なプラントに対し、環境パラメータの収集・設定を試行し、これらを適用する際の問題点や改善点を抽出した。

**参考文献**

[1] 経済産業省　原子力安全・保安院　放射性廃棄物規制課委託、電力中央研究所 発電用原子炉廃止措置工事環境影響技術調査(環境影響評価パラメータ調査研究)報告書(平成 19 年 3 月)

---

Akio Tamura[1], Yoshihiko Horikawa[2], Kazuma Mizukoshi[2], *Jun Ueno[3], Ken-ichi Tanaka[4]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]Nuclear Engineering Ltd., [3]Nuclear Engineering and Services Company, [4]The Institute of Applied Energy

# 廃止措置安全評価の標準化
## (5)廃止措置安全評価の実際

## Standardization of safety assessments for decommissioning
## (5)Practice of safety assessment for decommissioning

田村　明男[1]，堀川　義彦[2]，水越　和満[2],上野　純[3]，*田中　健一[4]
[1]JANSI，[2]NEL，[3]GNESC,[4]IAE

原子力施設の廃止措置期間中における施設の周辺環境影響評価について、実際に実施する現行の手法を紹介し、標準化の中で見直し検討を行うべき要点について説明する。

**キーワード**：廃止措置，安全評価，環境影響評価，廃止措置準備作業

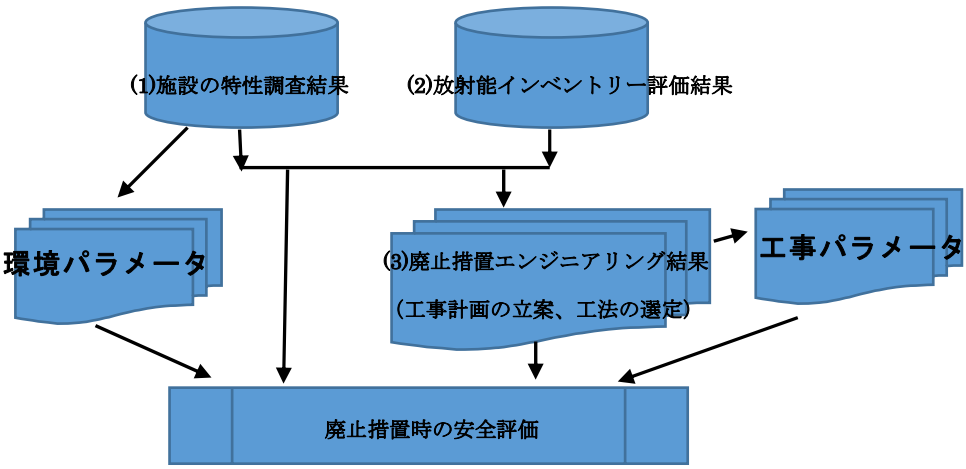
### 1. 緒言

現在廃止措置実施中及び計画認可申請中の原子力発電所では、計画認可申請書の添付書類「三　廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」及び「四　廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書」における評価（以下、「安全評価」という。）を「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第３次版）」[1)]（以下、「電中研ハンドブック」と呼ぶ。）を参照して実施している。これらを参照して、電中研ハンドブックの手法を用いた評価において、発電所ごとの評価の信頼性向上を図るために必要な事項を検討した。

### 2.安全評価の手順

安全評価の実施には、次の情報が必要になる。

(1) 施設の特性調査結果
(2) 放射能インベントリー評価結果
(3) 廃止措置エンジニアリング結果（工事計画の立案、工法の選定）




安全評価結果の信頼性は、これら、安全評価の上流側で実施される調査、評価及び計画立案の妥当性に依存するものである。

ここでは、各作業間で引き渡される情報を明示し、そこで与えられるデータが安全評価に与える影響について紹介する。

### 参考文献

[1] 経済産業省　原子力安全・保安院　放射性廃棄物規制課委託、電力中央研究所 発電用原子炉廃止措置工事環境影響技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 19 年 3 月）

---

*Akio Tamura[1], Yshihiko Horikawa[2], Kazuma Mizukoshi[2], Jun Ueno[3], Ken-ichi Tanaka[4]
[1]Japan Nuclear Safety Institute,[2] Nuclear Engineering Ltd.,[3]Nuclear Engineering And Services Company,[4]The Institute of Applied Energy

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

# [2E06-10] System development and evaluation

Chair: Ken-Ichi Tanaka (NUPEC)

Sun. Mar 27, 2016 4:05 PM - 5:25 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

## [2E06] A study on optimization of dismantling scenarios in Fugen decommissioning project (4)

＊Yuya Koda[1], masashi tezuka[1], satoshi yanagihara[2] （1.Japan Atomic Energy Agency Decommissioning Engineering Center, 2.University of Fukui Research Institute of Nuclear Engineering）

4:05 PM - 4:20 PM

## [2E07] Evaluation of Decommissioning Cost

＊Haruka Okude[1], Daisuke kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] （1.University of Fukui）

4:20 PM - 4:35 PM

## [2E08] A study on inventory evaluation for decommissioning with PHITS

＊Riku Nakamura[1], Tetsuo Matsumoto[1] （1.Tokyo City Univ. Engineering department）

4:35 PM - 4:50 PM

## [2E09] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

＊Yasuaki KATO[1,2], Satoshi YANAGIHARA[1], Yukihiro IGUCHI[1,2], Masashi TEZUKA[2], Yuya KODA[2] （1.University of Fukui , 2.JAEA）

4:50 PM - 5:05 PM

## [2E10] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

＊Yukihiro Iguchi[1,2], Satoshi Yanagihara[1], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2], Yasuaki Kato[1,2] （1.University of Fukui, 2.JAEA）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 廃止措置プロジェクトにおける解体シナリオの最適化検討（4）

A study on optimization of dismantling scenarios in 'Fugen' decommissioning project (4)

*香田　有哉[1]，手塚　将志[1]，柳原　敏[2]
[1]原子力機構，[2]福井大学

「ふげん」の廃止措置作業では遠隔解体は必要ないが、作業者の被ばく低減のための措置を必要とする領域が存在する。このような領域の例として、原子炉周辺機器を対象とし、遮蔽板の設置等を考慮する解体作業について、最適なシナリオの手法を構築した。

**キーワード**：ふげん、解体シナリオ、プロジェクト管理データ（PMD）、階層分析法（AHP）

## 1. 緒言

廃止措置を安全かつ合理的に実施するためには、作業特性を評価するとともに幾つかの作業に係るシナリオを策定し、その中から最適なものを選択することが重要である。「ふげん」では、被ばく対策の観点から作業領域を大きく 3 つに分類し、各々の最適シナリオの評価を進めている。本報告では、被ばく対策の必要な原子炉周辺機器（再循環系設備、重水系設備等）を対象とした解体シナリオの評価手法について検討した。

## 2. 作業領域の分類

(1)被ばく対策が必要ない領域（タービン系設備、工安系設備等）：設備・機器の汚染レベルは低く、被ばく防止として特別な対策を講じる必要がない領域

(2)被ばく対策が必要な領域（原子炉周辺機器）：被ばく管理目標値を超えている領域が確認されるため、作業前除染や遮蔽、高線量物の移動解体等の対策が必要な領域

(3)被ばく対策として遠隔解体が必要な領域（原子炉本体）：人が近づけないため遠隔解体が必要な領域

## 3. 解体シナリオの評価方法

解体シナリオは、原子炉周辺機器の解体を対象に幾つかのシナリオを作成後、作業人工数、作業者被ばく線量等のプロジェクト管理データ（PMD：Project Management Data）を算出し、続いて各 PMD を無次元化し総合的比較評価を行うことにより最適なシナリオを選択する。なお、作業における PMD 重要度の設定は階層分析法（AHP：Analytic Hierarchy Process）を用いる手法とする。

## 4. 解体シナリオの作成

原子炉建屋内に布設された原子炉周辺機器（約 700ton）の解体作業を対象とした作業シナリオでは遮蔽板の設置による線量の低減、除染による放射性廃棄物量の低減を考慮した以下の作業シナリオを作成した。（図 1）

シナリオⅠ（期間短縮）：複数のグループに分かれ解体を並行的に実施することで期間短縮を優先するシナリオ。被ばく対策は必要最低限とするため、作業員の被ばく線量は増加するが、作業人工数は低減する。

シナリオⅡ（被ばく低減）：線量が高い機器等について部分除染及び遮蔽板の設置等を実施するシナリオ。作業員の被ばく線量は減少するが、作業人工数や作業期間は増加する。

シナリオⅢ（放射性廃棄物低減）：可能な限り解体物をクリアランスレベルまで減少させるシナリオ。作業人工数は増加するが放射性廃棄物量は低減する。

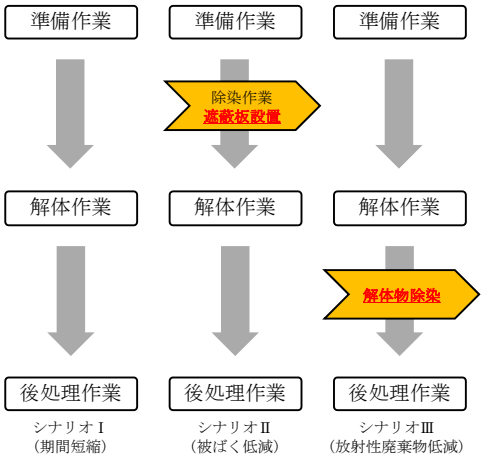



図 1 解体シナリオの概念図

上記の通り大分類したシナリオについては更に作業内容（除染対象の選定、作業ステップ等）によってシナリオを小分類し AHP を用いた重要度を踏まえ PMD を評価する。

## 5. 結言

細分化した解体シナリオ毎に PMD を評価し、AHP を用いて算出した重要度を反映することで最適シナリオを選択する手法を構築した。今後は本手法にて原子炉周辺機器の最適シナリオを評価する予定である。

---

*Yuya Koda[1] , Tezuka masashi[2], Satoshi Yanagihara[2]
Japan Atomic Energy Agency [1],University of Fukui [2].

# 廃止措置の費用評価（2）廃止措置工程の不確実性に係る検討

Evaluation of Decommissioning Cost (2) Study on Uncertainties in Project Scheduling

*奥出 陽香[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

我が国で初めて廃止措置工事の実施を行った、動力試験炉(JPDR)の実績データ[1]の分析を行い、作業時間のばらつきから、作業期間の変動の分布を算出した。この結果に基づき、作業期間の変動が廃止措置費用評価に及ぼす影響について検討を行なった。

**キーワード**：廃止措置，費用評価，期間依存型費用，不確実性

**1. はじめに**　廃止措置工事の実施に当たっては、予め作業工程を策定し、それに基づき作業が行われる。遠隔解体のように装置の性能により切断効率が異なるような作業では、作業時間の変動が考えられる。そこで、在来工法による作業と同様に[2]、作業時間が持つ不確実性について評価することが重要である。本研究では、原子炉建屋内主要機器・構造物を対象として作業期間の不確実性評価を行った。

**2. 評価方法**　原子炉建屋主要機器・構造物（炉内構造物、圧力容器、生体遮へい体等）の解体に必要な作業時間の分布を算出した。炉内構造物、圧力容器に関しては、切断一回あたりの作業時間の分布を算出した。また、生体遮へい体に関しては、1 ブロック解体あたりの作業時間の分布を算出した。解体全体の工程図として図 1 を想定した。解体対象機器・構造物毎に作業時間の期待値と分散を加算し、原子炉建屋主要機器・構造物解体全体の作業期間の分布を算出した。

**3. 結果・考察**　表 1 に解体作業に必要な日数の期待値と標準偏差を示す。なお、各機器の解体作業は，準備、切断・撤去、後処理を含むが、作業時間の分布の算出には切断・撤去に係る変動のみ考慮した。生体遮へい体は解体物量が最も大きいため、全行程に対する期待値と標準偏差に占める割合が大きい。圧力容器は炉内構造物と比較して約 3 倍の解体物量を持つが、切断・撤去にかかる日数は圧力容器の方が短い（圧力容器：17 日、炉内構造物：138 日、生体遮へい体：414 日）。これは，圧力容器解体に使用される装置の性能が高く、また圧力容器の形状が単純であることから、切断位置の設定が比較的容易に行えるためと考えられる。全解体作業工程には 32.8 日の標準偏差があり、これは期待値の 1.7%に相当する。従って期間依存型費用もこれに応じて変動する可能性がある。なお、準備・後処理が全作業期間に占める割合が大きいため、今後はその分布を考慮した検討を行う予定である。

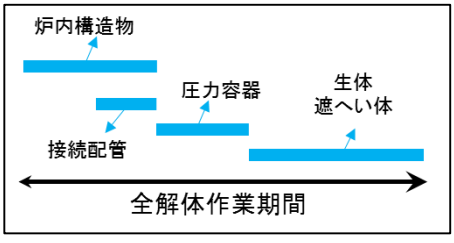



図 1　解体作業の工程

表 1　解体作業期間の期待値と標準偏差

| 解体対象物 | 機器・構造物重量（ton） | 解体に必要な日数の期待値（日）（準備・後処理含む） | 標準偏差（日） |
|---|---|---|---|
| 炉内構造物 | 9.09 | 479 | 7.16 |
| 圧力容器 | $3.02\times10$ | 508 | 1.48 |
| 生体遮へい体 | $1.40\times10^{3}$ | 870 | 31.54 |
| 工程全体 | $1.44\times10^{3}$ | 1864 | 32.38 |

**参考文献**

[1] 白石，他(1998), JPDR-Data-98-010, 112-114　[2] 奥出，他(2015), 2015 年秋の大会, G09.

*Haruka Okude [1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagiahara[1]
[1]Fukui Univ.

# PHITS を用いる廃止措置のためのインベントリ評価に関する研究

A study on inventory evaluation for decommissioning with PHITS

*中村 陸[1]，松本哲男[1]

[1]東京都市大学 工学部

武蔵工大炉と同様に廃止措置を行っている原子炉は研究炉、商用炉問わずに、日本や世界にも多数存在し、特に今後 1970 年代に多く建設された原子炉の廃止措置が始まろうとしている。しかし、実際に廃止措置が完了した原子炉の例はごく少数の例しか存在していない。

**キーワード：** 廃止措置 1、インベントリ評価 2、武蔵工大炉 3、PHITS4、生体遮蔽 5

## 1. 緒言

原子炉の運転によって、炉内の構造物や炉心周りの生体遮蔽体等の構造物は炉心からの中性子照射によって放射化され、放射性生成物になる。それらの放射能強度や物量は、炉出力・運転履歴及び照射中性子スペクトル、炉内構造物の配置に基づいて評価することが重要である。

## 2. 目的

現在廃止措置中の武蔵工大炉をモデルとした体系をモンテカルロ計算コード PHITS[(1)]で作成し、原子炉の運転によって発生する放射化された炉内構造物・生体遮蔽の残存放射能やその分布を明らかにし、解体廃棄物のインベントリ評価並びに、クリアランス検認の評価のためのデータを算出することを目的とする。

## 3. 方法

本研究では PHITS を用いて武蔵工大炉の生体遮蔽まで含む体系を作成し、放射化される炉内構造物並びに生体遮蔽の中性子フラックスを得るために中性子輸送計算を行う、次に過去の武蔵工大炉の運転履歴を用いて、DCHAIN-SP[(2)]への接続計算を行い、運転によって放射化した、炉内構造物、生体遮蔽の量、濃度を計算し、どの範囲がクリアランスレベル以下の放射能濃度であるかの検討を行った。図 1 に計算モデルを示す。

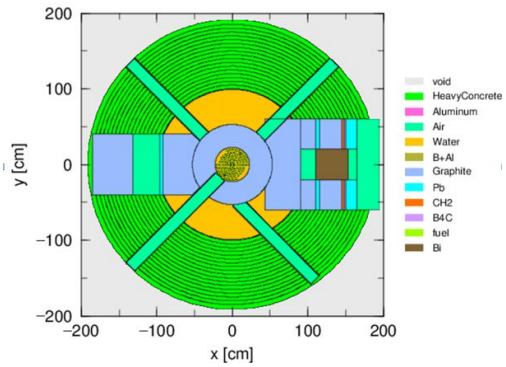



図 1:PHITS で作成した計算モデル(横断面)

## 4. 結果

輸送計算並びに放射化計算を行った結果、どの構造物、生体遮蔽にも不純物として、微量にコバルト 59 が含まれているため、(n, γ)反応によって発生したコバルト 60 が多く含まれていた。

運転終了直後の炉心グラファイトの放射能として、$4.97\times10^{11}$ [Bq/ton] の放射能濃度が計算結果として得られた。また、計算結果からクリアランスレベル以下の領域を計算したところ、炉内に存在する鉛遮蔽体は運転終了から数日でクリアランスレベル以下という結果が得られ、炉心付近の生体遮蔽がクリアランスレベル以下になるためには、運転終了から 27600 日の期間が必要であるという結果になった。運転停止から 26 年経過した現在では、この炉心付近の生体遮蔽を除きその他の大部分がクリアランスレベル以下という結果になった。

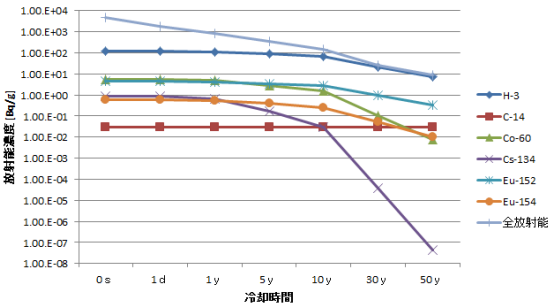



図 2:放射能濃度(炉心付近の生体遮蔽)

## 5. 結論

今回、モンテカルロ計算コードの PHITS を用いて、炉内構造物及び生体遮蔽の放射化放射能のクリアランス検認の評価のためのデータを算出して検討を行った結果、廃止措置のツールとして PHITS コードを適用することが可能であることがわかった。

### 参考文献

[1] T. Sato etal. Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.77, 913-923 (2013)

[2] Kai, Tetsuya etal. DCHAIN-SP 2014: High energy particle induced radioactivity calculation code (2014)

*Riku Nakamura[1] Tetsuo Matsumoto[1]

[1]Tokyo Sity Univ Engineering department

# 原子力施設廃止措置における知識マネジメント支援システムの構築
## (4)知識工学手法に基く知識基盤の整備

Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities
(4)Knowledge Base Development based on Knowledge Engineering Method

*加藤 靖章[1,2]，柳原 敏[1]，井口 幸弘[1,2]，手塚 将志[2]，香田 有哉[2]
[1]福井大学，[2]原子力機構

廃止措置業務を進める「ふげん」には、設計、建設時代から蓄積された経験、ノウハウや、廃止措置に関する技術的なデータ、情報、知識が存在する。この膨大な量の知的資源を適切に利用するために、知識工学の手法に基くタクソノミー（分類学）及びオントロジー（概念体系）の構築について検討した。

**キーワード：知識マネジメント**，廃止措置，タクソノミー，オントロジー

### 1. 緒言

「ふげん」では廃止措置業務を円滑に進めるために知識マネジメントの取り組みが行われている。「ふげん」には、廃止措置に関する膨大な量の知識（文書、データ、人が内在的に持つ文書化されていない知識）が存在しており、業務に携わる職員がそれらの知的資源を適切に活用できるようなシステムの構築を目指している。そのための土台作りとして、知識工学の手法に基づき廃止措置に関するキーワードを体系化する手法の構築を進めている。

### 2. 廃止措置に関する概念体系（タクソノミー、オントロジー）の構築

廃止措置に関する膨大な知識を体系立てて整理し、知識利用の利便性向上を図るために、「ふげん」で働く職員を対象にアンケートを実施した。アンケートでは、職員が業務を進める際に参考にしている知識源（文書、データ、有識者）と、それらに関するキーワードを挙げてもらった。このアンケート結果は廃止措置業務を行う上で重要な情報となる。また、それぞれの知識要素にはキーワードを関連付けているため、システム化を想定した場合に知識利用者は同一キーワードを持つ知識をまとめて利用することができる。更に高度な知識源の検索を実現するために、タクソノミー、オントロジーといった知識工学に基づく考え方を導入する。タクソノミーは、キーワードを体系的に分類し、is-a 関係（上位概念／下位概念）で紐付けたものである。本研究では廃止措置分野を対象とするため、「解体工事」、「切断」、「福井大学」などといったキーワードを分類することになるが、それらは例えば「廃止措置業務」、「技術」、「組織」という括りに分類され、また、「学校」、「大学」というキーワードは、組織という分類の中で is-a の関係となる（図１）。一方、構築したタクソノミーに対して、attribute-of 関係（属性）、part-of 関係（部分概念）等の規則を用いて意味付けしたものがオントロジーである。このオントロジーは対象の知識源の前提となる概念モデルを表しており、これを応用することで類義語、関連語などを加味した知識ベースと高度な検索システムの構築を図る。

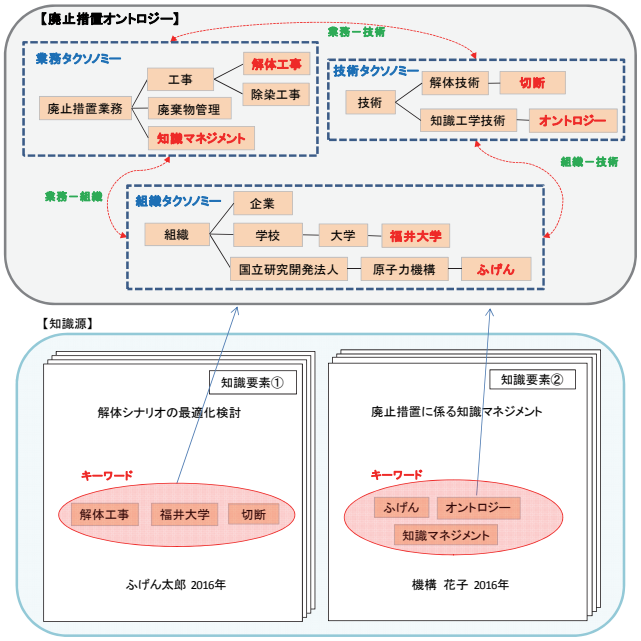



図1：知識ベースのイメージ

### 3. まとめと今後の課題

上記では、廃止措置を進める「ふげん」が保有する膨大な知識源を有効に活用するため、知識に紐付くキーワードを基にしたタクソノミー、オントロジーの構築について検討した。一度構築したタクソノミー、オントロジーは日常的な見直しが重要で、システムの利便性を考慮しながら構成要素となるキーワードの充実化及びキーワード間の意味付け等のメンテナンスを継続的に行う必要があると考えられる。また、この知識基盤を活用し、知識源を適切に利用するための検索システムの検討も今後の課題である。

---

*Yasuaki Kato[1,2], Satoshi Yanagihara[1] , Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], and Yuya Koda[2]

[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency.

# 原子力施設廃止措置における知識ﾏﾈｼﾞﾒﾝﾄ支援ｼｽﾃﾑの構築
# (5)仮想現実、拡張現実技術を利用した支援ｼｽﾃﾑの開発検討

Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(5) Study for the Support System by VR/AR Technology

*井口 幸弘[1,2]，柳原 敏[1]，手塚 将志[2]，香田 有哉[2]，加藤 靖章[1,2]

[1]福井大学，[2]原子力機構

「ふげん」では、職員が持つ知識や技術を次の世代へと継承するために廃止措置に係る知識マネジメントの取り組みを行っている。その一環として、「ふげん」の 3 次元 CAD データと仮想現実(VR)・拡張現実(AR)技術を組み合わせた知識継承の方法を検討し、支援システムの開発を実施している。

**キーワード：**知識マネジメント，仮想現実，拡張現実，廃止措置

## 1. 緒言

「ふげん」では、平成 20 年に原子炉等規制法に基づく廃止措置計画の認可を受けて廃止措置作業を進めている。廃止措置は長期に渡るため、知識継承を目的に、施設職員に内在する文書化されていない知識を抽出し、体系化、組織化、共有化する知識マネジメント(KM)システムの構築を行っている。この中で、廃止措置の物量評価や解体シミュレーションを行うために整備した 3 次元 CAD データを活用した KM 支援システムの開発を実施している。

## 2. VR/AR による KM 支援システムの概念

廃止措置の開始に先立ち、プラントの主要な機器、配管、ダクト、構造物、建屋等を対象に 3 次元 CAD データ及び関連するプラントデータを整備し、廃止措置計画の立案や解体の訓練等に活用して来た。

また、廃止措置計画を始めとするプラント固有の文書、情報、データ、国内外の文献等の関係情報が、廃止措置の計画・実施にあたって必要となる。

これらの情報及び廃止措置従事者の知識を適切に体系化し、次世代に継承していく必要がある。このための一つの手法として、3 次元 CAD データに有用な情報や知識をリンクして活用する方法が考えられる。

廃止措置の主目的は設備の解体と発生した廃棄物の処理・処分であり、これらの対象物に着目して、知識と情報の整理を行うことで、情報を合理的に体系化し、活用、継承できると考えられる。

## 3. VR/AR による KM 支援システムの概要

本支援システムの概念図を図 1 に示す。「ふげん」の 3 次元 CAD データ及びプラントデータは基本的に既に整備されて活用されている。

一方、関係情報や文書等は、別の KM 支援システムの中で整理され、体系化を図っている。これらの情報は、VR 支援システム及び AR 支援システムの入力となる。特に AR の場合は、現場での活用を行うために、位置同定機能によって、現場の実映像に 3 次元 CAD に基づく関連情報を重畳させる。

表示装置には、必要に応じて放射能、線量率、材料といった対象物の情報を色分けなどで表示させるとともに、過去の運転履歴といった詳細な属性情報も提示させる。さらに、事前に登録されている文書等の関係情報をリンクさせ、その内容を参照することができる。

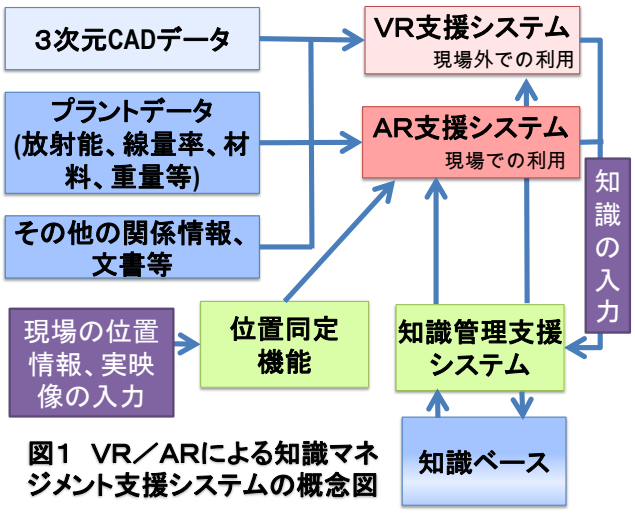



図1 VR／ARによる知識マネジメント支援システムの概念図

利用者は、これらの表示情報を元に、廃止措置の計画や実施に関して得られた知識を対象物や設置場所に関連した形で入力する。これによって、有用な知識が空間的に整理され、さらに廃止措置の工程等のデータを連携させることによって、時間的にも整理でき、知識を有効に活用できる。

## 4. 今後の計画

本支援システムについては、複数の職員による廃止措置計画に関する討議やベテラン職員と若手との知識継承のための教育の中で活用し、実際の知識の入力を試行し、その有効性を評価して行く予定である。

*Yukihiro Iguchi[1,2], Satoshi Yanagihara[1], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2] and Yasuaki Kato[1,2]

[1]Universicy of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

# [2E11-14] Decontamination technology for reactor

Chair: Koichi Kitamura (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 5:25 PM - 6:30 PM  Room E (Lecture Rooms B B202)

## [2E11] Mechanisms, Methods and Devices of Nuclear Reactor Decontamination

＊Eisuke Minehara[1], Ryuichiro Yamagishi[1], Ryoya ISHIGAMI[1], Shin'ichi TOYAMA[1] （1.The Wakasa Wan Energy Research Center）

5:25 PM - 5:40 PM

## [2E12] Consideration on complete laser peeling and decontamination technologies for nuclear reactor decommissioning

＊Ryuichiro Yamagishi[1], Ryoya ISHIGAMI[1], Shin'ichi TOYAMA[1], Eisuke MINEHARA[1] （1.The Wakasawan Energy Recerch Center）

5:40 PM - 5:55 PM

## [2E13] Development of chemical decontamination method for PWR decommissioning

Koji Negishi[1], ＊Yumi Yaita[1], Masato Okamura[1], Taro Kanamaru[1], Hiromi Aoi[1], Akira Ikeda[1] （1.TOSHIBA）

5:55 PM - 6:10 PM

## [2E14] Development of chemical decontamination method for PWR decommissioning

＊Toshihiro Yoshii[1], Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Yasushi Yamamoto[1], Hiromi Aoi[2], Taro Kanamaru[2] （1.Toshiba Corporation Power and industrial Systems R&D Center, 2.Toshiba Corporation Isogo Engineering Center）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 廃炉における除染の仕組み、除染方法と除染装置

## 複数の除染の仕組み、除染方法と除染装置との比較

## Mechanisms, Methods and Devices of Nuclear Reactor Decontamination

### Review of the Several Nuclear Decontamination Mechanisms, Methods and Devices

*峰原 英介[1]、山岸 隆一郎[1]、石神 龍哉[1]、遠山 伸一[1] [1]若狭湾エネルギー研究センター

Abstracts:

We plan to compare several conventional and novel decontamination methods, devices and their working mechanisms. Resultantly, we can review to elucidate clearly their limitations and how to minimize the defects of the conventional decontamination mechanisms and devices and methods. Finally, we can discuss and introduce a novel and better features of the newest laser decontamination methods, devices and their working mechanisms.

Keywords: nuclear decontamination mechanisms, nuclear decontamination methods, nuclear decontamination devices, review

## 1. 緒言

廃炉における数種類の除染の仕組み、除染方法と除染装置を比較する。これにより現状の既存の除染方法や除染装置の限界、改善方法とこれを大きく凌駕するレーザー除染の優位点を議論し、紹介する。

## 2. 廃炉における除染

化学除染である系統除染などは除外して、廃炉で行われる局所汚染の除染方法である機械的除染や研削材とレーザー等を用いる除染方法をここでは比較議論する。

### 2-1. 研削材の除染

硬い研削材を使うサンドブラスト、水ジェット、ウェットブラスト等は、研削材が汚染物を埋めこんでしまうため、綺麗にならない。除染前汚染濃度を除染後汚染濃度で割った除染係数は 5-10 程度で小さい。また研削材が大量に必要で研削する１次汚染物に比べて千倍以上の２次汚染物を発生する。ドライアイスブラストは、研削材が気体となってしまうので埋め込みも大量の２次汚染物も出ないが柔らかなドライアイスでは、柔らかな塗装や油は除去できても金属も固いものも除染できない。研削材同士の衝突と飛翔中の速度低下で削れる範囲は投射範囲の 1/10 以下の狭い領域で研削速度は極めて小さい。

### 2-2. レーザーの除染

レーザー光のエネルギーで蒸発昇華させるＣＷレーザー除染［1］は研削材除染と異なり、溶け込みも埋め込みはなく、研削材がないので 2 次汚染はゼロで、固体であれば硬い金属、セラミック、柔らかなコンクリートまで除染可能である。除染係数は 1 万以上になり、極めて大きく、検出限界以下にすることができる。出力を２ｋＷにあげると０．１ｍｍ程度削って千分の１，１０ｍ２から１０ｋＷでは１００ｍ２を超す速度できれいにすることができる。

## 3. 結論

過去の市場価格から今後 15 年で使用しているファイバーレーザーの値段は 1/10 になると期待されるので、近い将来、装置と運転の経費も最も安価で、最もきれいで、最も高速で除染ができると考えられる。

参考文献

[1] USPTO 米国特許

“Eisuke John Minehara[1], Ryuichiro Yamagishi[1], Ryoya ISHIGAMI[1], and Shin'ichi TOYAMA[1]” [1]The Wakasa Wan Energy Research Center .

# 完全除染可能な原子炉廃炉のためのレーザー剥離技術の検討

Consideration on complete laser peeling and decontamination technologies for nuclear reactor decommissioning

*山岸 隆一郎[1]，石神 龍哉[1]，遠山 伸一[1]，峰原 英介[1]
[1]若エネ研

廃炉のための完全除染可能なレーザー剥離・除染技術の検討を行った結果を報告する。

**キーワード：**レーザー除染、レーザー剥離、原子炉廃炉

## 1. 緒言

我々は、東日本大震災により被災した福島第 1 原発を含む旧式原子炉の廃炉において、その放射性汚染物の完全除染可能なレーザー除染技術の開発に成功したが、放射性物質により汚染されたコンクリート等広範囲の素材へと本技術を適用し、高速度・高効率の除染を行うためには、素材毎にレーザー除染メカニズムを解明する必要がある。

## 2. 研究目的

原子力発電所では多くの材料が建屋を構成するために用いられており、コンクリートだけでも 40,0000t 程度になるとされているが、廃炉の際、その全てを放射性廃棄物として処理することは、大きなコスト負担となる。放射化された 1 次汚染物は、全体を放射性廃棄物として扱う以外の道はないが、放射性物質により表面汚染された 2 次汚染物に対しては、我々の除染技術を適用して汚染表面のみを研削することで、大多数の非汚染部分は一般廃棄物として扱うことが出来るようになり、放射性廃棄物総量の低減を図ることが可能となる。

我々の開発したレーザー剥離・除染法では、重量・形状の異なる廃棄物が発生する機械的破砕とは異なり、研削物は粉塵として回収可能である。また、研削材を使用しないレーザー剥離・除染は 2 次汚染を受けないので、放射性廃棄物の発生を 1/1000 程度まで削減できる。

レーザー剥離・除染では金属を対象とした場合、適切な条件設定により、検出限界以下の除染を達成した事例があるが、コンクリートの場合では、剥離・除染のプロセスを詳細には検証していない。多孔質で通気性もあるコンクリート表面では、高速レーザー走査により、表面にガラス状溶融池を発生させる過程や、レーザーの熱が表面を昇華させる過程、熱が表面を瞬間膨張させて発生する圧縮応力による熱破砕過程、もしくは、熱により結晶水や浸透水等が水蒸気爆裂を起こし、その力により破砕される過程など、様々な現象が起こりうるため、どの因子が剥離・除染に効果的であるのかが明らかとなっていない。よって、実験により、剥離に寄与するそれぞれの因子の評価が必要となる。

## 3. 発表内容

本発表では、原子炉建屋材料として最も多く用いられているコンクリートを対象としたレーザー剥離・除染技術の除染性能向上を目的として、どのような実験・検証を行うべきかを検討した後、様々な条件下でのレーザー照射を実施してレーザー走査後表面の状態観察を行い、レーザー剥離に寄与する因子の観測結果を評価して報告する。

---

*Ryuichiro Yamagishi[1], Ryoya Ishigami[1], Shin'ichi Toyama[1], and Eisuke John Minehara[1]
[1]The Wakasawan Energy Research Center

# PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発
# (1) 除染条件の検討

Development of the advanced T-OZON$_{TM}$ for PWR decommissioning
(1) Study of decontamination conditions

根岸孝次[1]　*矢板由美[1]　岡村雅人[1]　金丸太郎[1]　青井洋美[1]　池田昭[1]
[1]（株）東芝

PWR 廃止措置時の解体前系統除染としてオゾンを活用した除染技術の開発を行っている。東芝が保有している BWR の供用中向けの除染技術 T-OZON$_{TM}$ を PWR に適用するため、除染条件の改良検討を行った。

**キーワード**：オゾン、除染、PWR、廃炉、酸化皮膜

## 1. 緒言

世界的に原子炉の経年化が進んでおり、特に世界の軽水炉の約 7 割を占める PWR の廃止措置は増加していく。そのため作業者の被ばくを低減するための解体前系統除染のニーズが高まっており、東芝は保有技術である BWR 向け化学除染技術 T-OZON$_{TM}$ を PWR 廃止措置に適用するための改良に取り組んでいる。

## 2. T-OZON$_{TM}$ の概要と PWR 皮膜の特徴

T-OZON$_{TM}$ の原理は、図 1 に示す通り、酸化剤のオゾン水により内層クロム酸化物を、還元剤のシュウ酸により外層鉄系酸化物を還元溶解するものである。オゾン、シュウ酸共に分解可能な薬剤であり、二次廃棄物発生量が少ないことが特長である。

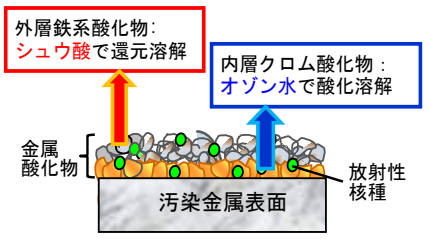



図 1　T-OZON$_{TM}$ の原理

PWR と BWR の一次系水質を表 1 に示す。PWR の水質は、BWR と比較して溶存水素濃度が高く、溶存酸素濃度が低い、強還元性水質である。この様な水質では、内層のクロム酸化物が発達する。また、PWR の一次系の構成材料はニッケル基合金の割合が高く、ニッケル基合金部分の酸化物は難溶解性のニッケル系酸化物が多く生成している。

表 1　PWR と BWR の一次系水質

| | BWR | PWR |
|---|---|---|
| 溶存水素(ppb) | 50 | 3000 |
| 溶存酸素(ppb) | 10-200 | < 5 |
| 亜鉛(ppb) | 0-5 | >20 |
| 温度（℃） | 285 | 310 |
| ホウ素(ppm) | － | 100-2000 |
| リチウム(ppm) | － | 5 |

## 3. 除染条件の検討

上記特徴を有する PWR 皮膜向けの除染条件として、発達したクロム酸化物に対応する酸化力強化、難溶解性のニッケル系酸化物に対応する還元条件の最適化を検討した。ここでは、還元条件検討例を示す。難溶解性のニッケル系酸化物の模擬物として、NiFe 酸化物($NiFe_2O_4$)粉末を用い、シュウ酸除染液電位による溶解性への影響を検討した。95 ℃、2000ppm のシュウ酸溶液に鉄を 20ppm 添加し、紫外線照射により除染液の電位を制御した。図 2 に示す通り、低電位側になるほど溶解速度は上昇し、マイナス電位条件では、自然電位に対して約3倍の溶解性を示した。

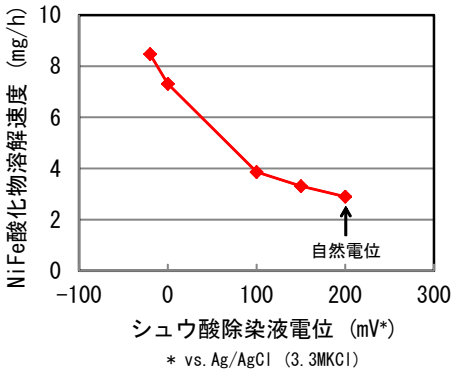



図 2　除染液電位による NiFe 酸化物溶解性

注:T-OZON は東芝の登録商標です

*Koji Negishi[1], Yumi Yaita[1], Masato Okamura[1], Taro Kanamaru[1], Hiromi Aoi[1], Akira Ikeda[1]
[1]Toshiba Corporation Power Systems Company

# PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発
# (2) オゾン濃度評価手法の構築

Development of the advanced T-OZON$_{TM}$ for PWR decommissioning

(2) The evaluation of ozone concentration by experiment and computational fluid dynamics

*吉井敏浩[1]　矢板由美[1]　根岸孝次[1]　山本泰[1]

[1]（株）東芝

PWR 廃止措置時の解体前系統除染として、オゾンを活用した除染技術の開発を行っている。本報では、要素試験によるオゾンの濃度推移の把握と、CFD を活用したオゾン濃度予測評価法の構築を行った。

**キーワード**：オゾン、除染、PWR、廃炉、原子炉、SG

## １．緒言

除染は給水中にオゾンを含む気泡を注入し行う。従って、PWR1 次系全体を除染するためには、除染領域のオゾン濃度分布を評価し、注入するオゾン量を計画する必要がある。このため、蒸気発生器(SG)の伝熱管を模擬した試験体を作成し、オゾン濃度の推移を把握するとともに、オゾン濃度を予測する評価手法を整備し計測値と比較を行った。

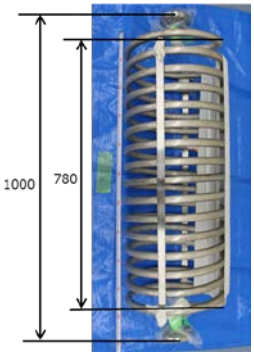



図１　試験体

## ２．オゾン濃度評価モデルと試験体系

給水中のオゾン濃度は、水中に溶けたオゾンが時間とともに自己減衰するとともに、気泡から水へオゾンが供給される。本評価は、これまで模擬していた自己減衰に加え、気泡から水へのオゾン供給モデルを整備し適用した。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = K_L \times a \times (C^* - C) - kC \quad \cdots (1)$$

$K_L$ ：物質移動係数（m/s）　　$C^*$: 飽和オゾン濃度（kg/m$^3$）

$a$ ：気液接触面積（m$^2$/m$^3$）　$k$ ：減衰係数(1/s)

図 1 に試験体を示す。試験体は内径 20mm、長さ 15m の渦巻配管である。試験では、ミキサーポンプで給水を循環させるとともに、ポンプでオゾンを微細化して注入し、渦巻配管前後のオゾン濃度を測定した。$K_L \times a$ は未知数であり、試験結果より評価した。

解析体系は試験体と同形状の格子とし、気泡を含む水を扱うため、オイラー二相流とした。また、オゾンをスカラーで定義し、オゾンの自己減衰と気泡から水へのオゾンの供給をモデル化した。

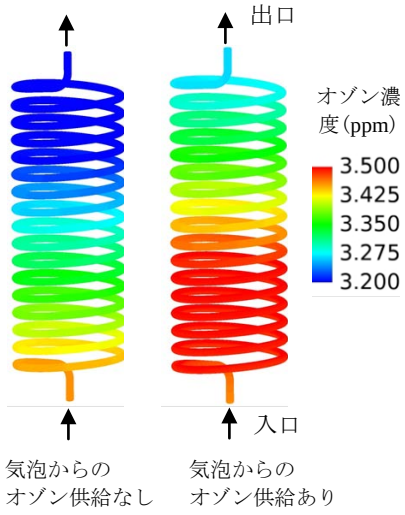



図２　オゾン濃度分布

## ３．数値評価結果と考察

図 2 に試験体のオゾン濃度分布解析結果を、図 3 に試験と解析の軸方向オゾン濃度の比較を示す。気泡から給水へのオゾン供給モデルを追加すると、試験体出口でのオゾン濃度は 3.25ppm となり、試験計測値に近い結果となった。

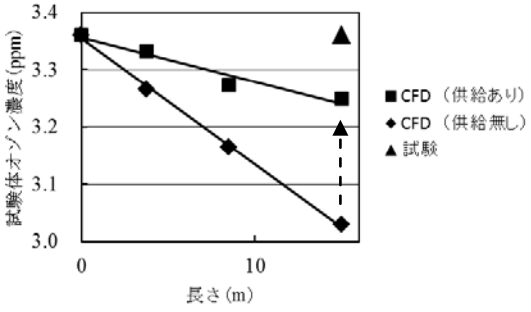



図３　軸方向のオゾン濃度

## ４．結言

従来のオゾンの自己減衰モデルに加え、気泡からのオゾン供給モデルを追加した CFD 評価手法を整備し、SG を模擬した管を対象としたオゾン濃度評価を実施した。その結果、 オゾン供給モデルを追加することにより、試験計測値により近い評価が可能となった。

*Toshihiro Yoshii[1], Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Yasushi Yamamoto[1]

[1]Toshiba Corporation Power Systems Company

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-1. Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment/404-2. Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

# [2F14-16] Isotopes

Chair: Masanobu Nogami (KINDAI)

Sun. Mar 27, 2016 3:50 PM - 4:40 PM  Room F (Lecture Rooms B B201)

## [2F14] Vaper pressure isotope effects in fluoroform studied by molecular orbital method

＊ryouta mitome[1], Satoshi Yanase[2], takao ooi[2] （1.Sophia University, 2.Sophia Univercity）

3:50 PM - 4:05 PM

## [2F15] Basic Separation Property of Water Isotopes by using Ultrasonic Technology

＊Naoki Tajima[1], Hiroko Abe[1], shuji seki[1], Kazuya Yamada[1], michitaka saso[1] （1.Toshiba Co.）

4:05 PM - 4:20 PM

## [2F16] Application of Grating Ti:Sapphire Laser to Resonance Ionization Mass Spectrometry

＊Vincent Degner[1,2], Takahide Takamatsu[1,3], Daiki Matsui[1,3], Kousuke Saito[1], Atsushi Nakamura[1], Ryohei Ootake[1], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1,3], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1] （1.Nagoya University, 2.Johannes Gutenberg-University Mainz, 3.RIKEN Nishina Center）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 分子軌道法によるフルオロホルム($CHF_3$)の蒸気圧同位体効果の解明

Vapor pressure isotope effects in fluoroform studied by molecular orbital method

*三留良太、柳瀬聡、大井隆夫

上智大・理工

分子軌道計算により、実験で観測されている $CHF_3$ の蒸気圧同位体効果の理論的な解明を試みた。その結果、同位体効果の温度依存性の再現には至っていないが、その定性的な再現には成功した。

キーワード：フルオロフォルム、蒸気圧同位体効果、分子軌道法

【目的】気液平衡にあるフルオロホルム($CHF_3$)の液相と気相では、H/D、$^{12}C/^{13}C$ の比が異なり、135～200 K で、$^{13}C$ は気相に、D は液相にそれぞれ選択的に分別されることが知られている [1]。これを $CHF_3$ の蒸気圧同位体効果という。本研究では、Gaussian プログラムを用いて分子軌道計算を行い、実験で観測されている $CHF_3$ の蒸気圧同位体効果を理論的に解明することを目的とした。

【実験】$CHF_3$のH/Dと$^{12}C/^{13}C$の蒸気圧同位体効果の大きさは、(1)、(2)式の同位体交換反応の平衡定数$K_H$と$K_C$の1からの偏差として与えられる[2]。

$(CDF_3)_G + (CHF_3)_L \leftrightarrows (CHF_3)_G + (CDF_3)_L$ (1)

$(^{13}CHF_3)_G + (^{12}CHF_3)_L \leftrightarrows (^{12}CHF_3)_G + (^{13}CHF_3)_L$ (2)

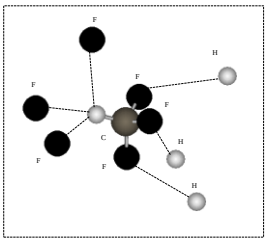


Fig. 1 囲まれた $CHF_3$ 分子

これらの式で G、L はそれぞれ気相、液相を示す。$K_H$ と $K_C$ はそれぞれ液相、気相の H/D と $^{12}C/^{13}C$ の換算分配関数比（rpfr）の比として与えられる。気相のモデルとして $CHF_3$ 単量体を、液相のモデルとして $CHF_3$ クラスター中の周りを他の $CHF_3$ 分子で囲まれた $CHF_3$ 分子を用いた。rpfr と平衡定数を計算して同位体効果を調べるため、$CHF_3$ 分子とそのクラスター $(CHF_3)_n$ の構造を最適化し振動解析を行った。振動解析により、得られた振動数は rpfr の計算に使用した。理論レベルは MPW1PW91/6-31++G(d)で行った。

【結果と考察】$CHF_3$ は、CH 伸縮運動の振動数が凝縮においてブルーシフトすることが実験的に観測されており、ダイマーを使った計算により説明されている。その原因は一方の $CHF_3$ 分子の F から、もう一方 $CHF_3$ 分子への電荷密度の移動である。今回の結果では、モノマーでは CH 伸縮運動の振動数は 3099 $cm^{-1}$ で、クラスターでは 3114～3131 $cm^{-1}$ であり、大きなクラスターでもブルーシフトが起こることが計算で示された。

液体の $CHF_3$ のモデルとして使ったクラスターにおける他の $CHF_3$ 分子に囲まれた $CHF_3$ 分子を Fig. 1 に示した。Fig. 1 において囲まれた $CHF_3$ 分子は H が 3 つの CH--F 相互作用、3 つの F がそれぞれ一本ずつの CH--F 相互作用を持つ。$CHF_3$ クラスターに関して $K_H$ 、$K_C$ を求めた。その結果、$K_H$ の値は 1 より大きくなり、$K_C$ の値は 1 より小さくなった。これは実験結果と定性的に一致している。大きなクラスターほど平衡定数が実験値に近づいており、より大きなクラスターで計算を行えば、より実験に近いデータが得られる可能性がある。また、平衡定数の温度依存性に関して実験結果と比較しプロットした結果、相互作用の数が多いデータを温度が低い方に相互作用の数が少ないデータを温度が高い方にすることで $K_H$ の温度依存性をある程度再現出来た。$K_C$ の温度依存性に関してはまだ再現に至っていない。

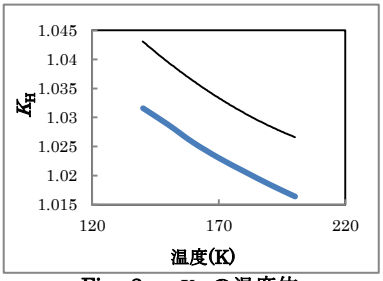



Fig. 2 $K_H$ の温度依

[1] A. Popowicz, T. Oi, J. Shulman, T. Ishida, *J. Chem. Phys*. **76**, 3732 (1982)

[2] J. Bigeleisen, M. G. Mayer, *J. Chem. Phys.***15**, 261 (1947)

Ryouta Mitome, Satoshi Yanase, Takao Oi

Sophia Univ., Science and Technology Lab.

# 超音波を用いた水同位体分離の基礎検討
# 重水での分離性能評価

Basic Separation Property of Water Isotopes by using Ultrasonic Technology
Evaluation of Separation Performance for Heavy Water

*田嶋　直樹[1], 阿部　紘子[1], 関　秀司[1], 山田　和矢[1], 三倉　通孝[1]
[1]株式会社 東芝

水同位体分離は、環境計測、医療、核融合などの分野で重要な技術である。近年はトリチウム水（HTO）の分離が福島第一原子力発電所での汚染水処理の懸案事項の１つに加わった。我々は超音波で発生したミストを利用した分離技術を検討中である。水の同位体として重水に着目して試験を行った結果、分離度 1.05 を確認した。

**キーワード：超音波，周波数，水同位体，模擬海水,重水**

**1. 緒言：**　水とエタノールの混合液に超音波照射で生成するミストを回収することでエタノールを良好に分離回収できることが知られている(文献１)。このメカニズムには諸説あるがその１つに水とエタノールの水素結合の結合強度の差があげられている（文献２）。水の同位体の水素酸素の結合強度は、O-H＜O-D＜O-T の順に高くなる。このことから超音波で発生するミストを適切に分離することで水の同位体を分離できる可能性がある。本発表では、水の同位体の一例として重水を対象として試験を行った結果について報告する。

**2. 特徴：**　実用化の際は以下の特長が想定される。①室温処理が可能、②蒸留塔のような液温度の制御が不要、③添加薬剤が不要（海水成分などの混入は可）、④小型かつ単純なシステム構成、⑤迅速な起動停止が可能

**3. 装置概要：**　概略装置構成を図１に示す。超音波波振動子は周波数 1MHz～3MHz の範囲で複数選定した。装置は、底部に超音波振動子を取り付けたミスト発生部、大きなミストを排出するための分級部、小さなミストの回収を促進させるための冷却部、およびミストを移送させるための内部循環式ブロアーで構成されている。超音波が動作するとミスト発生部の気液界面に液柱が立ち上がり、そこからミストが発生する。分級部で分離された大きなミストは沈降で回収され、小さなミストは冷却部で回収される。なお環境中の河川水や海水には 150 ppm 程度の重水が含まれている。そこで評価対象は純水中および人工海水（大阪薬研：マリンアート SF-1）の 5 倍希釈水中の重水を対象にした。分離度は（１）式で算出した。

分離度＝分離部の重水濃度（$C_2$）／冷却部の重水濃度（$C_1$）　　・・・（１）式

**4. 試験結果：**　5 倍希釈の人工海水での試験結果例を図２に示す。重水濃度比 1.05 を 180 分間安定に維持することを確認した。

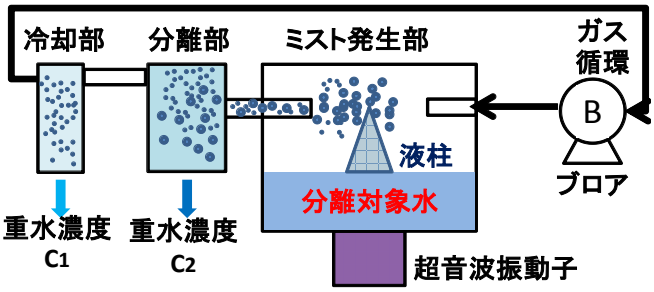



図１　概略装置構成

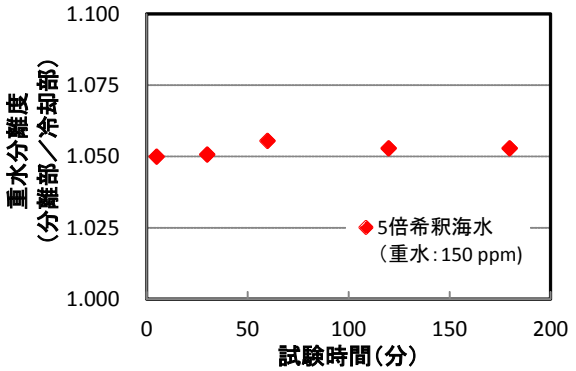



図２　試験結果例
（超音波周波数：2.4MHz）

（文献１）安田,”エアロゾル研究”, **26**(1), 5-10 (2011)
（文献２）　矢野，松浦, “化学工学”,**71**(12), 829-831(2007)

*Naoki Tajima[1], Hiroko Abe[1],Shuji Seki[1], Kazuya Yamada[1] and Michitaka Saso[1]
TOSHIBA CORPORATION

# Application of Grating Ti:Sapphire Laser to Resonance Ionization Mass Spectrometry

*V. Degner[1,2], T. Takamatsu[1,4], D. Matsui[1,4], K. Saito[1], A. Nakamura[1], R. Ootake[1], V. Sonnenschein[1], H. Tomita[1,4], A. Yamazaki[1], T. Iguchi[1], P. Naubereit[2], K. Wendt[2], T. Sakamoto[3], T. Sonoda[4], M. Wada[4]

[1]Nagoya University, [2]Johannes Gutenberg-University Mainz, Germany,

[3]Kogakuin University, [4]RIKEN Nishina Center

We have developed a grating Ti:Sapphire laser for resonance ionization. For ease of operation, allowing use by untrained personnel, we implemented computer controlled wavelength selection and stabilization including an intra-cavity second harmonic generation stage.

**Keywords:** Resonance Ionization, Mass Spectrometry, Ti:Sapphire laser

Resonance ionization mass spectrometry (RIMS), which is based on efficient excitation and ionization via atomic energy levels by tunable laser and subsequent mass spectrometry, is useful for trace determination of long-lived radioactive isotopes. A wide tuning range and quick wavelength changes are important properties of a tunable laser system applied for RIMS. We have developed a grating Ti:Sapphire (Ti:Sa) laser for RIMS. The grating Ti:Sa laser (shown in Fig. 1) is pumped by a Nd:YAG pulsed laser and second harmonic generation (SHG) takes place in a BBO crystal positioned between two dichroic cavity mirrors enabling output coupling of the second harmonic and the restriction of the fundamental mode to the Ti:Sa cavity. This provides for a more compact and efficient tunable laser source in the blue wavelength region compared to external single pass SHG configurations. Wavelength selection and scanning is performed via a computer interface using feedback control of the wavelength sensitive elements in the cavity. Our laser system covers an operating wavelength range from 730-920 nm in the fundamental and from 360 to 420 nm when applying the intra-cavity SHG stage as shown in Fig. 2. Typical pulse energies up to 250 uJ in the fundamental and up to 50 uJ in the second harmonic at repetition rates up to 10 kHz have been achieved.

This laser system will simplify the development of new ionization schemes and enable fast exchange between different ionization schemes for multi-elemental analysis. The presentation will cover an overview of the system and results of a demonstration RIMS experiment on a Zirconium sample.

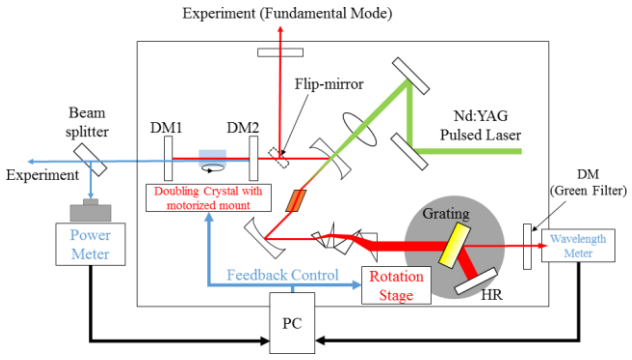



**Fig. 1** Experimental setup of the grating Ti:Sa laser system with intra-cavity SHG. DM – Dichroic mirror, HR – High reflection mirror.

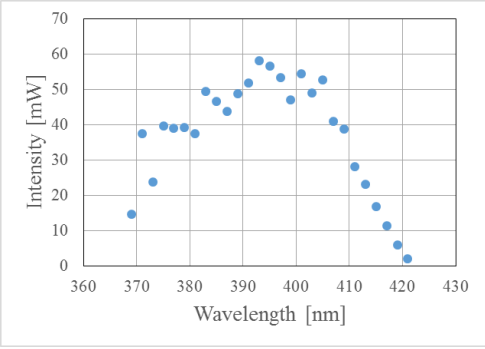



**Fig. 2** Tuning curve of the grating Ti:Sa laser in the SHG range at repetition rates of 1 kHz .

This work was supported by KAKENHI Grant-in-Aid for Scientific Research 26420868 of the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT) and nuclear power-related research program of Chubu Electric Power Co., Inc.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-2. Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

# [2F17-21] Nuclide separation and anaysis

Chair: Noriko Asanuma (Tokai Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 4:40 PM - 6:05 PM  Room F (Lecture Rooms B B201)

## [2F17] Ion size recognition mechanism of 4f, 5f-element by oxygen-nitrogen heterodonor ligand

＊Tohru Kobayashi[1], Masahiko Nakase[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Tsuyoshi Yaita[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:40 PM - 4:55 PM

## [2F18] Development of Phtonic Crystal Polymer Gel Sensor for Radioactive Ion Sensing

＊Takehiko Tsukahara[1], Ki Chul Park[1] （1.Tokyo Institute of Technogy）

4:55 PM - 5:10 PM

## [2F19] The synthesis and evaluation of Poly(NIPAAm) based crown ether copolymer

＊Kaname SAGA[1], Takehiko Tsukahara[1] （1.Research lab, for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology）

5:10 PM - 5:25 PM

## [2F20] Selective extraction of cesium and strontium ~solvent extraction by risk-free solvent III~

＊Kenji Shirasaki[1], Mitsuie Nagai[1], Tomoo Yamamura[1] （1.Institute for Materials Research, Tohoku University）

5:25 PM - 5:40 PM

## [2F21] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

＊Daisuke Watanabe[1], Yuko Kani[1], Akira Sasahira[1], Mamoru Kamoshida[1] （1.Hitachi, Ltd.）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 酸素・窒素ヘテロドナー配位子 PTA による 4f, 5f-電子系元素のイオンサイズ認識メカニズム

Ion size recognition mechanism of 4f, 5f-element by oxygen-nitrogen heterodonor ligand

原子力機構・量子ビーム　*小林　徹、中瀬正彦、鈴木伸一、塩飽秀啓、矢板　毅

Tohru KOBAYASHI, Masahiko NAKASE, Shinichi SUZUKI, Hideaki SHIWAKU, Tsuyoshi YAITA

酸素・窒素ヘテロドナー型抽出剤 PTA は、3,4 価アクチノイド高選択的に錯形成できることに加え、4f, 5f-電子系元素の僅かなイオンサイズ差を認識できるという非常に興味深い特性を有している。本発表では、単結晶 X 線構造解析や放射光 XAFS による錯体構造の詳細な解析結果を基に、そのイオンサイズ認識メカニズムを議論する。

**キーワード**：アクチノイド、ランタノイド、分離、結晶構造、EXAFS

**１．緒言** 原子力発電により生じる使用済核燃料の処理・処分方法の開発は、原子力の利用を進めるうえで最も重要な課題の一つとなっている。特に長寿命放射性核種である Am といったマイナーアクチノイドは、分離・核変換処理を行うことにより、高レベル廃液の地層処分における監視期間や処理施設の規模を大幅に縮小できると期待されている。そのためには、中性子捕獲断面積が大きいランタノイドや発熱性核種である Cm 等との分離が必要であるが、３価アクチノイドや３価ランタノイドはその化学的性質が酷似しており、効率的な分離法の確立には至っていない。我々のグループが開発した酸素・窒素ヘテロドナー配位子 PTA（= *N*-alkyl-*N*-phenyl -1,10-phenanthroline-2-carboxamide）は、高い酸濃度条件下においても $Pu^{4+}$や $Am^{3+}$などのマイナーアクチノイドを選択的に抽出できる等、優れた特徴を有する配位子である。さらに、PTA は、３価ランタノイドや３価アクチノイドの僅かなイオンサイズ差を認識することにより、特定元素と選択的に錯形成することを近年見出している。そこで、本研究では、PTA をはじめとするヘテロドナー型配位子とランタノイドの錯体の構造を詳細に解析することにより、そのイオンサイズ認識メカニズムについて検討した。

**２．実験**　ヘテロドナー型配位子とランタノイドの錯体の単結晶試料および溶液試料を調製し、その結晶構造を単結晶 X 線構造解析により、また、溶液中における構造を放射光 EXAFS 法により検討した。単結晶 X 線構造解析にはリガク Saturn724 を用い、また、EXAFS 測定は SPring-8 の BL11XU にて行った。

**３．結果・考察**　錯体の単結晶 X 線構造解析の結果より、PTA はランタノイドと金属：配位子＝１：２の錯体を形成し、その構造はいずれのランタノイドでも非常によく似ていることが分かった(図１)。また、放射光 XAFS の結果より、溶液中においても結晶構造と類似した構造の錯体を形成することが確認された。また、異なるランタノイド元素間でその錯体構造を比較すると、その構造はよく似ているものの、ランタノイドのイオンサイズに合わせて phenanthroline 骨格が微細に伸縮しており、この伸縮機構により僅かなイオンサイズ差を識別することで特定ランタノイドと選択的に錯形成することを明らかにした。さらに、この伸縮機構は配位子の化学修飾により制御できることを併せて明らかにし、これにより認識できるイオンサイズを変化させることにも成功している。本発表では、PTA によるイオンサイズ認識メカニズムに加え、異なる骨格構造を有するヘテロドナー配位子によるイオンサイズ認識機構についても議論する予定である。

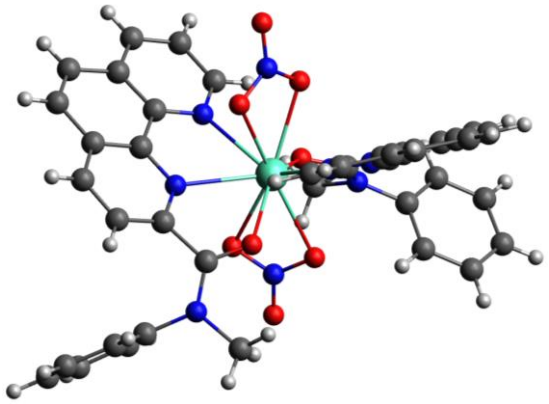


図１．Eu-PTA 錯体の結晶構造

# 高分子フォトニック結晶センサーを用いた放射性核種分析法の開発

Development of Phtonic Crystal Polymer Gel Sensor for Radioactive Ion Sensing

*塚原 剛彦[1]，朴 基哲[1]

[1]東京工業大学原子炉工学研究所

コロイダルシリカ粒子と感応性高分子から成る新しいフォトニック結晶をガラスチップ上に作製し、その温度応答性及び金属イオンセンシング特性を確認した。

**キーワード：**フォトニック結晶、高分子ゲル、マイクロ化学チップ、放射性核種分析

## 1. 緒言

原子力関連施設から発生した大量の放射性廃棄物を処理・処分するには、多種多様な放射性核種の分析を行う必要がある。しかし既存の分析法には、複雑かつ長時間の化学操作が必要で二次廃液が発生するという課題があるため、極微量で迅速・簡便に核種を分析できる技術の確立が不可欠となっている。本研究では、フォトニック結晶の光学特性（発色変化）と感応性ポリマーゲルの機能性（イオン選択性）をマイクロ化学チップ上に組み込んだ、オンチップ型の放射性核種スクリーニング分析デバイスを創製することを目的とした。フォトニック結晶をポリマーゲルで包接しておくことで、金属イオンの吸着に伴うゲルの収縮を引き起こす。これに伴う粒子間距離の変化を色の変化で検出する、という原理である。

## 2. 実験

100nm サイズのコロイダルシリカ粒子を含む水分散液を前処理した後、透析膜を用いて DMF 溶媒置換を行った。この DMF 溶媒に、モノマーN-isopropylacrylamide (NIPAAm)及び vinyl-benzo-18crown6 ether (VBC)、架橋剤 N,N'-Methylenebisacrylamide、光重合開始剤 2-Hydroxy-2-methylpropiophenone を添加・振とうすることで反応溶液を調整した。SU-8 レジストのフォトリソグラフィーによって作製した矩形型マイクロパターン上に、反応溶液を滴下した後、UV 照射を行った。光ラジカル重合反応が進行し、シリカ粒子が共重合ポリマーPoly(NIPAAm-co-VBC)で包接された高分子フォトニック結晶膜を作製した。

## 3. 結果・考察

含水させた高分子フォトニック結晶膜を温調ヒーターに置き、上部より反射光プローブを用いて反射光測定を行った。測定波長は 200 ~ 850nm とし、視斜角は 90° とした。温度を 20 ~ 40℃まで徐々に上昇させたところ、Poly(NIPAAm-co-VBC)の収縮に伴って波長がブルーシフトし、20℃における 540nm から、40℃では 300nm 付近までシフトすることが分かった。ブラッグ-スネルの式に基づき近接粒子間距離を求めたところ、100 nm 粒子が静電反発により≧77 nm の間隙で充填・配列していることが明らかとなった。この膜に塩化ストロンチウム水溶液を添加し、Sr イオンを膜に吸着させた。その結果、膜の収縮と粒子間距離の縮小が起こり、膜の色は青から透明まで変化することを見出した。その後、超純水を添加すると、吸着 Sr イオンが放出され、膜の色は青色に戻った。作製した高分子フォトニック結晶膜が、Sr イオンセンシング性能を有していることを確認できた。

本研究は、原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ（課題番号 260402）の助成を受けたものです。

*Takehiko Tsukahara[1] and Ki-Chul Park[1]

[1]Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of technology

# Poly(NIPAAm)を骨格とするクラウンエーテル含有ポリマーの合成と評価

The synthesis and evaluation of Poly(NIPAAm) based crown ether copolymer

*佐賀　要[1]，塚原　剛彦[1]

[1]東京工業大学　原子炉工学研究所

感応性ポリマーである Poly(N-isopropylacrylamide) [PNIPAAm]を骨格とするクラウンエーテル含有コポリマーを合成し、その酸濃度依存性、温度依存性及び金属イオン添加効果について明らかにした。

**キーワード**：分離, 機能性ポリマー, クラウンエーテル

## 1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の処理処分において発熱性核種である Cs 及び Sr の分離は不可欠である。既存の化学分離法は、分離操作に時間がかかる・化学操作が複雑・大量の二次廃棄物が生じる等のデメリットが挙げられる。つまり、迅速・簡便で二次廃棄物発生の少ない分離法が不可欠であると言える。一方我々はこれまで、感応性ポリマーである Poly(N-isopropylacrylamide)[Poly(NIPAAm)]を用いた新しい分離材を開発すると共に、そのランタノイドイオンの分離特性を明らかにしてきた[1]。しかし、Sr/Cs 等の低い価数の金属イオン分離はまだ実現できていない。そこで本研究では、Sr 分離に資する Poly(NIPAAm)を骨格としたクラウンエーテル含有ポリマーの合成を目的とした。

## 2. 実験

モノマーとして NIPAAm と 4-vinyl-benzo-18-crown 6-ether(VBC) を、重合開始剤として Azobisisobutyronitrile(AIBN)を用い、これらを凍結脱気した 2-プロパノール溶液に溶解させ、51℃、15 時間、Ar ガス雰囲気下で重合反応を行った。反応終了後、2-プロパノール溶媒を除去して化合物を得た。この化合物を少量のアセトンに溶解させた後、ジエチルエーテルに滴下することで残存モノマーを除去し、目的の共重合ポリマーPoly(NIPAAm-co-VBC)を得た。

## 3. 結果・考察

合成化合物の $^1$H-NMR スペクトルを測定し、Poly(NIPAAm-co-VBC)に対応する各官能基のピークを同定できた。また、全反射式フーリエ変換赤外分光光度測定(ATR-FT-IR)により、Poly(NIPAAm-co-VBC)に対応する C-O 非対称伸縮振動（1130 $cm^{-1}$）と C=O 伸縮振動(1170 $cm^{-1}$)のピークを確認した。この Poly(NIPAAm-co-VBC)の下限臨界温度(LCST)を、紫外可視(UV-Vis)分光光度計による透過光強度の変化から調べた。その結果、1 M 塩酸中における Poly(NIPAAm-co-VBC)の LCST は 32 ℃であり、Poly(NIPAAm)そのものの 30 ℃よりも高温側へシフトした。このシフト量に対する金属イオン（$K^+$, $Cs^+$, $Sr^{2+}$, $Mg^{2+}$）添加効果を調べたところ、金属イオンの種類に応じて異なることが分かった。$Cs^+$及び $Mg^{2+}$においては、添加濃度に関わらず LCST に殆ど変化が起こらないのに対し、$K^+$及び $Sr^{2+}$では、添加量の増加に伴って低温側へシフトした。50 mM の添加で、$K^+$では 8 ℃、$Sr^{2+}$では 12 ℃程度の変化であった。これらの結果から、$K^+$, $Sr^{2+}$ は Poly(NIPAAm-co-VBC)へ吸着されて LCST が変化するが、$Cs^+$, $Mg^{2+}$はこのポリマーへの吸着能は無いことを示唆している。Poly(NIPAAm-co-VBC)が $Sr^{2+}$分離に適用可能であると考えられる。

**参考文献**

[1] Ki Chul Park. *et al.* Reactive & Functional Polymers, 79, 36-46 (2014).

*Kaname Saga[1], Tsukahara Takehiko[1]

[1]Research Laboratory for Nuclear Reactors in Tokyo Institute of Technology

# セシウム、ストロンチウムの選択的抽出
## ～リスクフリー溶媒による溶媒抽出化学III～

**Selective extraction of cesium and strontium**
**-solvent extraction by risk-free solvent III-**

*白崎　謙次[1], 永井　満家[1], 山村　朝雄[1]

[1]東北大学金属材料研究所　アルファ放射体実験室

溶媒抽出法は金属イオンの有効な分離方法の一つであり、 抽出剤としてクラウンエーテルを用いることによりCs(I)、Sr(II)の抽出が可能である。 希釈剤としてハイドロフルオロカーボンを用いた抽出系でのSr(II)抽出について報告する。

キーワード： 溶媒抽出，ストロンチウム，ハイドロフルオロカーボン

1．緒言　福島第一原子力発電所において汚染水からの放射性物質除去に用いられる固体抽出剤は、減容等困難な固体放射性二次廃棄物が多量に発生する。 一方、溶媒抽出法は廃棄物処理が容易であり、核燃料再処理ではPUREXが用いられている。 大規模溶媒抽出では多量の可燃性溶媒を用いるため、火災へのリスクに向き合わなければならない。 Cs(I)、Sr(II)はクラウンエーテルにより抽出されることが知られており、硝酸酸性水溶液からの溶媒抽出が2000年以降報告されているが、 いずれも可燃性溶媒を用いている[1]。 我々のグループでは、溶媒抽出の潜在リスクである可燃性に対して、 不燃性かつオゾン破壊係数ゼロのハイドロフルオロカーボン（HFC）溶媒を用いた金属イオンの溶媒抽出を提案してきた[2]。 これまでに、HFCの一種であるHFC-43-10mee（商品名：Vertrel-XF、三井デュポンフロロケミカル） 及びこの共沸混合物であるVertrel-MCA、Vertrel-XHを用いた硝酸酸性水溶液、 中性硝酸塩水溶液からのSr溶媒抽出を報告した[3]。 本発表では、硝酸酸性水溶液からのジシクロヘキサノ-18-クラウン-6-エーテル（DCH18C6）を抽出剤とするSr溶媒抽出、 中性硝酸塩水溶液からのDCH18C6及び協同効果の期待される抽出剤を用いたSr溶媒抽出の一連の結果を報告する。

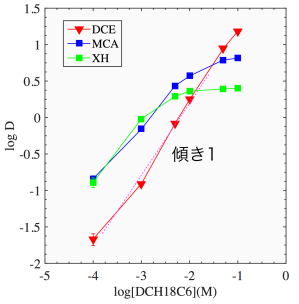



Fig.　1: 希釈剤の違いによるDCH18C6濃度に対するSr分配比の変化

2．実験　本研究で使用した試薬はHFCを除き全て和光純薬株式会社から購入し、そのまま使用した。 硝酸ストロンチウムを硝酸水溶液または純水に溶解し水相とし、 HFC相にはDCH18C6もしくはDCH18C6とPerfluoro-3,6,9-trioxaundecane-1,10-dione（PFTOUDA）等の抽出剤を溶解した。 水相とHFC相を1,000rpmで振とうした後、水相の一部を分取しICP-AESにてSr濃度を決定した。

3．結果　硝酸酸性水溶液からのDCH18C6によるSr抽出では、振とう時間5分にて平衡に達した。 Sr分配比は硝酸濃度2 Mが最大であり、共沸混合物の種類により分配比は異なるが傾向は同じであった。 また、抽出化学種のDCH18C6配位数は1であった。 中性硝酸塩水溶液からのDCH18C6及びPFTOUDA等の共抽出剤によるSr抽出では、共抽出剤がPFTOUDAのとき5分で平衡に達したが、DMDFTOUDDでは時間の経過により分配比の低下を確認した。抽出化学種の共抽出剤の配位数は2であった。

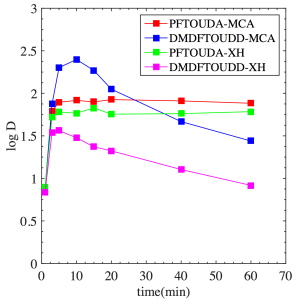



Fig.　2: 共抽出剤と希釈剤の組合せによる分配比の平衡到達時間の違い

参考文献
[1] K. K. Gupta, et al., Sol. Extr. Ion Exch., 21 (2003) 53.
[2] T. Yamamura, J. Nucl. Sci. Technol., 47 (2010) 515.
[3] 永井満家, 白崎謙次, 坂本清志, 山村朝雄, 日本原子力学会2014年秋の大会, D51.

*K. Shirasaki[1], M. Nagai[1] and T. Yamamura[1]

[1]Laboratory of Alpha-Emitters IMR, Tohoku Univ.

# 長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発
# (13) RBWR 使用済燃料からの MA 回収向け抽出剤の性能評価

Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner
(13) Performance of Extractant for MA Recovery from Spent RBWR Fuel

*渡邉 大輔[1]，可児 祐子[1]，笹平 朗[1]，鴨志田 守[1]
[1] 日立研開

資源再利用型 BWR（Resource-renewable BWR: RBWR）の使用済燃料から溶媒抽出法でマイナーアクチニド（MA）を回収するプロセスでは、軽水炉使用済燃料の場合に比べて MA 濃度が約 30 倍高いため、MA の抽出容量を高める必要がある。抽出容量を高めた 2 種の窒素ドナー抽出剤を用い、アクチニド（An）とランタニド（Ln）について溶媒抽出時の分配比の硝酸濃度依存性を評価した。また、各抽出剤に適した MA 回収プロセスの構成を検討した。

**キーワード**：RBWR，再処理，溶媒抽出，MA，窒素ドナー抽出剤

## 1. 緒言

日立では、長寿命超ウラン元素（TRU）を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR を開発している。RBWR 使用済燃料中の TRU をリサイクルする方法として、PUREX 法等により U と Pu を回収した後、溶媒抽出法により残液（ラフィネート）からマイナーアクチニド（MA）を回収するプロセスを検討している。前報[1]では、本プロセスにおける高濃度 MA（40mM）と抽出剤との錯形成反応（抽出剤：MA＝2：1）を考慮し、溶媒への溶解度を高めた抽出剤を選択、抽出剤濃度 80mM で Am の抽出試験を行った結果を報告した。本研究では、MA とランタニド（Ln）の分離性能を検討するため、Am と Eu について、有機相と水相の各相への分配比の硝酸濃度依存性を評価し、各抽出剤に適したプロセスの構成を検討した。

## 2. 実験

二種の窒素ドナー抽出剤（CyMe4-BTBP（6,6’-bis(5,5,8,8-tetramethyl-5,6,7,8-tetrahydro-benzo-1,2,4-triazin-3-yl)-2,2’-bipyridine）および CyMe4-BTPhen（2,9-bis(5,5,8,8-tetramethyl-5,6,7,8-tetrahydrobenzo-1,2,4-triazin-3-yl)-1,10-phenanthroline））にそれぞれ有機溶媒への親和性を向上する置換基（t-butyl）を付与した抽出剤を試験に用いた。図 1 に t-butyl 基を付与した CyMe4-BTPhen（t-butyl-CyMe4-BTPhen）の構造図を示す。有機溶媒にはオクタノールを用いた。抽出剤濃度は前報[1]と同じ 80mM とした。トレーサー量の Am（$6.0\times10^{-8}$M）と Eu（$6.6\times10^{-7}$M）を用いて硝酸濃度をパラメータとして抽出試験を行い、抽出後の有機相と水相の放射能の比から分配比 D を評価した。

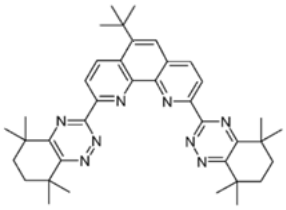


図1 t-butyl-CyMe4-BTPhen

## 3. 結果・考察

Am の分配比（$D_{Am}$）と Eu の分配比（$D_{Eu}$）の硝酸濃度依存性の評価結果を図 2 に示す。t-butyl-CyMe4-BTBP を用いた場合（図 2（a））、硝酸濃度の上昇と共に $D_{Am}$ と $D_{Eu}$ は増加した。ラフィネートの硝酸濃度（4M）では、$D_{Am}$ は 100 以上となり十分に高いが、$D_{Eu}$ が 1 以上であるため、MA 抽出時に Ln も抽出される。そのため、MA と Ln の分離には、抽出工程の後工程に低い硝酸濃度（$D_{Eu}$ が 1 以下）の水相を有機相と接触させる洗浄工程を設けるプロセス構成が適する。一方、t-butyl-CyMe4-BTPhen を用いた場合（図 2（b））、硝酸濃度 0.1M 以上では硝酸濃度の上昇と共に $D_{Am}$ と $D_{Eu}$ が低下した。抽出剤との錯形成反応において硝酸と元素が競争[2]し、硝酸濃度の上昇により硝酸と錯形成する抽出剤の割合が高まり、元素と錯形成する抽出剤が減少したと考える。硝酸濃度 4M では $D_{Eu}$ が 2 程度であった。しかし、本実験は Am 濃度が希薄なため Eu に対して抽出剤が過剰に存在する条件となっており、実際に RBWR 使用済燃料を処理する場合では飽和量に近い MA が抽出されることで錯形成していない抽出剤が減少する。その場合、Eu の錯形成割合が減少して $D_{Eu}$ が 1 以下に低下すると予測される。したがって、MA と Ln の分離には、t-butyl-CyMe4-BTBP の場合と同様に、$D_{Eu}$ が 1 以下となる硝酸濃度（1M 以上を想定）での洗浄工程を抽出工程の後段に設けるプロセス構成が適すると考える。

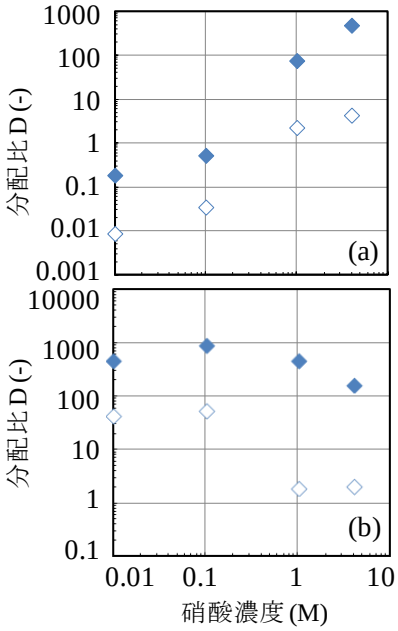



図2 分配比の硝酸濃度依存性
(a)抽出剤: t-butyl-CyMe4-BTBP
(b)抽出剤: t-butyl-CyMe4-BTPhen
◆Amの分配比、◇Euの分配比

**参考文献**
[1] 渡邉ら、2015 年原子力学会秋の大会、J33(2015).
[2] FW. Lewis et al., J. Am. Chem. Soc., 133, 13093-13102 (2011).

*Daisuke Watanabe[1], Yuko Kani[1], Akira Sasahira[1] and Mamoru Kamoshida[1]
[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

# [2F01-04] Waste Disposal from the Fukushima Daiichi Accident

Chair: Susumu Kurosawa (NUMO)

Sun. Mar 27, 2016 9:30 AM - 10:35 AM Room F (Lecture Rooms B B201)

## [2F01] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Yoshitaka Ogawa[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryo Hamada[1], Noriya Okubo[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] （1.Graduate Schoolof Engineering, Kyushu University）

9:30 AM - 9:45 AM

## [2F02] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Jaka Rachmadetin[1], Masaya Mizuto[3], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] （1.Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2.Faculty of Engineering Hokkaido University, 3.Tokyo Nuclear Services Co., Ltd.）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2F03] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Hisatoshi KASAHARA[1], Taiji CHIDA[1], Yuichi NIIBORI[1] （1.niibori laboratory）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2F04] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Tsutomu Sato[1], Yu Arai[2] （1.Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2.Graduate Schoolof Engineering, Hokkaido University）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究
# （55）ベントナイト中のホウ素の拡散に対する塩強度の影響

Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

(55) Ionic strength dependence of boron diffusion in bentonite

*小川　由貴[1]，出光　一哉[1]，浜田　涼[1]，大久保　徳弥[1]，稲垣　八穂広[1]，有馬　立身[1]
[1]九州大学

福島原発事故で発生した廃棄物には、投入されたホウ素や塩が大量に含まれるものが想定される。そこで、本研究では、高イオン強度におけるベントナイト中のホウ素の拡散について調べた結果を報告する。

**キーワード：**ベントナイト、拡散、ホウ素、イオン強度

**1. 緒言**　福島原発事故において中性子を吸収する特性があるホウ素は冷却水として大量のホウ酸水が注入されたことにより、発生した廃棄物にはホウ素が含まれていることが考えられる。ホウ素は放射性を持たないが、化学毒として環境への影響が懸念されている。また、廃棄物の中には海水由来の大量の塩が含まれることが予想され、高塩濃度の水溶液とベントナイトが接触する可能性がある。そこで本研究では高塩濃度環境下にあるベントナイト中のホウ素の拡散挙動について、2 つの化学系（$H_3BO_3$、$Na_2B_4O_7$）を用いて研究した。

**2. 実験**　圧縮ベントナイト試料（クニピア F、1.0～1.4 Mg/m$^3$、φ10×10 mm$^2$）を NaCl 溶液（0.01 M、0.1 M、1 M）と 1 ヶ月以上接触させ飽和膨潤させた。膨潤完了後の試料下部にトレーサー溶液（$H_3BO_3$ または $Na_2B_4O_7$）10 μℓ を塗布し、拡散試験を行った。試験終了後、試料をスライスし、$HNO_3$ で各スライス中のイオンを脱離後、ICP-MS を用いてホウ素を定量し、濃度プロファイルを得た。

**3. 結果と考察**　ホウ酸と四ホウ酸の見かけの拡散係数には大きな違いがなかった。これは、固体の四ホウ酸が溶解する際ホウ酸に変化し、ホウ酸として拡散するためと考えられる。ホウ酸の見かけの拡散係数 Da [m$^2$/s]の密度依存性を以前取得されたヨウ素酸、亜セレン酸のデータと併せて図 1 に示す。ホウ酸の見かけの拡散係数はヨウ素酸とほぼ同じで亜セレン酸より大きく、乾燥密度の増加に伴い見かけの拡散係数が小さくなる傾向がある。またヨウ素酸や亜セレン酸は塩濃度の上昇に伴い見かけの拡散係数が大きくなる傾向がみられたが、ホウ酸の高塩濃度(1M)と低塩濃度の(0.01M)見かけの拡散係数には大きな差はみられなかった。

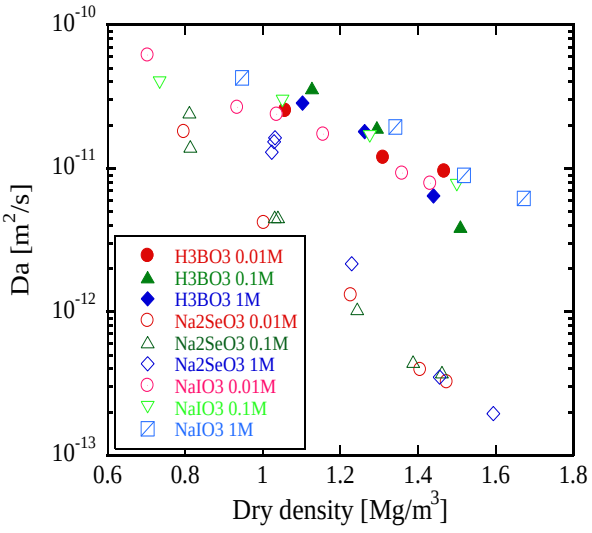



**図 1　見かけの拡散係数の乾燥密度依存性**

＊本研究は、科学研究費基盤研究(s)「福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究」(24226021)の一環として実施した。

*Yoshitaka Ogawa[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryo Hamada[1], Noriya Okubo[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1]
[1]Kyushu Univ

# Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai–ichi Nuclear Accident
## (56) Precipitation of Calcium Carbonate in Compacted Bentonite by Electrokinetic Method

*Jaka Rachmadetin[1], Masaya Mizuto[2], Shingo Tanaka[1], Naoko Watanabe[1] and Tamotsu Kozaki[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Tokyo Nuclear Services Ltd.

**Abstract:** Calcium carbonate ($CaCO_3$) precipitation may occur in bentonite which will be used as a part of engineered barriers in disposal of radioactive waste generated from Fukushima nuclear accident. Using an electrokinetic method, migration and precipitation behaviors of $Ca^{2+}$ and $CO_3^{2-}$ were investigated in order to study the porewater chemistry in compacted bentonite**.**

**Keywords:** radioactive waste disposal, compacted bentonite, calcium carbonate, electromigration.

### 1. Introduction

A precipitate of $CaCO_3$ may form in the engineered barrier in disposal of radioactive waste generated from Fukushima nuclear accident from the interaction between bentonite and cementitious materials, and as a result, properties of bentonite as a barrier may be altered. At a previous meeting, we have presented that different states of Ca can be distinguished by a sequential extraction method that has been developed, and the Ca profile obtained by the electrokinetic method indicated precipitation of $CaCO_3$ in compacted bentonite [1]. This presentation discusses the precipitation behavior of $CaCO_3$ in compacted bentonite from a spatial distribution of $Ca^{2+}$, $Na^+$, and $CO_3^{2-}$.

### 2. Method

Compacted bentonite saturated with 0.7 M $NaHCO_3$ was subjected to electromigration [1]. The sample was placed in a holder between the anode and cathode reservoirs containing 1 M $CaCl_2$ and 0.7 M $NaHCO_3$, respectively. Different sets of electromigration experiment were conducted at constant current of 5 mA using different tracers of $^{45}Ca$ and $^{14}CO_3^{2-}$. After 6 hour and 16 hour electromigration, the sample was sliced into 0.5 mm thickness, and the pH and the concentrations of free and bound $Ca^{2+}$, $Na^+$, and $CO_3^{2-}$ were determined.

### 3. Discussion

Spatial distribution of ions and pH after a 16 hour electromigration is shown in Fig.1. The distribution shows that the bentonite sample can be divided into three zones: zone 1 has Ca-bentonite only, zone 2 has a mixture of Ca- and Na-bentonite, and zone 3 has Na-bentonite only. In zone 1, bound Ca profile exceeds the CEC value suggesting precipitation of $CaCO_3$. Free Ca decreases in zone 1 and becomes zero in zone 2. Before electromigration, $CO_3^{2-}$ concentration was constant, as can be seen in zone 3, but it decreases in zone 2 and takes a smaller constant value in zone 1. In zone 2, a sharp increase in pH was observed. The concentration profile and the change in pH may suggest that there is precipitation reaction front in zone 2.

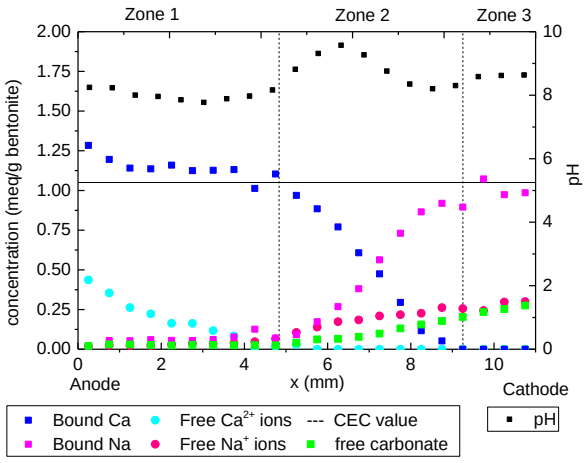



Figure 1. Spatial distribution of ions and pH at 16 h.

### References

[1]. J. Rachmadetin, M. Mizuto, S. Tanaka, N. Watanabe, T. Kozaki1, Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, 2015.
*This work was supported by JSPS KAKENHI [Grant-in-aid for Scientific Research(S), Grant number 24226021].

# 福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究
# (57) 塩水環境におけるアルミニウム含有カルシウムシリケート水和物へのセシウムの収着挙動

Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

(57) Sorption Behavior of Cs on Calcium Aluminosilicate Hydrate under the condition of saline water

*笠原 久稔[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]

[1]東北大学大学院工学研究科

放射性廃棄物処分システムに用いられるセメント系材料内にて形成される CASH へのセシウムの収着挙動について，実際の処分環境に想定される高塩分条件の影響を実験的に調べた．

**キーワード：**CASH，CSH，セシウム，福島原発事故

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所事故に伴い発生した高セシウム(Cs)含有の放射性廃棄物の処分施設には，構造材や固化材として大量のセメント系材料の使用が検討されている．このため，処分システムの性能評価において，セメント系材料による Cs の閉じ込め効果を期待できれば，より合理的な処分システム構築に寄与し得る．前報では，セメント系材料内で形成が予想される CASH(Calcium-Aluminosilicate-Hydrate)へ Cs が有意に収着することを示した[1]．本報では前報に続いて，事故廃棄物の処分に想定される高塩分条件下の CASH に対する Cs の収着挙動を評価し，CASH 形成時のセメント系材料における核種固定化に関する知見を得た．

**2. 実験**　CASH 試料の調整は，酸化カルシウム(CaO)，フュームドシリカ($SiO_2$)および硝酸アルミニウム九水和物($Al(NO_3)_3 \cdot 9H_2O$)を用い，1.0 mM 塩化セシウム(CsCl)と 0.006，0.06，0.6 M 塩化ナトリウム(NaCl)の混合溶液(合計 30 ml)と窒素雰囲気下で混合することによって行った．Ca/Si モル比は 1.6，CaO と $SiO_2$ の合計は 1.5 g とし，Al/Si モル比が 0～0.5 となるように $Al(NO_3)_3 \cdot 9H_2O$ を加えた．一週間振とう後，液相の Cs 濃度を測定し，冠水環境を考慮し，乾燥過程を経ずに CASH への収着挙動を調べた．併せて，CASH についてラマンスペクトルの測定を行った．

**3. 結果・考察**　図 1 に CASH への Cs の収着率に関する Na 濃度依存性を示す．Na 濃度 0～0.01 M 程度においては，Al 含有率が高いと Cs 収着量が増加する傾向があり，Si が Al と置換した箇所への Cs 収着の効果が生じている可能性がある．一方で，Na 濃度が高くなるにつれ Al/Si モル比による差が小さくなる．これは，低 Na 濃度条件における Cs の収着サイト数が過剰な Na により減少したことが示唆される．しかし，遠心分離後の上澄みの液量は何れの Na 濃度条件でもほぼ同程度であったことから，CASH の水和に伴う Cs の取り込みは Na 濃度によらず一定量生じ，本実験条件では添加した Cs の 30～40 %程度であった．また，Na 濃度ごとの CASH のラマンスペクトルに大きな違いは確認されなかった．

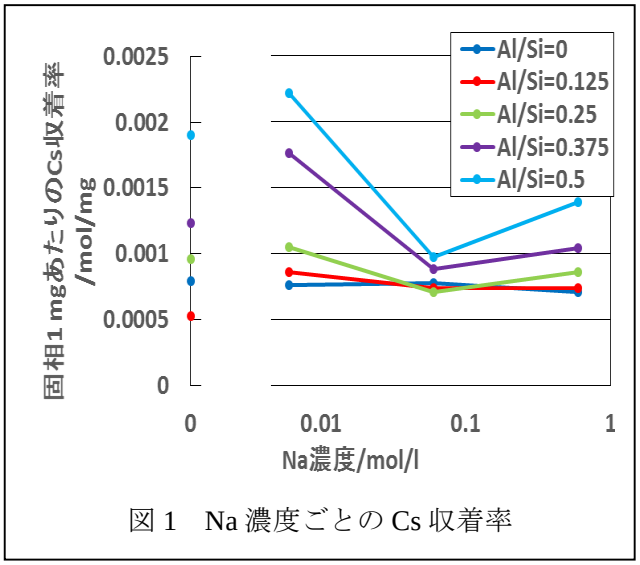



図 1　Na 濃度ごとの Cs 収着率

**参考文献**　[1] 笠原ら：日本原子力学会 2015 年秋の大会講演要旨集，H37 (2015).

**謝辞**：本研究の一部は，科学研究費補助金 基盤研究(S) No. 24226021 によった．ここに記して謝意を表す．

*Hisatoshi Kasahara[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

# 福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究
# （58）セシウム含有ゼオライトを固化したセメント材料からのセシウムの浸出特性

Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

(58) Leaching characteristics of cesium from cement materials solidified cesium bearing zeolites

*佐藤　努[1]，新井　悠[2]

[1]北海道大学工学研究院，[2]北海道大学工学院

福島第一発電所に溜まる汚染水中のセシウムを捕捉したゼオライトを混合セメントで固化すると、ゼオライト単独あるいはセメント固化体からの浸出より遅延できる可能性が高く、浸出挙動はセメントマトリックスの差によって大きく影響される。

**キーワード**：浸出特性，ゼオライト，セシウム，セメント

## 1. はじめに

福島第一発電所内に溜まる汚染水に含まれる放射性セシウムを除去する目的で、汚染水は合成ゼオライトを充填したカラムに通過させている。この合成ゼオライトは、いずれ処理・処分が必要な放射性廃棄物であるが、放射性セシウムはイオン交換反応によって合成ゼオライトに捕捉されているだけなので、セシウムの溶出性を低減するためにも、処分の実績があるセメント等で固化体にする必要性がある。セメント固化体からのセシウムの溶出に対しては、古くから詳細に調べられているが、今回用いられている合成ゼオライトに関しては、処分の安全評価の基礎となるデータがない。そこで、本報告では、様々なセメントにセシウムを含浸させた各種ゼオライト入れて、純水や海水に浸漬させた溶出試験の結果を示す。

## 2. 試料と実験

愛子産モルデナイト(A)、仁木産クリノプチロライト(N)、合成ゼオライト(S)にセシウムを吸着させ、研究用セメントと高炉水砕スラグを様々な割合で混合させたセメント中に 30wt%で練り混ぜて（水セメント比 0.35)、28 日間湿空養生したものを浸漬試験に供した。作成した供試体は、イオン交換水や海水に最長 330 日間浸漬するシリアルバッチ試験（浸漬液はサンプリング後に毎回交換）に供した。浸漬溶液は様々な経過時間後に採取し、溶存セシウムを測定して供試体ごとに比較した。

## 3. 結果と考察

今回の試験条件では、330 日間の浸漬試験でも最大 2～3%のセシウムしか浸出せず、先行研究で示されているセメント固化体からの浸出割合（100 日間で 35-60%）よりはるかに小さい。これは、セシウム粒子がセメントマトリックスではなく、ゼオライト粒子内にとどまり、セメントマトリックスに浸出しにくいためと考えられる。浸漬溶液がイオン交換水の場合は、S＞N＞A の順で浸出割合が減少し、セメント割合が大きい混合セメントの浸出割合が高かった。海水の場合も S＞N＞A の順で浸出割合が減少し、イオン交換水の場合と異なり、セメント割合が小さい混合セメントの浸出割合が高かった。浸出溶液とセメントの混合割合によって浸出挙動が大きく異なることから、セシウムの浸出挙動は、セメントマトリックスの構造あるいは鉱物種によって影響されているものと推定される。

---

*Tsutomu Sato[1], Yu Arai[2]

[1]Facalty of Engineering, Hokkaido Univ.., [2]Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

# [2F05-09] Behavior of Cs

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 10:35 AM - 12:00 PM  Room F (Lecture Rooms B B201)

## [2F05] Desorption of Cesium Ions from Vermiculite with Sea Water by Hydrothermal Process

＊Xiangbiao Yin[1], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

10:35 AM - 10:50 AM

## [2F06] Effect of ionic composition on long-term desorption kinetics of Cs from micaceous minerals

＊Kento Murota[1], Takumi Saito[1], Keitaro Tanoi[1], Takayuki Terai[1] （1.The University of Tokyo）

10:50 AM - 11:05 AM

## [2F07] Multidisciplinary investigation on radiocesium fate and transport for safety assessment for interim storage and disposal of heterogeneous waste

＊Hiroi Yamazaki[1], Yasuhiro Ikuta[1], Singo Tanaka[2], Tamotsu Kozaki[2], Naoko Watanebe[2] （1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 2.Faculty of Engineering, Hokkaido University）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2F08] Development of Volume Reduction System of Cs Contaminated Soil

＊Hideharu TAKAHASHI[1], Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Junichi Munezawa[2], Kenji Takeshita[1] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Mitsubishi Chemical Engineering Corporation）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2F09] Preparation of Vitrified Glass for Cesium-Containing Metal Salt from Burning Material of Cs-Adsorbing Prussian Blue

＊Miki Harigai[1], Yusuke Inaba[1], Hideharu Takahashi[1], Kenji Takeshita[1], Junichi Munezawa[2] （1.Research Laboratory of Nuclear Reactor, Tokyo institute of technology , 2. Mitsubishi Chemical Engineering Corporation）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# Desorption of Cesium Ions from Vermiculite with Sea Water by Hydrothermal Process

*Xiangbiao Yin [1], Hideharu Takahashi [1] , Miki Harigai [1] , and Kenji Takeshita [1]

[1] Tokyo Institute of Technology, 2-12-1, Ookayama, Meguro-ku, Tokyo 152-8550.

**Abstract**

Cesium ions strongly intercalated in vermiculite clay had been effectively removed using sea water for its free utility, totally environmental friendly feature and within containing numerous salt by hydrothermal treatment process (HTT) in subcritical condition. > 74 ~100% removal was achieved for a loading capacity of 4.8-50 mg/g. XRD results indicated that cation exchange proceeded between the intercalated $Cs^+$ and various cations in sea water during HTT.

**Keywords:** Cesium desorption, hydrothermal treatment, volume reduction, ion exchange

After the accident at Fukushima Dai-ichi nuclear power plant on March 2011, radioactive Cs was widely dispersed and contaminated the north-eastern district of Japan, thus the topsoil has been stripped within the top 5 cm which is now just being stored in temporary storage sites because of its difficulty of decontamination. In fact, Cs strongly and selectively interacts with the phyllosilicate clay fraction of the soil, sediment, and suspended particles such as illite and vermiculite [1, 2]. Unfortunately, such vermiculite is included in Fukushima soil, Cs removal from it is so required to reduce the large volume of the contaminated topsoil in storage sites.

Regarding the contamination issue, various Cs desorption techniques had been promptly developed. Among those processes, widely studied is the wash-off treatment by mineral acid or organic acid/ extractant. While most of these treatment processes will lead to a secondary waste and have an indefinable impact on the environment and materials as a result of using strong acid or organic solvent. So it is urgently essential to develop more environmental friendly and efficient techniques performing desorption of $Cs^+$ ions from the clay soils.

The hydrothermal treatment (HTT) process is a newly testing method to desorb Cs from the vermiculite using the subcritical water (SCW) at high temperature and pressure. This process is much attractive because of its safety, accessibility, no any secondary waste and low cost. In our study, seawater has been shown as a better choice than many other candidates of acid or organic solution for its free utility, totally environmental friendly feature and within containing numerous salt which can help significantly promote the Cs desorption by ion exchange mechanism in subcritical condition.

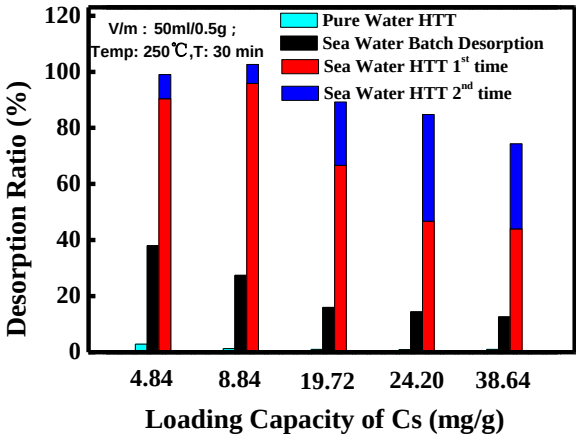



Fig. 1 HTT effect of seawater on the Cs desorption

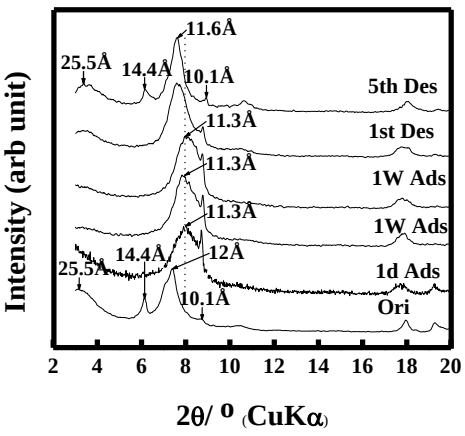



Fig. 2. The XRD profiles of samples

**References**

[1] Q.H. Fan, M. Tanaka, K. Tanaka, A. Sakaguchi, Y. Takahashi, Geochim. Cosmochim. Ac, 2014, 135, 49.

[2] R. Motokawa, H. Endo, S. Yokoyama, S. Nishitsuji, T. Kobayashi, S. Suzuki, T. Yaita, Sci. Rep-UK, 2014, 4, 6585.

# 雲母系鉱物からのセシウムの長期脱離挙動に対するイオン影響

Effect of ionic composition on long-term desorption kinetics of Cs from micaceous minerals

*室田 健人[1]，斉藤 拓巳[1]，田野井 慶太朗[1]，寺井 隆幸[1]

[1]東京大学

$Cs^+$を強く収着することが知られている雲母系鉱物に、異なる電解質溶液中で、異なる期間$Cs^+$を収着させ、その長期間の脱離を調べることで、$Cs^+$の脱離挙動や脱離速度に電解質イオンが与える影響を明らかにした。

**キーワード：セシウム，雲母系鉱物，収着，脱離，プルシアンブルー**

## 1. 緒言

放射性セシウム（Cs）を含む汚染土壌や高レベル放射性廃棄物の処分には，地下環境での Cs の動態を理解することが不可欠である．$Cs^+$は雲母系鉱物の層間端部に脱水和を伴って特異的に収着することが知られているが，そのプロセスは共存する電解質イオンの種類や濃度に依存した層間の収縮や層間内部への $Cs^+$の拡散を伴う動的なものである．そのため，先行研究における比較的短期間の脱離実験では，脱離量が過小評価されており，また，$Cs^+$脱離に及ぼす収着時間の影響も明らかではない．そこで本研究では，雲母系鉱物に対するイオン置換，$Cs^+$の長期的な収着や脱離を $K^+$または $Ca^{2+}$存在下で行い，それらのイオンが脱離の挙動や速度に与える影響を明らかにすることを目的とした．

## 2. 実験

雲母との混合層を含むバーミキュライトとイライトの 2 試料 5 mg を 1 M KCl または $CaCl_2$ でイオン置換した．得られた試料を 1 mM の各電解質と $^{137}Cs$ を含む約 50 nM の CsCl からなる溶液に分散させ，1 日～8 週間 $Cs^+$を収着させた。収着後の試料を固液分離し，液相中の $^{137}Cs$ 放射能測定から $Cs^+$収着量を求めた。また、電解質溶液にプルシアンブルー（PB）を含む透析膜と収着後の鉱物を入れ、$Cs^+$を脱離させた。所定の時間後に取り出した PB の $^{137}Cs$ 放射能を測定し、$Cs^+$収着量で割ることで $Cs^+$脱離割合を求めた。

## 3. 結果・考察

イライトとバーミキュライトはともに Ca 型で 9 割以上，K 型で 5 割以上の $Cs^+$を収着した．しかし，K 型イライトや K 型・Ca 型のバーミキュライトでは収着時間にかかわらず脱離開始直後に $Cs^+$の 7 割以上が脱離された．PB によって $Cs^+$の再収着を抑制することで，これらの試料では層間に収着した $Cs^+$が端部にとどまり， $K^+$や $Ca^{2+}$によって容易に交換されることが分かった．一方，Ca 型イライトでは $Cs^+$がゆっくりと脱離し，収着時間を 1 日から 2 週間に伸ばすことで脱離割合が減少したが, 2 週間以上に伸ばしても脱離割合が変化しなかった．このことから，イライトでは，$Ca^{2+}$置換によって開いた層間端部に収着した $Cs^+$は徐々に層間奥への拡散などによって安定化していくが，$K^+$で飽和されている閉じた層間までは拡散しないことが明らかになった．

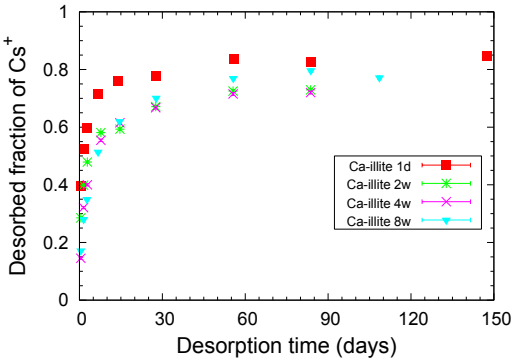



図 1. 異なる時間 $Cs^+$を収着させた Ca 型イライトからの $Cs^+$脱離割合の時間変化．1d，2w，4w，8w はそれぞれ収着時間 1 日，2 週，4 週，8 週の試料の結果．

*Kento Murota[1], Takumi Saito[1], Keitaro Tanoi[1], and Takayuki Terai[1]

[1]The University of Tokyo.

# 多様なセシウム汚染廃棄物の中間・最終処分安全評価のための機関連携による多角的研究
# (13)津波堆積土壌中の放射性セシウムの移行に与える土壌特性の影響

Multidisciplinary investigation on radiocesium fate and transport for safety assessment for interim storage and disposal of heterogeneous waste

(13) Influence of soil properties on migration of radiocesium in tsunami-affected soils.

北大院工　*山崎　広偉，生田　誉宗，田中　真悟，小崎　完，　渡邊　直子

津波の影響を受けた土壌において、福島第一原子力発電所事故に由来する放射性 Cs が深部まで移行したケースが認められたことから、その移行促進要因を粒度分布、有機物含有量等の土壌特性から検討した。津波による擾乱に起因する粒度分布や土壌組成の変化が、放射性 Cs の移行に影響を与えている可能性が示唆された。

**キーワード：放射性 Cs，移行，土壌特性，津波**

**1. 緒言**　除染土壌の中間貯蔵・最終処分の安全評価には、放射性 Cs の土壌中の移行挙動を把握することが必要不可欠である。福島県沿岸部の津波の影響を受けた地域で採取した土壌コアの放射性 Cs の深度分布には、放射性 Cs が表層に留まったものや、10-15cm 程度まで移行したものなど、様々なものが存在した。そこで本研究では、津波の影響を受けた地域で採取した土壌の粒度分布、有機物含有量等の土壌特性を求めることで放射性 Cs の移行促進要因を検討した。

**2. 実験**　福島県双葉郡の津波の影響を受けた地域(畑地・水田)で土壌コア、土壌試料を採取した。土壌コアは、放射性 Cs の深度分布測定[1]の他、強熱減量法による有機物含有量(JIS A 1226)及び全量溶解による金属組成分析を行った。コアの近傍で採取した土壌試料は、JIS A 1204 による粒度分布の測定に供した。土壌試料中には、粒子が固まって形成された団粒が存在したため、2 次粒子の粒度分布に加えて、ソニケーターを用いて団粒構造を破壊した粒子(1 次粒子)の粒度分布を測定した。

**3. 結果・考察**　放射性 Cs が 10-15cm 程度まで深部に移行した水田土壌を例として、$^{137}$Cs の深度分布、有機物含有量、粒度分布(1 次粒子)ヒストグラム、金属組成を主成分分析した結果を図 1 に示す。この土壌において、有機物含有量は表層 0-1cm で 13%程度と最も高く、深さ 9cm まで 8-12%前後の範囲をばらついているが、それ以深では 5%程度で一定となっている。粒度分布は、表層では 2～20μm 粒子の占める割合が最も多く、～10cm までは深くなるにつれて粒度が大きくなっているが、10cm 以深では傾向が異なり粒径が小さくなっている。主成分分析では、0-9cm までがグループ化され、9-10、10-11、11-12cm は分散する結果となった。粒度分布で、深度とともに粒径が大きくなる領域(0－9cm)は、有機物含有量の多い部分(0-10cm)及び主成分分析のグループ化できる部分(0－9cm)とほぼ一致しており、また、これは $^{137}$Cs の分布している領域とも一致する。この領域では、深くなるほど粒径が大きくなる傾向にあることから、津波による擾乱した土壌が沈殿した層であり[2]、有機物含有量が 5%と低いそれ以深の層は津波によって擾乱されなかった土壌と考えることができる。少なくとも、津波の擾乱を受けた領域で、放射性 Cs の移行が促進された可能性が示唆された。

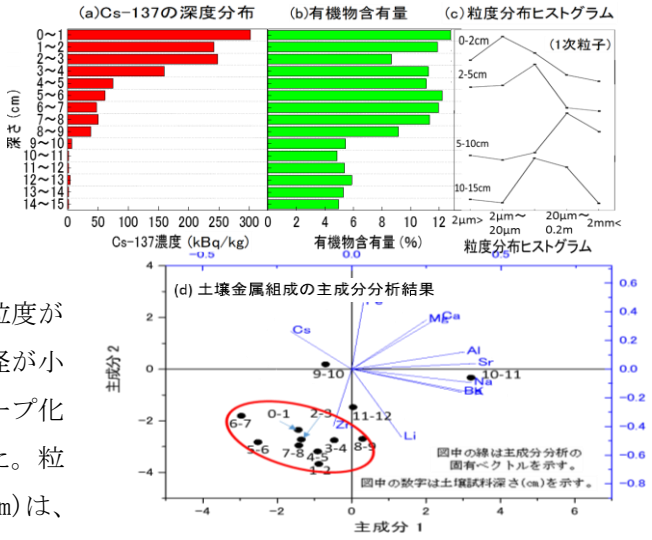



図1　水田土壌の分析結果例

**参考文献**[1] 生田 誉宗, 2015 年日本原子力学会春の年会[2]Putra et al.,Sedimentary Geology294(2013)282-293

*Hiroi Yamazaki [1], Yasuhiro Ikuta [1], Shingo Tanaka [1], Tamotsu Kozaki [1], Naoko Watanabe [1]
[1]Hokkaido Univ

# Cs 汚染土壌の減容化システムの開発
# －分離からガラス固化までの基礎試験の概要－

Development of Volume Reduction System of Cs Contaminated Soil
- Overview of Fundamental Study from Separation to Vitrification -

*高橋 秀治[1]，稲葉 優介[1]，針貝 美樹[1]，宗澤 潤一[2]，竹下 健二[1]
[1]東京工業大学，[2]三菱化学エンジニアリング株式会社

Cs で汚染された土壌の減容化システムの構築を目的として、汚染土壌からの Cs 分離からガラス固化に至るまでの基礎試験を実施した。本報告ではこれら基礎試験の結果概要をまとめ報告する。

**キーワード**：セシウム，減容化，汚染土壌，水熱処理，フェロシアン化物

## 1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故に伴い、放射性 Cs が環境中に放出され、福島県を中心に東日本一円が汚染された。汚染除去土壌等は中間貯蔵施設で一時保管されたのち、福島県外の最終処分場に送られ処分される予定であるが、その物量は莫大であり、安全性、経済性のいずれを考えても減容化と安定した最終処分形態の検討は不可欠である。東工大と三菱化学エンジニアリングでは共同研究で汚染土壌の高減容化と Cs の安定固化技術の開発を始めた。本報ではこれまでの研究成果の概要をまとめ報告する。

## 2. Cs 汚染土壌の減容化システムの概要と見込まれる減容効果

図 1 に Cs 汚染土壌の減容化システムのフローを示す。図で示すように本システムは 4 つの工程から構成されている。本システムでは汚染土壌を分級後の Cs 濃度の高い土壌細粒分（粘土鉱物）を対象としている。①土壌細粒分は、高温（約 200-260℃）・高圧（約 2-5MPa）の水（亜臨界水）に入れられ、植物系バイオマスあるいは試薬の有機酸が混ぜられる。高温高圧場でバイオマスが分解されることで生成された有機酸あるいは添加された試薬の有機酸により粘土鉱物の構造が効果的に分解され、Cs は粘土鉱物から水相（水熱処理水）に移行される［1]。②水相の Cs は吸着剤（フェロシアン化鉄）で選択的に吸着され回収される。③Cs を吸着した吸着剤は空気雰囲気にて 400℃以下で熱分解され酸化物（主に酸化鉄）となる。その後、酸化物は水などで洗浄され Cs が分離される。Cs を含む洗浄液は加熱され Cs は主に硝酸化物の形態で濃縮回収される。④Cs 濃縮物は最終的にガラスなどで固化される。上述の各 4 工程それぞれで非放射性 Cs を用いて模擬汚染物を作製し実施した個々の基礎試験の結果に基づき、例えば、放射能濃度 10 万 Bq/kg、体積 1 万 $m^3$ の汚染土壌を対象として、土壌中の非放射性 Cs 濃度を 0.01g/kg-soil、水熱処理の Cs 分離効率を 95%、吸着剤 Cs 吸着容量を 41 g-Cs/kg、ガラスへの Cs 充填率を 10wt%と仮定し、試算した結果、処理前の汚染土壌がガラス固化体として体積換算で約 2 万分の 1 程度に減容化される見込みを得た。今後、処理後の残渣や二次廃液の取り扱い、連続処理試験や実汚染土壌を用いた実証試験などさらに研究開発を進める必要がある。




図 1　Cs 汚染土壌の減容化システム

## 参考文献

[1]高塚，他，環境放射能除染学会「第 3 回環境放射能除染研究発表会」，P-049（2014）.

*Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Junichi Munezawa[2] and Kenji Takeshita[1]
[1]Tokyo Tech, [2]Mitsubishi Chemical Engineering Corp.

# セシウム吸着プルシアンブルーの燃焼物から得られるセシウム含有塩のガラス固化条件検討

Preparation of Vitrified Glass for Cesium-Containing Metal Salt from Burning Material of Cs-Adsorbing Prussian Blue

*針貝 美樹[1]，稲葉 優介[1]，高橋 秀治[1]，竹下 健二[1]，宗澤 潤一[2]
[1]東工大原子炉研,[2]三菱化学エンジニアリング株式会社

セシウムを吸着させたプルシアンブルーの燃焼物を水洗することにより得られる、主成分が硝酸セシウムである Cs 含有塩のガラス固化条件検討を行った。

**キーワード：**セシウム，ガラス固化，除染，プルシアンブルー，減容化

## 1. 緒言

放射性 Cs の回収方法の一つとして、プルシアンブルー(PB)を用いた回収技術が知られている。Cs 吸着後のプルシアンブルーの最終処理方法としては、ガラスやセメントによる固化技術による廃棄体の作製等が検討されているが、吸着剤の体積に対して放射性物質の含有率が数%と低いため、さらなる減容化が求められている。本研究では、Cs を吸着させたプルシアンブルーの熱分解後の燃焼物から Cs を水抽出し、得られた Cs 塩を主成分とする溶出物を用いてガラス固化することにより、より減容化された廃棄体（ガラス固化体）を得ること目的とし、ガラス固化条件検討を行った。

## 2. ガラス固化体の作製

### 2-1. Cs 含有塩の溶出

重量の約 8%（$Cs_2O$ 換算）程度の Cs イオンを吸着させた PB ナノ粒子（関東化学製）の燃焼酸化物 50 g(三菱化学エンジニアリングより提供)に、蒸留水 500 mL を加えて室温で 60 時間撹拌後、固液分離を行い、溶出液を得た。ICP-MS(Agilent 7700x)により、この溶出液に含まれる Cs および Na はそれぞれ 3.30g、0.87g であることを確認した。また、この溶出液を乾燥させた固体の XRD (Rigaku Ultima Ⅳ)による定性分析の結果から、溶出液の主成分は硝酸セシウムであることを確かめた。

### 2-2. ガラス固化体の作製

ガラス固化体は、白金パンに 2-1 で得られた溶出液及び炭酸ナトリウム水溶液を加え、ある程度乾燥させた状態にした後、ホウケイ酸ガラスを添加し、熱分析装置にて昇温することで作製した。Cs 含有量は昇温前において $Cs_2O$ 換算で約 6%とし、Na 含有量は $Na_2O$ 換算で 10%とした。昇温速度は 10℃/min とし、最高温度(保持温度)を 750～1000℃で比較した。最高温度での保持時間は 2 時間とした。

## 3. 結果

TG 曲線および XRD パターンの比較から、最高温度が 900℃以上で重量減少が顕著になり、ガラスの結晶化による不均質化は、最高温度 830℃以下からみられるようになった。よって今回の組成においては、850℃付近で最高温度を保持することが望ましいと考えられる。

*Miki Harigai[1], Yusuke Inaba[1], Hideharu Takahashi[1], Kenji Takeshita[1] and Junichi Munezawa[2]
[1] Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology, [2] Mitsubishi Chemical Engineering Corporation

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

# [2F10-13] Engineered Barrier System

Chair: Tsutomu Sato (Hokkaido Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

## [2F10] Quantitative evaluation of stabilization of hybridization between uranium species and cement-based materials in environmental water

＊Tomoo Yamamura[1], Akira Takahashi[1], Kenji Shirasaki[1], Mitsuie Nagai[1], Yuichi Niibori[2], Taiji Chida[2] （1.Institute for Materials Research, Tohoku University, 2.School of Engineering, Tohoku University）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2F11] Diffusion of Boric Acid in Bentonite

＊Keita Endo[1], Hiroaki Takahashi[2], Takao Oi[3] （1.Gradude School Sophia Uni., 2.Nuclear Regulatory Agency, 3.Faculty of Science and Technology, Sophia Uni.）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2F12] Evaluations of deposition behavior of supersaturated silicic acid on Ca-type bentonite under the temperature condition around geological disposal system

＊TSUYOSHI SASAGAWA[1], TAIJI CHIDA[1], YUICHI NIIBORI[1] （1.Tohoku University ）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2F13] Simulation of one-dimensional un-loading and re-loading behavior of compacted bentonite by elasto-plastic model considering microstructure change

＊Yukihisa Tanaka[1], Yasutaka Watanabe[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 環境水中のウラン化学種安定性の評価によるセメント系材料閉込効果の定量化検討

## Quantitative evaluation of stabilization of hybridization between uranium species and cement-based materials in environmental water

*山村 朝雄[1], 高橋 晃[1], 白崎 謙次[1], 永井 満家[1], 新堀 雄一[2], 千田 太詩[2]

[1]東北大学金属材料研究所
[2]東北大学工学研究科

抄録

福島第一原子力発電所の廃止措置では、 放射性廃棄物のセメントによる閉じ込め機能がどのように機能するかについて、 格納容器底部の燃料デブリとセメントの相互作用の海水や多様な酸化還元雰囲気の存在下での検討が必要である。 本検討では、 既存の熱力学データに基づいてセメント系材料CSHとウランとの相互作用を評価する。

キーワード： 熱力学計算、ウラン化学種、セメント系材料

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展解析の結果に基づく熱力学平衡計算により、 燃料デブリの各相の生成量評価が行われ、 燃料棒領域ではU-Zr-O系、下部支持板付近ではU-Zr-O-Fe系であるが、 両者とも酸化物とともに金属系があり、 例えば下部支持板付近では$Fe_2(Zr,U)$の存在が推定されている。[1] このような酸化性から還元性まで含む燃料デブリがセメント系材料と海水を含む水中で接触した場合の生成化学種の評価は、廃止措置において必要である。

セメント系材料CSHは、 代表的組成としてCa/Si = 0.8の$Si_5Ca_4O_{22}H_{16}$（調和融解ゲル）、 Ca/Si = 1.1の$Si_{10}Ca_{11}O_{53}H_{44}$、Ca/Si = 1.8の$Si_5Ca_9O_{37}H_{36}$があるが、 Ca/Si > 0.8のCSHは、水と接触する環境下ではCaが溶出しCa/Si = 0.8まで変化する特性がある。 本発表では、 既存の熱力学データに基づいて高塩濃度、高アルカリ領域、多様な酸化還元雰囲気におけるウランの化学種を整理し、 セメント系材料の安定性を評価した結果を報告する。 評価の高精度化をめざすため、 標準の熱力学データベースソフトFactSage（熱力学データベースはFactPS、FThelg）を利用するとともに、 最新のデータベースの値を含めた。[2, 3]

計算結果の一例として、 $[CaO]=[SiO_2]=10^{-2}$ Mの条件での酸化、中間、還元条件でのpHに対する各物質の濃度について NaCl無し（Fig. 1）と[NaCl]=1 M（Fig. 2）を示す。 固相としては、塩基性領域で酸化条件で$CaUO_4$、還元条件で$UO_2$が主要な生成物となる。 評価結果は、ウラン濃度、CSH系濃度により大きく変化するものの、 冠水条件を形成する塩濃度により平衡相・化学種の濃度が変化する。 この評価を高濃度条件に展開し、CSH系との共存状態に関する評価結果を報告する。

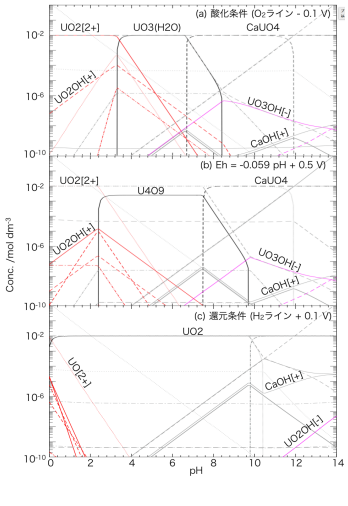



Fig. 1: $[U]=10^{-2}$ M, 、NaClを含まない体系に対する、pHに対する各物質の濃度

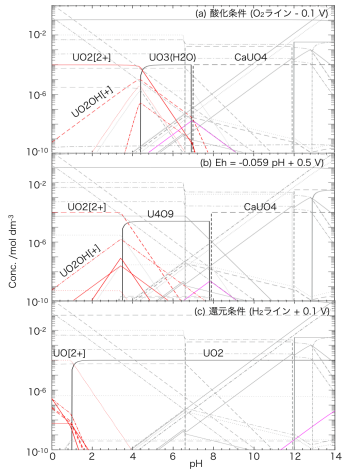



Fig. 2: $[U]=10^{-4}$ M, 、NaClを含む体系に対する、pHに対する各物質の濃度

参考文献

[1] 鷲谷忠博, RID における福島第一原子力発電所廃炉に関わる技術開発(3) デブリ性状把握に係る技術開発, 日本原子力学会 2014年秋の大会

[2] Ingmar Grenthe, et al., Chemical Thermodynamics 1, Chemical Thermodynamics of Uranium, North-Holland, 1992

[3] IUPAC Academic Software, The IUPAC Stability Constants Database, Academic Software, 2008

*T. Yamamura[1], A. Takahashi[1], K. Shirasaki[1], M. Nagai[1], Y. Niibori[2] and T. Chida[2]

[1]Laboratory of Alpha-Emitters IMR, Tohoku Univ., [2]School of Engineering, Tohoku Univ.

# ベントナイト中でのホウ酸の拡散

Diffusion of Boric Acid in Bentonite

*遠藤　慶太[1]，高橋　宏明[2]，大井　隆夫[3]
[1]上智大学院・理工，[2]原子力規制庁、[3]上智大学物質生命理工学科

種々の条件でベントナイト中にホウ酸を拡散させた結果、ベントナイト中でホウ酸の拡散が遅延されたことがわかり、ホウ酸の拡散が陰イオン排除効果や分配係数と相関している可能性が示唆された。

**キーワード：**ベントナイト、ホウ酸、拡散

**1. 緒言** ベントナイト中での放射性核種の拡散挙動を「同位体効果」に関連させた研究が少ないが、我々は以前 $Li^+$を拡散させたときの同位体効果を調べ、粘土中で $Li^+$が水和状態で吸着することを明らかにした。[1)] 本研究では陰イオンを形成するホウ酸をベントナイト中に拡散させて遅延効果を調べると共に、Li の結果と合わせてベントナイト中での放射性核種の吸着・拡散挙動の解明の一助とすることを目的とした。

**2. 実験** 【吸着実験】 陰イオン排除効果により陰イオンは粘土表面から反発を受けるが、実際にホウ酸がベントナイトに吸着するかどうかを調べるためにホウ酸溶液とベントナイト(クニピア F)を平衡にさせた実験を行った。【拡散実験】乾燥させたベントナイトを圧縮密度 0.8 g $cm^{-3}$ で充填した拡散セルを種々の条件の溶液($NaNO_3$濃度($I$) =1 、0.1 M　pH 2、5、9)で飽和させた後、実験装置(図 1)を作製し供給液側・サンプル溶液側と拡散セルの間で溶液を循環しサンプル溶液中へ拡散するホウ素濃度の経時変化を測定した。

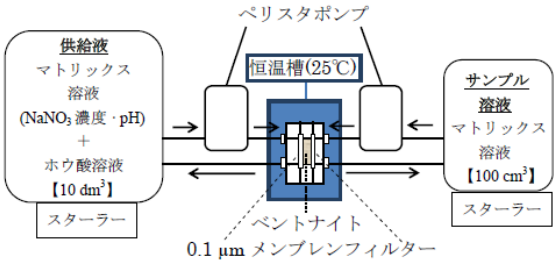



図 1　拡散実験装置

**3. 結果**【吸着実験】種々のパラメーターを変えて吸着量を求めた結果、見かけ上数 μmol $g^{-1}$ 程度のホウ素が吸着しその pH 依存性が見られたが、結晶表面への吸着は微量で大半が膨潤時に水と共に層間に挿入されたホウ素であることがわかった。【拡散実験】$I$ =1 M での実験結果を図 2 に示し、求めた $De$ 値を表 1 に示した。全ての系の $De$ 値がバルク水中での値より小さく、ベントナイト中でホウ酸の拡散が遅延されたことがわかった。$De$ の $I$ 依存性が見られ $I$ が大きい程 $De$ 値も大きくなったのは、$NaNO_3$ の存在により陰イオン排除効果が低減されたためだと考えられる。さらに $I$ = 1 M と 0.1 M の両方の系で $De$ 値の pH 依存性が見られ、$D_e$ 値と吸着実験から得られた分配係数 $K_d$ との関係性が示唆された。今後は拡散実験サンプルのホウ素同位体比を測定し、その同位体比の変化から陰イオン拡散の遅延効果の要因を推定する予定である。

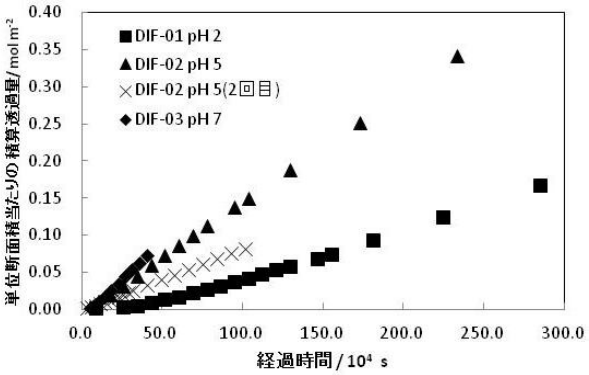



図 2　$I$ = 1 M における拡散実験結果

表 1　各系における実効拡散係数 $D_e$

| 実験No. | マトリックス溶液 | | 供給液 | $D_e$ | $K_d$ |
|---|---|---|---|---|---|
| | $I$ /M | pH | B濃度/mM | / $10^{-11}$ $m^2$ $s^{-1}$ | /$cm^3$ $g^{-1}$ |
| DIF-01 | 1 | 2.00 | 5.141 | 6.035 | < 0.678 |
| DIF-02 | | 5.20 | 5.023 | 13.64 | 0.682 |
| DIF-02(2回目) | | 5.27 | 5.000 | 7.896 | 0.682 |
| DIF-03 | | 6.42 | 4.916 | 20.77 | 0.851 |
| DIF-04 | 0.1 | 2.07 | 5.046 | 1.910 | < 0.749 |
| DIF-05 | | 5.29 | 5.047 | 2.399 | 0.734 |
| DIF-06 | | 6.65 | 4.926 | 2.924 | 0.814 |
| バルク水中のホウ酸の拡散係数/ $10^{-9}$ $m^2$ $s^{-1}$ | | | | 1.4599～1.5925 | |

**参考文献**　(1)遠藤慶太、2013 年度卒業論文、上智大学

Keita Endo[1], Hiroaki Takahashi[2] and Takao Oi[3]
[1]Gradude School Sophia Uni., [2]Nuclear Regulatory Agency, [3]Faculty of Science and Technology, Sophia Uni.

# 地層処分場周辺の温度条件における Ca 型ベントナイトに対する過飽和ケイ酸析出挙動の評価

Evaluations of deposition behavior of supersaturated silicic acid on Ca-type bentonite under the temperature condition around geological disposal system

*笹川　剛[1]、千田　太詩[1]、新堀　雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、流路閉塞による核種移行抑制が期待される Ca 型ベントナイトへの過飽和ケイ酸の析出について、深地層の温度影響を考慮した析出速度定数を実験的に評価した。その結果、温度上昇によって Ca 型ベントナイトへの過飽和ケイ酸の析出が促進されることを実験により明らかにした。
**キーワード**：Ca 型ベントナイト、過飽和ケイ酸、析出挙動、温度影響

**1. 緒言**　地層処分場坑道の埋め戻し材の一部に用いられる Na 型ベントナイトは、地下水に含まれる Ca イオンとイオン交換することにより Ca 型化し、透水性の上昇や膨潤性の低下を生じるため、バリア性能が劣下する可能性が指摘されている。一方、処分場の建設に用いられるセメント系材料によって地下水が高アルカリ化し、処分場周辺ではベントナイト等からその主成分であるケイ酸が溶出する。この高濃度のケイ酸が地下水の混合に伴って過飽和となりベントナイトに析出することで間隙が狭められ、核種移行を抑制する効果が期待できる。本研究では、処分場の建設が予定される深度 500-1000 m における温度 30-45°C (地表付近の温度：15°C、地下深度による温度勾配：3°C / 100 m)を考慮した、過飽和ケイ酸析出の温度依存性について析出実験を行い、析出速度定数を評価することにより核種移行抑制の可能性について検討した。

**2. 実験**　Ca 型ベントナイトは Na 型ベントナイト(クニゲル V1)より調整し、75 μm 以下に整粒して用いた。析出実験は、ケイ酸の初期過飽和濃度(4-10 mM)、溶液温度(15-50°C)、固相量(溶液 250 mL あたり 2.5-10.0 g)を実験パラメータとして、窒素雰囲気下にて撹拌速度 300 rpm で行った。所定時間毎にサンプリングし、固液分離は遠心分離後に 0.45 μm メンブレンフィルターを用いて行った。固相への析出量は、ICP-AES 測定による液相中のケイ酸の濃度と、初期のケイ酸濃度との差分によって求めた。また、コロイド状ケイ酸の濃度は、モリブデンイエロー法で定量した液相中の水溶性ケイ酸濃度(主に単量体、二量体)と、ICP-AES 測定の差分により求めた。析出速度定数 $k$ [m/s]は、実験初期の固相へのケイ酸析出量の経時変化から評価した。

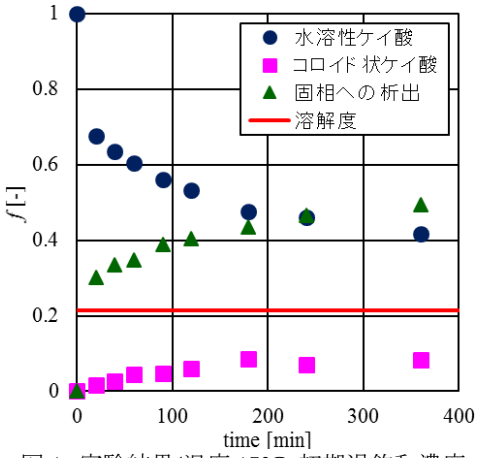


図 1　実験結果(温度 15°C、初期過飽和濃度 6 mM、固相量 10 g)

**3. 結果・考察**　図 1、2 に実験結果の一例を示す。縦軸 $f$ [-]は初期のケイ酸濃度で各ケイ酸濃度を除した値である。高温条件下(50°C)において固相への析出量が増加し、コロイド状ケイ酸が減少した。これは、高温条件下でコロイド状ケイ酸の成長が促進されて沈殿し、固相とともに分離されたことが原因であると考えられる。本実験の種々のパラメータに対して析出速度定数 $k$ [m/s]はいずれも $10^{-12}$-$10^{-11}$ m/s の範囲に収まった。このことは、温度や過飽和濃度が変化するような複雑な系においても、析出速度定数を簡便に整理できることを意味する。また、これらの析出速度定数は、ケイ酸析出に伴う岩石亀裂の閉塞を示した先行研究[1]と同程度であることから、処分場周辺の温度条件における Ca 型ベントナイトへの過飽和ケイ酸の析出が同等の核種移行抑制効果を示す可能性が示唆された。

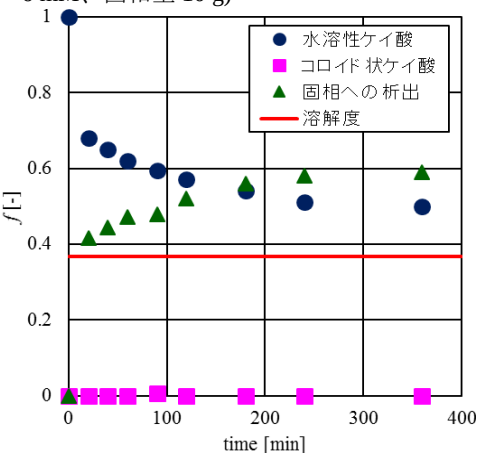


図 2　実験結果(温度 50°C、初期過飽和濃度 6 mM、固相量 10 g)

引用文献：[1]SASAGAWA et al. , “Effects of Supersaturated Silicic Acid Concentration on Deposition Rate around Geological Disposal System”, Proceedings of ICONE23, 2015.

謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金　基盤研究(A)25249136 によった。ここに記して謝意を表す。

*Tsuyoshi Sasagawa[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku University.

# 微視的な構造の変化を考慮した弾塑性モデルによる締固めたベントナイトの一次元除荷・再載荷挙動のシミュレーション

Simulation of one-dimensional un-loading and re-loading behavior of compacted bentonite by elasto-plastic model considering microstructure change

*田中 幸久[1], 渡邊 保貴[1]
[1]（一財）電力中央研究所

応力の変化に伴う微視的な構造の変化を考慮した弾塑性モデルにより，締固めた飽和ベントナイトの一次元除荷・再載荷時の応力・ひずみ挙動を再現できることを明らかにした．

**キーワード**：ベントナイト，一次元除荷，モデル化

## 1. はじめに

本報告では，前報[1]のモデルを改良し，再載荷時を含む挙動への適用性を検討した．

## 2. 膨潤圧試験結果の解釈

**図 1** は，イオン交換水または蒸留水と人工海水を用いて膨潤圧試験を行い，ベントナイトの膨潤圧に及ぼす溶液の種類の影響を調べたものである．測定された膨潤圧を溶液のイオン濃度とモンモリロナイト結晶間の拡散 2 重層中のイオン濃度との差による浸透圧による膨潤圧と飽和に伴うサクションの減少による膨潤圧に分けた．その根拠を**図 1** の凡例中に記す．$p'/p'_{its} \leq 1$ における浸透圧による層間距離の増大による間隙比の増大量 $\Delta e$ は次式で表されると考えた．

$$\Delta e = -(C_{osm} - C_{suc}) \cdot Ln(p'/p'_{its}) \quad (1)$$

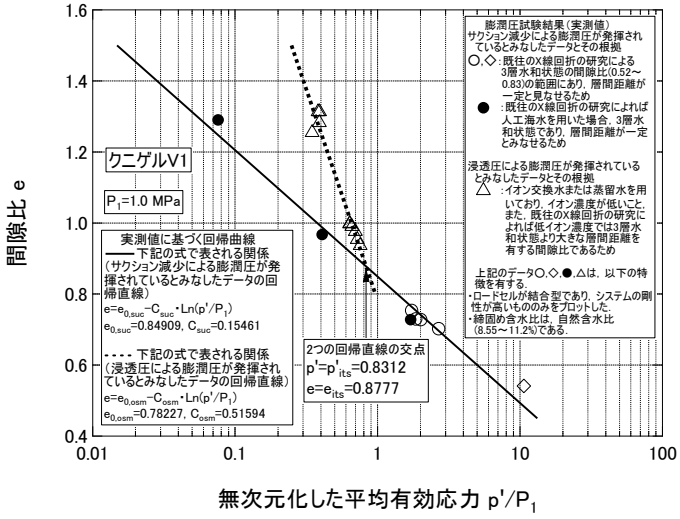



**図 1** 膨潤圧試験結果

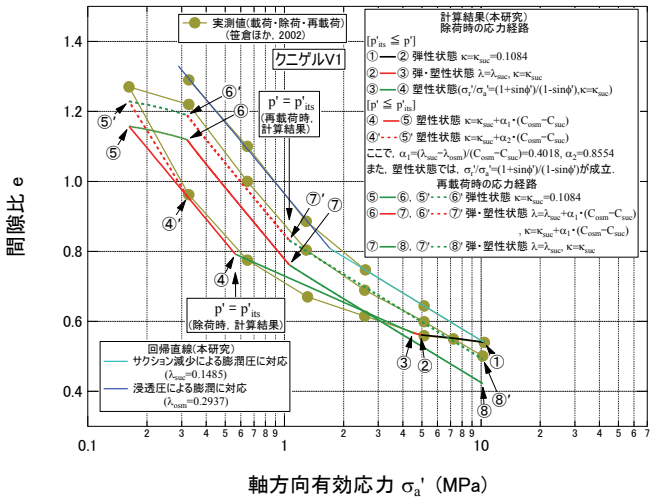



**図 2** 実測結果と計算結果の比較

## 3. 数値シミュレーション

笹倉ら[2]が実施した実験結果に対して，修正カムクレイモデルによる一次元除荷時の膨潤挙動のシミュレーション計算を行った．**図 2** は実測結果と計算結果を比較して示したものである．**図 2** の凡例中に計算において想定した状態とパラメータの概要を記す．要点を以下に箇条書きで記す．1) 除荷に伴って，弾性状態，修正カムクレイモデルで表される弾塑性状態，モール・クーロンの破壊基準で表される塑性状態と変遷し，再載荷時には弾性状態，修正カムクレイモデルで表される弾塑性状態と変遷するとした．2) $p' < p'_{its}$ における $\lambda, \kappa$ は，浸透圧による膨潤の影響により，$p'_{its} < p'$ における値より，$\alpha_1 \cdot (C_{osm} - C_{suc})$ または $\alpha_2 \cdot (C_{osm} - C_{suc})$ だけ大きいとした．ここで，$\alpha_1, \alpha_2$ はいずれも浸透圧による膨潤変形が土骨格の存在によって妨げられることを表す低減係数である．**図 1** に見られるように，$p'$ が小さくなるほど浸透圧の膨潤圧に比べてサクション減少による膨潤圧が小さくなるので，土骨格の存在により浸透圧による膨潤変形が妨げられにくくなり，$\alpha_1$ または $\alpha_2$ は，1 に近い大きな値になると思われる．

**図 2** においては，いずれの計算結果も実測結果の概略を表せているといえるが，④′～⑤′ 間で $\alpha_1$ より大きな $\alpha_2$ を用いた場合の方が，実験結果と計算結果の全体的な一致度が高まることがわかる．

### 参考文献

[1] 田中，渡邊（2015）： 2015 年秋の年会，H22，p. 394. ［2］笹倉剛ほか(2002)： JNC TJ8400 2002-025.

*Yukihisa Tanaka[1] and Yasutaka Watanabe[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

# [2G01-06] Fuel behaviour evaluation

Chair: Kosuke Tanaka (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 10:20 AM - 12:00 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

## [2G01] Fuel rod behavior analysis of ATF with SiC cladding under normal operating condition by FEMAXI-7

＊Tomoya Okada[1] （1.WASEDA University）

10:20 AM - 10:35 AM

## [2G02] Development of the module for analysis of nitride fuel behavior in accelerator driven system (ADS)

＊Hirokazu Hayashi[1], Hiroaki Saitou[1], Masaki Kurata[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:35 AM - 10:50 AM

## [2G03] An analysis of SPERT-CDC test 859 using a fuel performance code RANNS

＊Yoshinori Taniguchi[1], Yutaka Udagawa[1], Masaki Amaya[1] （1.JAEA）

10:50 AM - 11:05 AM

## [2G04] Chemical state mapping of B4C control rod under simulated severe accidental condition using EPMA-SXES

＊Ryuta Kasada[1], Ha Yoosung[1], Kan Sakamoto[2], Toru Higuchi[2], Hideki Matsui[1] （1.Kyoto University, 2.NFD Co., LTD.）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2G05] Development of core degradation and relocation test equipment under severe accident

＊Kinya Nakamura[1], Takanari Ogata[1], Masaki Kurata[2] （1.CRIEPI, 2.JAEA）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2G06] Influence of Precipitation Forms of Zr-Hydride on Mechanical Property of Irradiated BWR Fuel Cladding

＊Akihiro Yamauchi[1], Keizo Ogata[1], Hidetoshi Akiyama[1] （1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# FEMAXI-7 による SiC 被覆事故耐性燃料棒の通常運転時のふるまい解析

Fuel rod behavior analysis of ATF with SiC cladding under normal operating condition by FEMAXI-7

*岡田 知也，山路 哲史

早稲田大学

軽水炉の事故耐性燃料棒（ATF）被覆管の候補である炭化ケイ素（SiC）の熱的および機械的物性を軽水炉燃料棒ふるまい解析コード（FEMAXI-7）に組み込み、軽水炉の通常運転条件でのふるまい解析を行った。解析に用いるモデルは Halden 炉で照射された IFA-432 rod 2 のデータにより検証した。

**キーワード：**燃料棒ふるまい、PCMI、FEMAXI-7、事故耐性燃料、SiC

## 1. 緒言

軽水炉の事故耐性燃料棒（ATF）被覆管の候補材の炭化ケイ素（SiC）はジルカロイ（Zry）に比べ融点が高く高温蒸気とほとんど反応しないため軽水炉の事故耐性を抜本的に改善できる可能性がある。しかし SiC は Zry と熱的特性や機械的特性が異なるため、メーカー等により SiC 被覆管を用いた ATF のふるまいおよびその健全性が検討されている。しかし、これらの研究では解析モデルおよび材料物性が必ずしも全て公開されていない。また、現行の軽水炉燃料棒ふるまい解析のモデルにより、SiC-$UO_2$ 燃料棒の設計および健全性評価が可能であるかどうかも示されていない。そこで本研究では、公開コード（FEMAXI-7[1]）、Halden 炉の公開照射データにより検証した解析モデルおよび SiC の公開物性データを用い、SiC-$UO_2$ 燃料棒の軽水炉通常運転条件でのふるまいを解析し、Zry-$UO_2$ 燃料棒との差および今後の開発に向けた課題を検討した。

## 2. 手法

まず、Halden 炉で測定された IFA-432 rod 2（8x8 BWR 燃料棒と同様な燃料棒の照射データ）[2]を用い、燃料棒の熱的ふるまいおよびペレット-被覆管機械的相互作用（PCMI）に支配的なモデルの検討を行った。その際、ペレット内径方向出力分布は核計算コード RODBURN により評価した。その後、FEMAXI-7 に SiC の物性データ [3] を組み込み、SiC 被覆管を用いた軽水炉燃料棒のふるまい解析を行った。

## 3. 結果

**図 1** にペレット中心温度、**図 2** に被覆管外径変化の解析結果を示す。燃料中心温度は燃焼中期では SiC 被覆燃料の方が高く、高燃焼度においては Zry 被覆燃料が高い。Zry 被覆燃料は運転中、冷却材圧力や PCMI の影響を受け、炉の起動と停止による出力変動に伴って外径が大きく変化している。対して、SiC は Zry に比べクリープ強度が高いため、出力変動に対し外径がほぼ一定で変化が見られない。

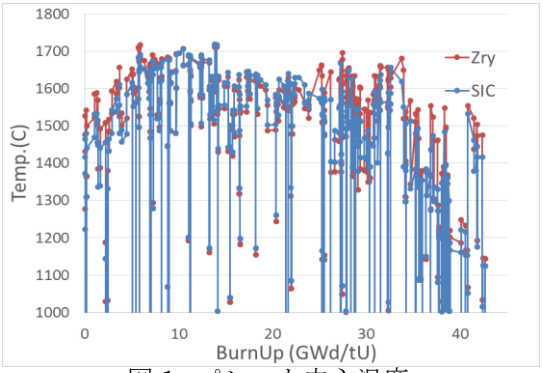



図 1. ペレット中心温度

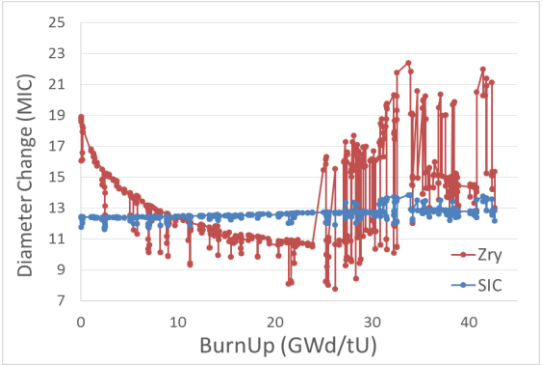



図 2. 被覆管外径変化

**参考文献**

[1] 鈴木元衛、斎藤裕明、宇田川豊、天谷政樹、「軽水炉燃料解析コード FEMAXI-7 のモデルと構造［改訂版］」、JAEA-Data/Code 2013-014, 2013

[2] “NEA-1488 IFPE/IFA-432”, 1996

[3] Todd R. Allen, Roger E. Stoller, Shinsuke Yamanaka, “Comprehensive nuclear materials”, 2012

*Tomoya Okada, Akifumi Yamaji

Waseda Univ.

# 加速器駆動システム(ADS)用窒化物燃料ふるまい解析モジュールの開発

Development of the module for analysis of nitride fuel behavior in accelerator driven system (ADS)

*林　博和[1]，齋藤　裕明[1]，倉田　正輝[1]

[1]原子力機構　原子力科学研究部門　原子力基礎工学研究センター

軽水炉用の酸化物燃料ふるまい解析コード FEMAXI-7 を利用して、加速器駆動システム(ADS)用窒化物燃料のふるまい解析を行うため、窒化物燃料、改良 9Cr-1Mo(T91)鋼被覆管、及び鉛-ビスマス(Pb-Bi)冷却材の物性データを内蔵する ADS 用窒化物燃料解析モジュールを開発し、試計算による機能の検証を行った。

**キーワード**：窒化物燃料，燃料ふるまい，FEMAXI-7

## 1. 緒言

原子力機構で実施している加速器駆動システム(ADS)を用いたマイナーアクチノイド(MA)の核変換技術の研究開発では、鉛-ビスマス(Pb-Bi)冷却材、Pb-Bi に対する耐食性に優れた改良 9Cr-1Mo(T91)鋼製被覆管、及びウランフリー高濃度 MA 窒化物燃料(He ボンド)の採用が検討されている。ADS 炉心における燃料ふるまいの理解は、今後燃料設計を進める上で重要であるが、酸化物燃料や金属燃料と比較して窒化物燃料の照射挙動についての報告例は少ない。その上、高濃度 MA 窒化物燃料については、熱力学データなどの基礎物性データベースの構築が進んでいるが、照射挙動データの報告はない[1]。このような状況において、今後、各種データを効率的に取得するためにも、計算コードによる燃料ふるまいの解析は有効な手法であると考えられる。本講演では、軽水炉用の酸化物燃料ふるまい解析コード FEMAXI-7[2]への ADS 用窒化物燃料のふるまい解析機能の追加、及び試計算による機能の検証について報告する。

## 2. ADS 用窒化物燃料ふるまい解析機能の追加

窒化物燃料ペレット[1]、T91 鋼被覆管、及び Pb-Bi 冷却材の物性データを内蔵する ADS 用窒化物燃料解析用モジュールを作成し、FEMAXI-7 コード[2]において、これらの物性データをデータ入力ファイルで指定して使用できるようにした。

## 3. 窒化物燃料ふるまいの試計算

窒化物燃料では、融点が高く熱伝導度が大きいという特徴を生かし、定常運転時の燃料温度を融点(～3050K)よりも十分に低く保ち、物質の移動等を抑制することが検討されている。ADS 炉心設計の検討例を参考にし、比較的データ整備が進んでいる(U,Pu)N の物性データを用いて通常運転時の燃料ふるまいの試計算を行い、ペレット温度は十分に低く保たれるという結果を得る(図)など、窒化物燃料ふるまい計算の定性的な検証を行った。この結果、今後、データの拡充やモデルの追加を行うことで ADS 用窒化物燃料ふるまい解析は可能になるという見通しを得た。

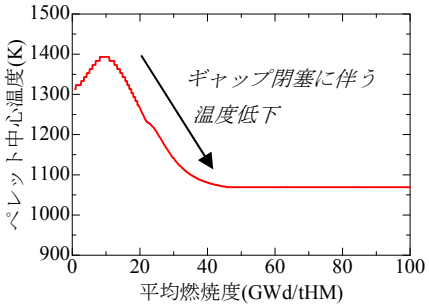



図　燃料温度計算結果の例
ペレット：直径 8.15mm、80%TD
被覆管：T91 鋼、内径 8.3, 外径 9.7mm
冷却材：Pb-Bi 入口温度 573K、2m/s
線出力：50kW/m(最大)

**参考文献**

[1] T. Nishi, Y. Arai, M. Takano, and M. Kurata, “Property database of TRU nitride fuel”, JAEA-Data/Code 2014-001 (2014)

[2] 鈴木 元衛, 斎藤 裕明, 宇田川 豊, 天谷 政樹、軽水炉燃料解析コード FEMAXI-7 のモデルと構造(改訂版)、JAEA-Data/Code 2013-014 (2013)

*Hirokazu Hayashi[1], Hiroaki Saitou[1] and Masaki Kurata[1]

[1]Nuclear Science and Engineering Center, Sector of Nuclear Science Research, Japan Atomic Energy Agency

# 事故時燃料挙動解析コード RANNS を用いた SPERT-CDC 859 実験の解析

An analysis of SPERT-CDC test 859 using a fuel performance code RANNS

*谷口　良徳[1]，宇田川　豊[1]，天谷　政樹[1]

[1]日本原子力研究開発機構

反応度投入事象に係る評価指針の根拠の一つとなった SPERT-CDC 859 実験に関して、試験燃料棒の破損挙動に対する腐食の影響を調べるため、燃料挙動解析コードを用いて解析した。同実験の燃料棒が予備照射時に非常に大きく腐食し、この腐食が燃料の破損時エンタルピに影響していることが示唆された。

**キーワード**：軽水炉燃料, RIA, PCMI, 燃料挙動解析コード

## 1. 緒言

発電用軽水炉で想定されている反応度投入事象（RIA）に関して、中高燃焼度燃料では、被覆管の腐食に伴う脆化と RIA 時の Pellet-Cladding Mechanical Interaction（PCMI）に起因する破損の発生を考慮する必要がある。現行評価指針の PCMI 破損しきい値は燃焼度の影響を考慮しており、その一部は、燃焼度 31800 MWd/t まで予備照射された試験燃料棒について米国で実施された SPERT-CDC 859 実験（SPERT859 実験）の結果を根拠としている。しかし、同試験燃料棒の被覆管には、予備照射後に過度な腐食の形跡があったとされ[1]、同実験の破損挙動及び同等の燃焼度における発電用軽水炉燃料棒の破損挙動にどの程度違いがあるか確認する必要がある。特に SPERT859 実験の試験燃料棒の破損挙動に対する腐食の影響を調べるため、燃料挙動解析コード FEMAXI-7 及び RANNS を用いて解析を行った。

## 2. 解析

まず FEMAXI-7 を用いて、SPERT859 実験における予備照射時（平均線出力 456 W/cm）の燃料挙動解析を行った。ここで、予備照射後、被覆管の外径増加量は測定されているが、被覆管の酸化膜厚さは測定されていない[1]ことから、予備照射後の被覆管外径増加量を再現するよう被覆管の酸化速度を調整した。次に、予備照射時の解析結果を入力として、SPERT859 実験における RIA 試験時の燃料挙動を RANNS により解析した。

## 3. 結果・考察

FEMAXI-7 による解析の結果、予備照射後の被覆管の酸化膜厚さは約 160 μm と評価された。この酸化膜厚さは、発電用軽水炉の通常運転時の燃料挙動解析で一般的に用いられている MATPRO モデルを用いた解析評価値と比べ、外径増加量に影響する燃料のスウェリング等の要素を考慮しても、非常に大きい。RANNS による解析において、実験に供された燃料棒被覆管が応力除去焼鈍材であることを考慮し、腐食に伴い生じる被覆管外周部の水素化物の集積領域において RIA 時に発生する被覆管外面き裂の進展が燃料の破損をもたらすというモデル[2]に基づいて RIA 試験時の燃料挙動を評価した。被覆管外面き裂先端の J 積分（J）の値が、RANNS が内蔵する PCMI 破損限界 J 積分 Jc（Jc）の値を超えた時刻を PCMI 破損の発生時刻とみなすと[2]、その時刻における燃料エンタルピが破損時エンタルピとなる。RANNS による解析で得られた J 及び Jc、燃料エンタルピ、及び SPERT859 実験におけるパルス線出力の履歴を図 1 に示す。図 1 から評価された破損時エンタルピは、SPERT859 実験における破損時エンタルピ 85 cal/g と同等の値となることがわかった。即ち同解析結果は、RANNS の PCMI 破損モデルに照らせば、実験開始時に酸化膜厚さ 160 μm という非常に大きな腐食が試験燃料に生じていたとする予備照射解析の評価が概ね妥当であったことを示している。これらの FEMAXI-7 及び RANNS による解析の結果、SPERT859 実験の試験燃料棒には予備照射時に、軽水炉の通常運転時の燃料棒と比べ非常に大きな腐食が生じており、この腐食が燃料の破損時エンタルピに影響していることが示唆された。

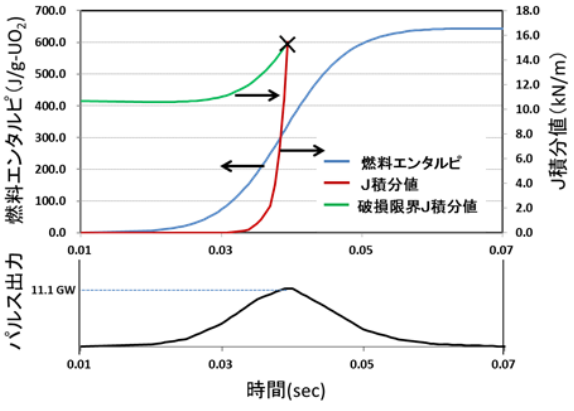



図 1：RANNS による解析結果例

### 参考文献

[1]本間功三他, “照射済燃料を用いた SPERT 及び PBF・RIA 実験における燃料破損挙動の再評価”, JAERI-M 92-044, 1992 p314

[2]宇田川豊他, “軽水炉燃料の事故時挙動解析コード RANNS の反応度事故解析モデル開発”, JAEA-Data/Code 2014-025, 2015 p9-p12

* Yoshinori TANIGUCHI [1], Yutaka UDAGAWA[1], Masaki AMAYA[1]

[1]JAEA

# EPMA-SXES によるシビアアクシデント模擬 $B_4C$ 制御棒の化学状態マップ分析

Chemical state mapping of $B_4C$ control rod under simulated severe accidental condition using EPMA-SXES

*笠田 竜太[1]，Ha Yoosung[1]，坂本 寛[2]，樋口 徹[2]，松井 秀樹[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所，[2]日本核燃料開発（株）

電子プローブマイクロアナライザ付設型軟 X 線発光分光装置（EPMA-SXES）を用いて、シビアアクシデント模擬環境下に置かれた $B_4C$ 制御棒モックアップにおけるホウ素や炭素のような軽元素の化学状態マップ分析を可能とした報告する。

**キーワード：** $B_4C$ **制御棒**，シビアアクシデント，共晶反応，軟 X 線発光分光

## 概要

福島第一原子力発電所を含む軽水炉の制御棒に広く用いられている炭化ホウ素（$B_4C$）は優秀な中性子吸収材料であるとともに、高融点材料ではあるが、高温において周囲のステンレス鋼材等と共晶反応が生じてより低い温度で溶融する。再臨界リスク低減のためにも、過酷事象時のホウ素の化学状態とともに存在位置を把握することは重要である。放射光施設を用いたX線分光は化学状態について詳しい情報を与えるものの、位置情報の詳細を同時に得ることは不可能ではないものの合理的ではない。一方、従来の走査型電子顕微鏡技術では元素の位置情報は得られるものの化学状態については不十分である。我々は、最近開発された電子プローブマイクロアナライザ（EPMA）用軟X線発光分光器（EPMA-SXES）によって、高温水蒸気酸化試験後の制御棒におけるホウ素の化学状態を踏まえた二次元分布解析に成功したので報告する。

用いた EPMA は日本電子製 JXA-8500F である。従来型の波長分散 X 線分光器（WDS）に加えて、B や C 等の軽元素の検出のために SXES を用いた。これらを用いて参照材料であるホウ素純物質から得られた B-K スペクトルを図 1 に示す。SXES の高いエネルギー分解能と優れた S/N 比は明白であり、B の化学状態あるいは電子状態に対応する情報を位置情報と併せて取得可能であることが示された。

高温水蒸気酸化前後の $B_4C$ 制御棒中の断面組織に対して EPMA-SXES による分析を行ったところ、水蒸気酸化後の塊状残余物における B-K ピーク形状に変化が見られないことから、$B_4C$ として残存していることが示された。共晶反応部については、$B_4C$ 中あるいは単体の B とは異なる化学形態を持つことが示され、$Fe_2B$ のように金属的なフェルミ端のピークが出現していることや $Fe_2B$（$Cr_2B$ も含む）の存在が示唆されていることから Fe を中心とするほう化物を形成していると考えられる。詳細については当日報告する。

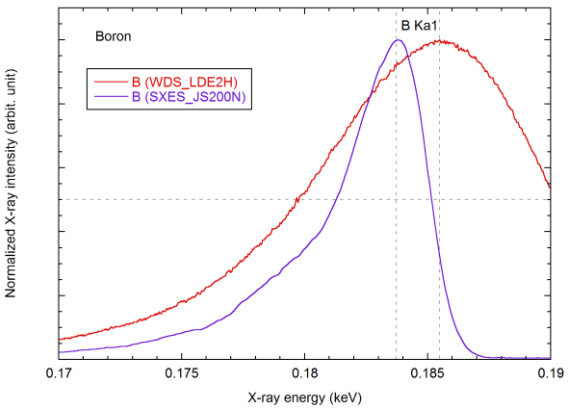



図 1　WDS(LDE2H)および SXES によって取得した B 単体材料からの B-K 発光スペクトル。

*Ryuta Kasada[1], Yoosung Ha[1], Kan Sakamoto[2] Toru Higuchi[2] and Hideki Matsui[2]
[1]I.A.E., Kyoto Univ., [2]NFD Co., Ltd.

# シビアアクシデント時燃料棒･制御棒の破損･溶融試験装置の開発

Development of core degradation and relocation test equipment under severe accident

*中村勤也[1]　尾形孝成[1]　倉田正輝[2]
[1]電力中央研究所，[2]日本原子力研究開発機構

シビアアクシデント時の炉内化学状態（1500℃以上の高温水蒸気雰囲気、数℃/s 以上の急速昇温）を再現し、燃料バンドルの破損・溶融挙動を模擬する試験装置を開発した。3×3 型模擬燃料バンドルを用いた水蒸気雰囲気加熱試験の結果、温度計測、水素ガスモニタリング、高温可視化等の基本性能を確認した。
**キーワード**：燃料棒、制御棒、燃料破損、シビアアクシデント、ジルカロイ酸化

## 1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時の炉心損傷過程を詳細に解明するためには、SA 時の炉内化学状態（1500℃以上の高温水蒸気雰囲気、数℃/s 以上の急速昇温）を再現し、実機同等材を用いた SA 総合試験データを蓄積する必要がある。国外では CORA、QUENCH 等の SA 試験装置を用いた炉外試験が行われ、燃料バンドルの破損・溶融挙動が明らかにされてきた。そこで、SA 時の炉心損傷の素過程の理解と解析手法の高度化に資する検証データ、ならびに新型材料の SA 時挙動データの取得等を目指し、国内で未整備であった SA 時の炉内化学状態を再現する試験装置 DEGREE（core DEGradation and RElocation test Equipment）を開発した結果について報告する。

## 2. 試験装置 DEGREE の設計・製作

既存加熱装置（赤外加熱炉および高周波誘導加熱炉）を用いた設計基礎データを取得し、高温水蒸気雰囲気で燃料バンドル型試験体が 1500℃以上に加熱可能と判断されたことを踏まえ、試験装置を設計製作した。試験装置の目標仕様および概念図を図 1 に示す。$UO_2$ 燃料棒を用いることを念頭に、3×3 型模擬燃料バンドルを試験体とし、加熱領域を約 500mm とした。高温水蒸気＋Ar 混合キャリアガス中、試験体下部をキャリアガスの加熱区間、試験体上部を観測対象区間とした。上下の高周波電源を出力制御することによって、模擬燃料バンドルの温度履歴を模擬する設計とした。反応後の水蒸気をコンデンサーで凝縮し、非凝縮性の Ar と発生水素ガスは希釈したうえで排気系に排出した。また、観測窓越しに、試験体表面の温度測定と動画撮影を可能とするとともに、質量分析装置とガスクロマトグラフを用いて発生ガス量のオンラインモニタリングを目指した構造とした。

## 3. 模擬燃料バンドルの水蒸気雰囲気加熱試験

3×3 型 $ZrO_2$ 被覆模擬燃料バンドルの Ar 雰囲気加熱試験より、1600℃までの温度計測と可視化が達成されることを確認した。次に、ジルカロイ(Zry)-4 被覆模擬燃料バンドルを用いて、昇温速度 0.3℃/s、蒸気流量 34mg/s/cm$^2$ の水蒸気雰囲気加熱試験を実施した。Zry-4 被覆管は、外表面から内面まで $ZrO_2$ に酸化され、最高温となる中央高さ領域では破損・崩落した。温度測定ならびに発生ガス分析手法の最適化に課題が見出されたものの、高温水蒸気雰囲気で Zry 被覆管の表面最高温度が約 1700℃に達するなど、所定の性能を有することを確認した。なお、本研究は、資源エネルギー庁平成 24～26 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（シビアアクシデント時の燃料破損･溶融過程解析手法の高度化）の成果の一部である。

*Kinya NAKAMURA[1], Takanari OGATA[1], Masaki KURATA[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI), [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

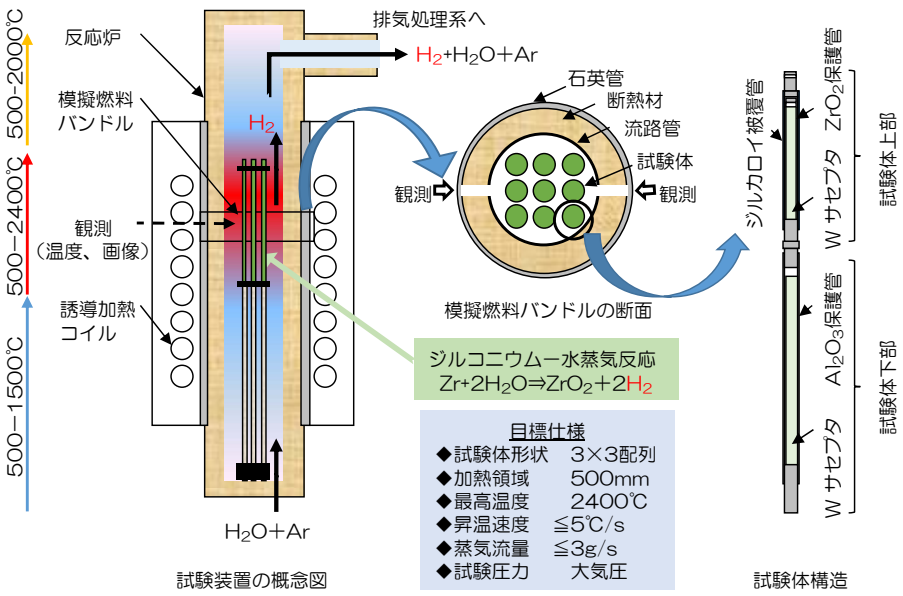



図 1　試験装置 DEGREE の概念図

# 使用済 BWR 燃料被覆管の機械的性質に及ぼす水素化物析出形態の影響

Influence of Precipitation Forms of Zr-Hydride on Mechanical Property of Irradiated BWR Fuel Cladding

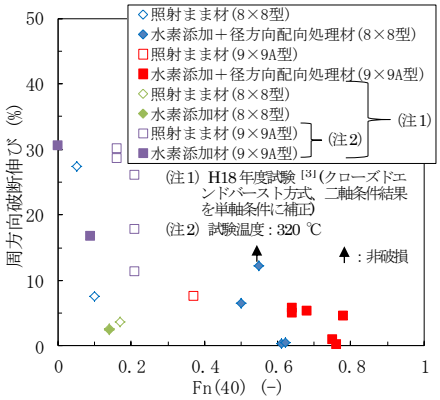
*山内 紹裕[1]，緒方 惠造[1]，秋山 英俊[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

沸騰水型原子炉（BWR）で照射された燃料被覆管に周方向引張応力負荷条件下で水素添加して水素化物の析出方位を調整する配向処理を施し、内圧破裂試験により機械的性質を調べた。周方向破断伸びは配向処理時間の増加とともに低下する傾向を示した。また、水素化物の方位及び析出頻度を反映した指標と周方向破断伸びは一定の相関を示した。

**キーワード：**沸騰水型原子炉、燃料被覆管、機械的性質、延性、ジルカロイ、水素化物、析出形態

**1. 緒言**　核燃料の使用期間が長期化すると燃料被覆管中の水素濃度が加速度的に増加する傾向を示し[1]、これに伴って破断伸び（延性）も低下するとの知見[2]が得られている。燃料被覆管の延性低下には、燃料被覆管中の水素濃度のみならず析出した水素化物の方位等（析出形態）も影響していると考えられるため、水素化物の析出方位調整を施した使用済 BWR 燃料被覆管を用いた内圧負荷試験により機械的性質を調べた。また、水素化物の析出形態を表す指標と機械的性質の相関について検討した。

**2. 実験**　商用 BWR で 5 サイクル照射した燃料棒（8×8 型及び 9×9A 型）から採取した被覆管を、内圧封入による引張応力負荷状態（150MPa）で 290 ℃の LiOH 水溶液中に一定時間（3、9 及び 21 日間）保持し、大幅に被覆管水素濃度を増加させるとともに水素化物の析出方位調整を行った。それらを用いて 300℃で内圧破裂試験（オープンエンドバースト方式）を行い周方向引張強さ及び周方向破断伸びを調べた。また、内圧破裂試験後変形の小さい端部の断面金相写真を取得し、その画像解析により水素化物の析出形態に関連する指標を算出し、それら指標の値と周方向引張強さ及び周方向破断伸びとの関係を整理した。



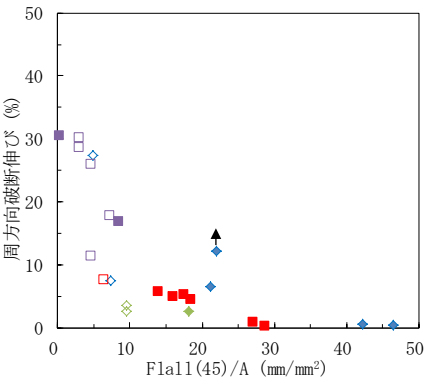




図 1　周方向破断伸びと水素化物析出指標の関係

**3. 結果・考察**　8×8 型、9×9A 型共に、照射ままの試料と水素添加及び水素化物の析出方位調整を施した試料を比較すると、保持時間が 9 日まで（被覆管水素濃度 120-763 ppm）は、周方向引張強さは 722-772 MPa でほぼ同等であり、また周方向破断伸びについては最小でも 5%以上の値を示した。一方、保持時間が 21 日間の試料（被覆管水素濃度 1303-1515 ppm）は、周方向引張強さ及び周方向破断伸び共に照射ままの試料と比較し低い値を示し、周方向引張強さは 546-697 MPa、周方向破断伸びについては 1 %未満であった。

水素化物の析出形態を表わす指標により周方向破断伸びを整理した結果の例を図 1 に示す。析出方位のみを反映した指標である Fn(40) [−]（16μm 以上の水素化物を 1 個としたときの、全水素化物個数に対する管半径方向±40°以内に配向した水素化物の個数の比）ではばらつきが大きかったが、析出方位及び析出頻度を反映した指標である Flall(45)/A [mm/mm$^2$]（半径方向に対して±45°以内に配向した水素化物の累積長さを測定面積で除した値[2]）ではばらつきが小さかった。本試験の範囲内では、Flall(45)/A により周方向破断伸びを整理すると指標値増加に伴う周方向破断伸び低下の傾向が比較的明瞭に示された。今後、水素化物の析出形態が燃料被覆管の機械的性質に与える影響を評価・整理できる指標について検討を継続する。

**参考文献**

[1] 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] 緒方惠造、他、高燃焼度燃料安全裕度確認試験総合評価 (5) BWR 燃料被覆管の延性とき裂発生評価、日本原子力学会 2007 年秋の大会、2007 年 9 月

*Akihiro Yamauchi[1], Keizo Ogata[1] and Hidetoshi Akiyama[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

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

# [2G07-10] Fundamental Properties/Advanced Fuels

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto University)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 3:55 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

## [2G07] Structure of ion tracks and microstructure evolution in Fluorite-type oxides

＊Seiya Takaki[1], Kazuhiro Yasuda[2], Syo Matsumura[2], Norito Ishikawa[3] （1.Engineering, Kyushu University, 2.Department of Applied Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University, 3.Nuclear Science and Engineering Center, Japan, Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2G08] Structure of ion tracks and microstructure evolution in fluorite-type oxide

＊Taisei Nagaishi[1], Seiya Takaki[1], Kazuhiro Yasuda[2], Syo Matsumura[2], Norito Ishikawa[3] （1.Kyushu University, 2.Kyushu University Faculty of Engineering, 3.Nuclear Science and Engineering Center）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2G09] Collaboration of TTS and Halden Reactor Project for Realization of Liquid Nuclear Fuel; Irradiation Rig Development

＊Takashi Watanabe[1], Motoyasu Kinoshita[1,2], Tsuyoshi Iwashita[3], Fumihiro Chiba[1], Kazuro Furukawa[4], Masaaki Furukawa[1], Christian Hartmann[5,6], Jon Karlsen[5,6], Yoji Minagawa[5,6], Margaret McGrath[5,6] （1.Thorium Tech Solution inc., 2.U. Tokyo, 3.ESTEX, 4.KEK, 5.IFE, 6.Halden Project）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2G10] Development of joining technology for fuel fabrication using SiC cladding

＊Ryo Ishibashi[1], Yoshiyuki Takamori[1], Xudong Zhang[1], Tomohiko Ikegawa[2], Katsumasa Miyazaki[1], Takao Kondo[3] （1.Center for Technology Innovation - Materials, Research &Development Group, Hitachi, Ltd., 2.Center for Technology Innovation - Energy, Research &Development Group, Hitachi, Ltd., 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 蛍石構造酸化物中のイオントラック構造と微細組織発達 （1）$CeO_2$ と $ZrO_2$ の比較

Structure of Ion tracks and microstructure evolution in Fluorite-type oxides
(1) comparison with $CeO_2$ with $ZrO_2$

*髙木 聖也[1]，安田 和弘[2]，松村 晶[2]，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

蛍石構造の $CeO_2$ と立方晶 $ZrO_2$ に高速重イオン照射を行い、高密度電子励起損傷により誘起されるイオントラックの構造と微細組織変化を透過型電子顕微鏡観察により比較した。

**キーワード**：蛍石構造酸化物，核分裂片，高密度電子励起損傷，イオントラック，透過型電子顕微鏡

## 1. 緒言

蛍石構造酸化物は、次世代核燃料や核変換処理の母相の有力な候補材料であり、放射線照射に伴う照射欠陥の構造や微細組織変化の形成機構を明らかにすることは重要である。本研究では、蛍石構造酸化物中の核分裂片による高密度電子励起損傷に関する知見を得ることを目的とし、高速重イオンを照射した $CeO_2$ 中に形成されるイオントラック構造およびその重畳に伴う微細組織発達過程を調べた。さらに、イナートマトリクス燃料など次世代原子力燃料として期待されている立方晶 $ZrO_2$ に関して、イオントラックを $CeO_2$ 中のものと比較し、その構造の違いについて検討した。

## 2. 実験方法

直径 3 mm の $CeO_2$ 焼結体および 9.8mol%$Y_2O_3$ doped $ZrO_2$(YSZ)に日本原子力研究開発機構のタンデム加速器を用いて、室温で 200 MeV $Xe^{14+}$イオンを $3\times10^{11}$~$1\times10^{14}$ $cm^{-2}$ の範囲で照射した。試料表面における電子的阻止能の大きさはいずれの試料でも 27 keV/nm である。照射による微細組織変化を、イオン入射方向および垂直な方向から透過電子顕微鏡法(TEM)および走査透過電子顕微鏡法(STEM)により観察した。

## 3. 結論

照射した $CeO_2$ の TEM 像中には、フレネルコントラストを示す直径約 2 nm のイオントラックが形成されていた。このようなイオントラック中心領域では空孔密度が増加しており、さらに酸素イオン配列が優先的に不規則化していることを明らかにした。また、損傷の重畳に伴って高密度の転位組織が発達することがわかった。これは、高密度の空孔あるいは空孔クラスターを含むイオントラックが照射量の増大に伴って形成と回復を繰り返す間に格子間原子の蓄積が生じ、転位組織が発達したためと考えられる。

照射した YSZ 中には、フレネルコントラストとしてイオントラックが観察されたが、$CeO_2$ 中に形成されるものに比べて、そのサイズおよび面密度が小さいことがわかった。加えて、フレネルコントラストを示さずにドット状の歪コントラストを示す領域も形成されていた。このような領域はフレネルコントラストを示すイオントラック中心領域に比べて空孔密度の増加量が小さいことが示唆された。以上の $CeO_2$ と YSZ のイオントラック構造の違いは YSZ 中に存在する酸素イオン構造空孔に起因していると考えられる。

*Seiya Takaki[1], Kazuhiro Yasuda[2], Syo Matsumura[2] and Norito Ishikawa[3]
[1]Engineering, Kyushu Univ., [2]Department of Applied Physics and Nuclear Engineering, Kyushu Univ., [3]Nuclear Science and Engineering Center, JAEA.

# 蛍石構造酸化物中のイオントラック構造と微細組織発達 (2) 電子的阻止能依存性

Structure of ion tracks and microstructure evolution in fluorite-type oxide (2) dependence on electronic stopping power

*永石大誠[1]，髙木聖也[1]，安田和弘[2]，松村晶[2]，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

100 MeV Kr イオンを照射した $CeO_2$ 中のイオントラック構造を透過型電子顕微鏡法により観察した。イオントラックは直径約 1.3 nm のフレネルコントラストとして観察され、重畳に伴う回復影響領域は直径 6.7 nm と評価された。これらの値は 200 MeV Xe イオンの結果と比べて小さいことが明らかになった。

**キーワード：**蛍石構造酸化物，核分裂片、高密度電子励起損傷，イオントラック，透過型電子顕微鏡

## 1. 緒言

イオントラックの構造とその重畳に伴う転位組織等の微細組織発達は電子的阻止能($S_e$)に依存すると考えられている。我々は、これまでに 200 MeV Xe イオン ($S_e$=27 keV/nm) を照射した $CeO_2$ 中のイオントラックを透過型電子顕微鏡法により観察し、イオントラックがフレネルコントラストとして観察される原子密度の低い中心領域（直径 2.2±0.1 nm）を有することを示した。高密度電子励起損傷が重畳する高照射量（$>1\times10^{12}$ $cm^{-2}$）ではイオントラックの形成と回復が平衡し、イオントラック中心領域（フレネルコントラスト）を回復させる領域（回復影響領域）は中心領域の大きさよりも十分に大きいことを報告した。本研究では核分裂片を模擬した 100 MeV Kr イオン ($S_e$=17 keV/nm) を照射した $CeO_2$ 中のイオントラック構造を透過型電子顕微鏡法により観察し、イオントラック構造と微細組織発達に及ぼす電子的阻止能値の効果を明らかにすることを目的とした。

## 2. 実験方法

$CeO_2$ 焼結体に日本原子力研究開発機構のタンデム加速器を用いて 100 MeV $Kr^{8+}$イオンを室温にて照射した。照射量は $1\times10^{11}$ ~$1\times10^{15}$ $cm^{-2}$ であり、高密度電子励起損傷が孤立して形成される低照射量から多数回重畳する高照射量を含む範囲とした。照射試料から電子顕微鏡用薄膜試料を作製し、九州大学超顕微解析研究センターにて 200k V にて微細組織観察を行った。

## 3. 実験結果

100 MeV Kr イオンを照射した $CeO_2$ 中のイオントラックは、200 MeV Xe イオン照射と同様にフレネルコントラストとして観察された。しかしながら、その直径は 1.3 nm であり、イオントラック中心領域の大きさは電子的阻止能と共に減少することが分かった。また、イオントラック密度は低照射量では照射量に比例して増加し、$3\times10^{12}$ $cm^{-2}$ 以上の高照射量域で飽和した。低照射量の密度は照射量よりも低くなっており、イオントラック形成効率は 1 以下であった。得られたイオントラック蓄積過程を形成効率ならびに回復を考慮したモデルにより解析したところ、100 MeV Kr イオン照射に対するイオントラック形成効率は 0.3、回復影響領域の直径は 6.7 nm と評価された。これらの値は、200 MeV Xe イオン照射に対する形成効率（0.6）、回復影響領域の直径（13 nm）に比べて小さく、電子的阻止能の減少に伴って減少するということが明らかとなった。

# ハルデン炉プロジェクトとの液体核燃料実現のための照射リグ開発

Collaboration of TTS and Halden Reactor Project for Realization of Liquid Nuclear Fuel; Irradiation Rig Development

*渡邉　崇[1]，木下　幹康[1,2]，岩下 強[3]，千葉 文浩[1]，古川 和朗[4]，古川 雅章[1]，
クリスチャン・ハートマン[5,6]，ヨーン・マーティン・カールセン[5,6]，ウィリアム・ベーレ[5,6]，
ヨーン＝ハラルド・ハンセン[5,6]，皆川　洋治[5,6]，マーガレット・マックグラス[5,6]
[1] トリウムテックソリューション，[2] 東京大学，[3] イーエステクノロジーズ，[4] 高エネルギー加速器研究機構，
[5] Institute for Energy Technology，[6] The OECD Halden Reactor Project

原子燃料サイクルを高効率かつ低コストで実現する革新的技術として乾式再処理と直結できる液体核燃料へ期待がある。その実現には原子炉照射・燃焼時の性能の確証が必要である。溶融塩燃料照射カプセルの開発と実験準備を OECD ハルデン炉プロジェクトと共同で開始した。ハルデン炉を用いた実験計画の概要と進捗状況を報告する。

**キーワード**：フッ化物溶融塩，RinR，電気化学，熱流動，液体燃料

## 1. 緒言

液体核燃料技術は原子燃料サイクルを高効率かつ低コストで実現する乾式再処理と直結可能であるだけでなく、Pu と MA の消滅と共に核不拡散へも貢献する革新的技術として期待が寄せられる。しかし、その実現は原子炉照射と燃焼時の性能の確証が必要である。Chemical **R**eactor **in** Nuclear **R**eactor (RinR)は既存原子炉の燃料ユニットと置換可能な液体核燃料を封入した燃料ユニットである。RinR の概念に基づくカプセル型照射リグにより原子炉照射と燃焼時の性能評価を目指す。この研究開発プロジェクトは従来のトップダウン方式の手法はと異なり、スケールダウンモデルより開発した様々な要素技術を持ち寄り実機実現に至る一連の開発過程をボトムアップ方式で実施する。同時に安全性確保の観点から各要素技術の限界も明らかにする。本講演ではプロジェクトの概要と進捗状況を報告する。

## 2. 溶融塩燃料照射試験準備計画の概要

2015 年 3 月 23 日に TTS と IFE は溶融塩燃料照射試験準備についての契約を締結し、カプセル型照射リグの開発と OECD ハルデンプロジェクトの原子炉を用いた照射試験準備を OECD ハルデン炉プロジェクトと共同で開始した。照射リグのモックアップテストユニットの模擬炉内環境下で健全性試験を経て、照射リグの設計の完成を目指す。

2015 年 12 月までに中間報告書の作成と共にモックアップテストユニットの第 1 次設計案を検討した。2016 年はモックアップテストを実施し、模擬炉内環境下でのリグの健全性を確認する。さらにその結果に基づきノルウェー政府より照射試験の認可を受け、溶融塩を封入したリグにより照射試験を実施するハルデン国際プロジェクトへ展開する見込みである。また、ハルデンの原子炉照射試験の後、国内の原子炉による照射試験も検討している。

## 3. カプセル型照射リグのモックアップテストユニットの設計

照射リグ内の液体燃料塩はγ加熱および核反応により発熱すると同時に分解や成分変化もする。RinR を燃料体システムとして完成さるためには、燃料塩の燃焼に伴う除熱と組成変化の挙動の把握と制御が不可欠である[1]。

除熱についてはカプセル内の溶融塩の発熱を再現するスケールダウンモデルに基づき、ビーカー内に媒体としての水と均一発熱源としての電熱線を張り巡らし、電熱線による加熱とビーカー外壁の冷却により生成する水の対流挙動を実験的に調べた。さらに温度分布、正味の燃料塩の高さ／直径のアスペクト比の他、フィンの設置とその形状や設置数をカプセル内の形状等の様々な条件を設定し、OpenFOAM によるシミュレーション計算より燃料塩の熱の入出力挙動と流動挙動に基づく除熱性能を検討した。図 1 は第 1 次モックアップテストユニットの設計案である。模擬燃料塩 HST を充填し、加熱するためヒーターが設置される。シミュレーション計算の結果と比較し、その除熱性能を検討した。一方、化学的組成変化については電気化学的な方法手法による検出方法を検討している。

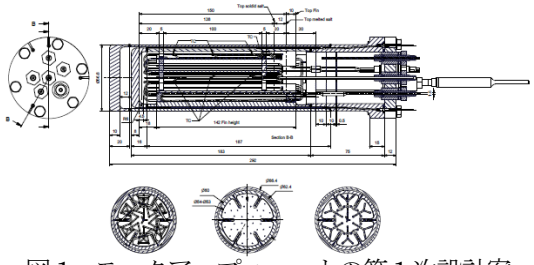


図 1　モックアップユニットの第 1 次設計案。

## 4. 2016 年の計画

2016 年の夏までに塩の調製やリグへの充填方法等も確立し、モックアップテストユニットを製造する。それに模擬燃料塩として FLiNaK 等の塩を充填し、模擬試験環境下でモックアップテストユニットの健全性を確認する予定である。

[1] D. E. Holcomb, G. F. Flanagan, B. W. Patton, J. C.Gehin, R. L.oward, T. J. Harrison, “Fast Spectrum Molten Salt Reactor Options”, ORNL/TM-2011/105.

*Takashi Watanabe[1], Motoyasu Kinoshita[1,2], Tsuyoshi Iwashita[3], Fumihiro Chiba[1], Kazuro Furukawa[4], Masaaki Furukawa[1], Christian Hartmann[5,6], Jon-Martin Karlsen[5,6], William Beere[5,6], Jørn-Harald Hansen[5,6], Yoji Minagawa[5,6] and Margaret McGrath[5,6]
[1]TTS, [2]U. Tokyo, [3]ESTEX, [4]KEK, [5]IFE, [6]Halden Project

# SiC 被覆管を用いた燃料製造のための接合技術開発

Joining Technology Development for Fuel Fabrication using SiC Cladding

*石橋 良[1]，高森 良幸[1]，張 旭東[1]，池側 智彦[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

過酷事故時における水素爆発の防止を目的に、炉心部からの水素発生抑制が期待できるSiC被覆管を検討している。燃料棒の端栓接合を想定し、接合材にSiを用いた局所加熱ロウ付け接合を評価した結果を報告する。

**キーワード：**事故耐性燃料、炭化珪素、燃料被覆管、端栓接合、ロウ付け

## 1. 緒言

過酷事故時に発生する水素によって引き起こされる水素爆発を防止する対策が、原子力発電プラントの安全性を向上させるための重要な課題である。水蒸気酸化反応熱と水素発生速度が低い SiC 被覆管は事故耐性燃料として期待される[1]。しかしながら、SiC 被覆管を適用するには依然として多くの課題が残っており、その一つが端栓接合である[2]。端栓接合では、局所加熱プロセスにより閉じ込め性の高い接合部を作製する必要があることから、ロウ付け接合が有望と考えられる。接合材には、SiC との熱膨張係数差が小さく、融点が 1687 K と高い Si を対象として、局所加熱ロウ付け接合への適用性の確認を目的に、接合試験と接合部の評価を実施した。

## 2. 検討方法

試験片には、SiC 焼結材、又は、表面に化学真空蒸着で SiC 膜を付与した液相焼結 SiC/SiC 複合材を用い、接合材の Si を溶射により接合予定部に付与した。接合試験では、まず板材の接合を、次に端栓接合部を想定した円管と丸棒の接合を検討した。約 3.0×2.0(mm)の接合部を設けて 20×10×2.0 (mm)の板材 2 個を局所加熱接合し、それを試験片として接合部のせん断強度を評価した。室温では大気中、高温では Ar ガス中で、SiC 製支持治具に装填した試験片に対して接合面に平行に速度 8.3 μm/s で荷重を負荷した。次に、端栓接合部を想定し、端部に接合材を付与した外径 10 mm 厚さ 1 mm の管及び径 10 mm の丸棒を試験片として、局所加熱法による接合を試行した。局所加熱法として、ファイバレーザ発振器(最大出力 2 kW、波長 1070 nm)を用いたレーザ加熱法、又は、グラファイトヒータを用いたヒータ加熱法を検討した。

## 3. 結果と考察

レーザ加熱法による試験片接合部は、せん断強度の大きな分布を示しており、接合欠陥が確認された試験片を除外して評価した。SiC 焼結材では、室温から最高試験温度の 1473 K まで 57 MPa 以上を、SiC/SiC 複合材では 1073 K でせん断強度 126 MPa を示した。接合欠陥は、試験片接合部破面において未溶解部として観察された。接合材厚さを小さくするなど接合部への入熱が十分に安定して確保できる接合条件や接合方法により、接合欠陥を低減できると考えられる。円管と丸棒の接合では、レーザ加熱法及びヒータ加熱法いずれによっても、密閉性のある接合部を作製することができた。レーザ加熱法では、SiC 母材を破損しないためにデフォーカスビームが有効であった。これらのことから、今後も接合条件の適正化が必要であるものの、接合材に Si を用いて局所加熱ロウ付け接合に適用できる可能性があると考える。

**参考文献**

[1]石橋良, 池側智彦, 野下健司, 木藤和明, 鴨志田守, 日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集, pp.649, (2014).

[2] Y. Katou, K. A. Terrani and L. L. Snead, ORNL/TM-2014/210, (2014).

---

*Ryo Ishibashi[1], Yoshiyuki Takamori[1], Xudong.Zhang[1], Katsumasa Miyazaki[1], and Takao Kondo[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

# [2G11-15] Fuels for Fast Reactors

Chair: Mutsumi Hirai (NFD)

Sun. Mar 27, 2016 3:55 PM - 5:20 PM  Room G (Lecture Rooms B B203)

## [2G11] Nonstoichiometry, electrical conductivity and oxygen diffusion in $PuO_2$

＊Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:55 PM - 4:10 PM

## [2G12] The oxygen potential measurement of $(U_{0.623}Pu_{0.35}Am_{0.027})O_{2\pm x}$ under high temperature

＊Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1], Kyoichi Morimoto[1], Takeo Sunaoshi[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection development company）

4:10 PM - 4:25 PM

## [2G13] Release behavior of radioactive materials from over-heated fuels for fast reactor

＊Takashi Ishikawa[1], Kosuke Tanaka[1], Isamu Sato[2], Takashi Onishi[1], Takashi Hirosawa[1], Kozo Katsuyama[1], Hiroshi Seino[1], Shuji Ohno[1], Hirotsugu Hamada[1], Daishiro Tokoro[3] （1.JAEA, 2.Tokyo Tech, 3.IDC）

4:25 PM - 4:40 PM

## [2G14] Release behavior of radioactive materials from over-heated fuels for fast reactor

＊Takashi Onishi[1], Kosuke Tanaka[1], Isamu Sato[2], Takashi Ishikawa[1], Takashi Hirosawa[1], Kozo Katsuyama[1], Hiroshi Seino[1], Shuji Ohno[1], Hirotsugu Hamada[1], Ken Sekioka[3] （1.JAEA, 2.Tokyo Tech., 3.Inspection Development Company）

4:40 PM - 4:55 PM

## [2G15] Release behavior of radioactive materials from over-heated fuels for fast reactor

＊Kosuke Tanaka[1], Isamu Sato[2], Takashi Onishi[1], Takashi Ishikawa[1], Takashi Hirosawa[1], Kozo Katsuyama[1], Hiroshi Seino[1], Shuji Ohno[1], Hirotsugu Hamada[1], Mitsuo Suto[3] （1.JAEA, 2.Tokyo Inst Tech, 3.IDC）

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# $PuO_2$の不定比性、電気伝導率、酸素拡散係数

Nonstoichiometry, electrical conductivity and oxygen diffusion in $PuO_2$

*加藤正人，渡部　雅、中村博樹，町田昌彦
日本原子力研究開発機構

これまで報告した$PuO_2$の酸素ポテンシャルの測定結果を基に欠陥化学による評価を行い Kröger-Vink の図を作成し、不定比性、電気伝導率、酸素拡散係数との関係を評価した。

**キーワード**：$PuO_2$、欠陥化学

**1. 緒言**：これまで、不定比性化合物について欠陥化学を適用し、酸素不定比性、電気伝導率$\sigma$、拡散係数などの解析結果が報告されている[1,2]。$PuO_2$については、それらの実験データは報告されているが、欠陥化学による解析は系統的には行われていない。これまで得られた実験データをもとに、欠陥化学による手法を適用し、各データの関連性を評価した。

**2. 評価**： $PuO_2$は、定比組成近傍では真性イオン化が支配的な酸化物として知られる。また、$PuO_{2-x}$の酸素空孔濃度[Vo]と定比組成からのずれ x が等しいと仮定すると、x は酸素分圧 $P_{O2}$の 1/n 乗に比例することが知られている。$\sigma$、拡散係数も同様の関係が知られている。$PuO_{2-x}$の Kröger-Vink の図について、酸素ポテンシャル及び$\sigma$の実験データをもとに評価し、バンドギャップを 2 eV、フレンケル欠陥の生成エンタルピを 400 kJ/mol として図 1 を得た。実験データとよい一致することを確認した。解析結果より x、[Vo]、[Oi]、[e]、[h]の各濃度を、温度及び$P_{O2}$*の関数として*評価することができる。$\sigma$、酸素自己拡散係数$D^*$、酸素化学拡散係数$\tilde{D}$は、欠陥濃度を用いて、(1)-(3)式で表すことができる。

$$\sigma = [e](A_{\mu_e}/T \cdot exp(-B_{\mu_e}/RT) + [h](A_{\mu_h}/T \cdot exp(-B_{\mu_h}/RT) \quad (1)$$

$$D^* = D^O_{Vo}[Vo]\exp\left(-\frac{\Delta_m H_{Vo}}{RT}\right) + 2D^O_{Oi}[Oi]\exp(-\Delta_m H_{Oi}/RT) \quad (2)$$

$$\tilde{D} = -\frac{2\text{-}x}{2x} D^* \left(\frac{\partial \log P_{O2}}{\partial \log x}\right) \quad (3)$$

$\sigma$は、スモールポーラロンを仮定すると[e]及び[h]を用い（1）式で表せ、定数 $A$、$B$ を評価することによって欠陥濃度と$\sigma$の関係を得た。$D^*$は、(2)式により、Vo と Oi のマイグレーションのエンタルピ$\Delta_m H_{Vo}, \Delta_m H_{Oi}$を評価して、[Vo]及び[Oi] を用いて得られる。$\tilde{D}$は、$D^*$と酸素ポテンシャルから(3)式を得ることができる。

**3. まとめ**：欠陥化学を適用して、$P_{O2}$と $x, \sigma, D^*, D$の関係を評価した。点欠陥の形成エネルギに関する評価が必要である。

**参考文献**：[1]　Kato et al., Phys. Stat. Sol. C **10**, No. 2,(2013) 189
[2]Naito et al., J. Nucl. Mater. 95(1980)181

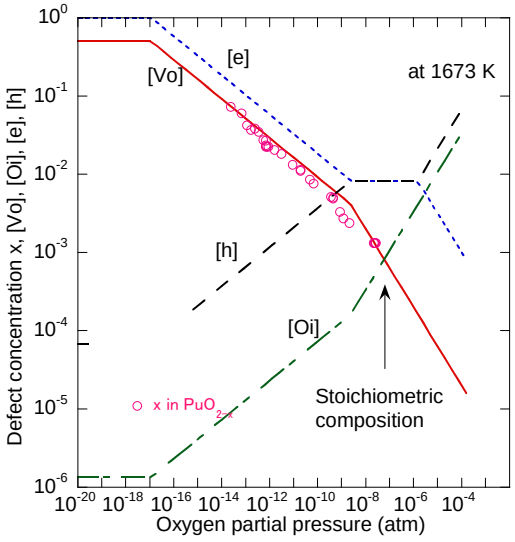



図 1　$PuO_{2\pm x}$の Kröger-Vink の図

*Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1], Hiroki Nakamara[1], Masahiko Machida[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 高温における$(U_{0.623}Pu_{0.35}Am_{0.027})O_{2\pm x}$の酸素ポテンシャル測定

The oxygen potential measurement of $(U_{0.623}Pu_{0.35}Am_{0.027})O_{2\pm x}$ under high temperature

*松本 卓[1]，加藤 正人[1]，森本 恭一[1]，砂押 剛雄[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発

$(U_{0.623}Pu_{0.35}Am_{0.027})O_{2\pm x}$の酸素ポテンシャルを気相平衡法により 1873~1673K の温度範囲において測定した。得られた結果を格子欠陥化学に基づき解析し、酸素ポテンシャルを O/M 比と温度の関数として定式化した。

**キーワード**：酸素ポテンシャル，O/M 比、Am 含有 MOX 燃料

## 1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の減容・有害度低減を目的とする高速炉燃料の開発において、MA 含有 MOX 燃料の評価が進められている。アクチニド酸化物の物性は O/M 比に大きく依存するため、燃料製造や照射挙動評価等では酸素ポテンシャル（$\Delta Go_2$）と O/M 比の関係が重要となる。Am は MA の中でも生成量が多く比放射能が高いなど環境負荷の大きい核種であり、その酸化物である $AmO_{2-x}$ は$\Delta Go_2$ が高いため、MOX 燃料の$\Delta Go_2$ に及ぼす Am の影響評価が重要となる。これまでに Am 含有 MOX 燃料の$\Delta Go_2$ は数例報告されているが、1623 K 以上の温度における$\Delta Go_2$ は報告されていない。本研究では$(U_{0.623}Pu_{0.35}Am_{0.027})O_{2\pm x}$ の$\Delta Go_2$ を 1673 ~ 1873 K において測定し、格子欠陥化学を用いて評価を行った。

## 2. 実験

$UO_2$ 及び$(Pu_{0.928}Am_{0.072})O_2$ の原料粉末を混合して$(U_{0.623}Pu_{0.35}Am_{0.027})O_2$ の焼結ペレットを作製した。当該ペレットを厚さ約 1 mm の平板状に切断し、1273 K×5 h、$\Delta Go_2$ = -346 kJ/mol の条件で熱処理を行い O/M 比 2.00 に調整した。$(U_{0.623}Pu_{0.35}Am_{0.027})O_{2\pm x}$ の$\Delta Go_2$ 測定は、熱重量測定装置を用いて気相平衡法により行った。気相平衡法は、試料を一定温度と既知の酸素分圧の供給ガス中で熱処理し、平衡後に異なる酸素分圧の供給ガスに切換え、切換え前後の試料の重量変化から O/M 比を、また酸素分圧から$\Delta Go_2$ を求める手法である。本研究ではこれを様々な酸素分圧の供給ガスで行い O/M 比と$\Delta Go_2$ の関係を評価した。

## 3. 結果・考察

格子欠陥化学では定比組成からのずれ $x$ は $P_{O_2}^{1/n}$ に比例し、n は欠陥反応により様々な値をとることが知られている。これまでの研究で $UO_2$ や MOX は、定比組成近傍では電気的欠陥が支配的となり、n = ±2 の関係に従うことが報告されている。このため本試験結果について n = ±2 の関係に従うように定比組成を決定した。また各 n の値に対応する欠陥反応を考慮することで、$(U_{0.623}Pu_{0.35}Am_{0.027})O_{2\pm x}$ の O/M 比を酸素分圧及び温度の関数として定式化した。図 1 に測定結果及び計算値（1873 K）を示す。またレファレンスとして、文献値[1,2]から評価した$(U_{0.65}Pu_{0.35})O_{2\pm x}$ の計算値（1873 K）を示す。測定結果はレファレンス同様の傾向を示したが、1873 K における亜化学両論組成領域では、2.7 %の Am 含有により$\Delta Go_2$ が 20~35 kJ/mol 増加した。

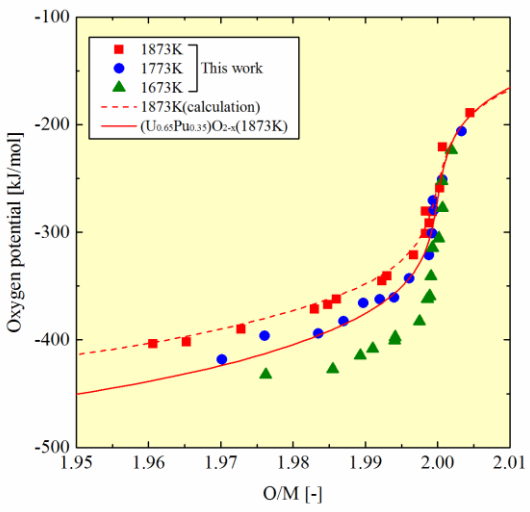



図 1 酸素ポテンシャル測定結果

**参考文献**

[1] Kato et al. J.Nucl.Mater 414(2011)120.
[2] Kato et al. J.Nucl.Mater 385(2009)419.

*Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1], Kyoichi Morimoto[1] and Takeo Sunaoshi[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company

# 高速炉燃料の過熱時における放射性物質放出挙動
# （1）加熱試験

Release behavior of radioactive materials from over-heated fuels for fast reactor

(1) Heating test

*石川　高史[1]，田中　康介[1]，佐藤　勇[2]，大西　貴士[1]，廣沢　孝志[1]，勝山　幸三[1]，
清野　裕[1]，大野　修司[1]，浜田　広次[1]，所　大志郎[3]，関岡　健[3]，須藤　光雄[3]
[1]原子力機構，[2]東工大，[3]検査開発（株）

高速炉におけるソースターム評価に資する基礎データを取得するため、高速実験炉「常陽」で照射したMOX燃料を2773 K、2973 K及び3173 Kでそれぞれ加熱し、燃料から放出したCs及びFPガスを測定した。

**キーワード**：高速炉MOX燃料，核分裂生成物，ソースターム

## 1. 緒言

シビアアクシデント時に環境へ放出される放射性物質の種類と量（ソースターム）を把握することは、高速炉の安全性を評価する上でも必要不可欠であり、特に高温時における燃料からの放射性物質の放出挙動についての理解はきわめて重要である。しかしながら、軽水炉燃料に比べ過熱時における高速炉燃料からの放射性物質の放出挙動に関する試験研究は限られており、知見が十分でない。本研究では、高速炉ソースターム評価に資する基礎的な実験データを取得するため、照射済高速炉燃料の加熱試験を実施した。

## 2. 試験方法

供試材は高速実験炉「常陽」において照射されたMOX燃料ペレット（燃焼度：約35～65GWd/t、Pu含有率：約21%）である。切断した燃料ピンを脱被覆してペレットを取り出し、タングステンるつぼに装填して高周波誘導炉において加熱試験を実施した。試験は3回実施し、それぞれの到達温度は、2773 K、2973 K及び3173 Kとした。いずれの試験においても、昇温速度は10 K / sec、到達温度での保持時間は500 sec、使用したキャリアガスはアルゴン（Ar：1ℓ／min）とした。加熱中に燃料から放出した放射性物質をキャリアガスによって系統の下流に移行させ、サンプリングした。その際、γ線検出器でフィルターに沈着したセシウム（Cs）をオンライン測定するとともに、加熱前後の燃料をオフライン測定してCsの減少割合を求め、これらの結果からCs-137放出率の経時変化を得た。また、ガス成分はボトルに捕集し、ガスクロマトグラフにより分析した。

## 3. 結果

図1は3173 Kでの加熱試験におけるCs放出率の経時変化を示したものである。温度の上昇とともにCs放出率が増加し、設定した温度（3173 K）到達以降も継続する。その後、時間の経過とともに徐々に収束し、最終的な放出率は90 %以上に達した。このようなCs放出挙動は、いずれの温度条件の加熱試験においても同様の傾向であった。また、捕集したガスの分析結果から、キャリアガス中のヘリウム（He）、クリプトン（Kr）、ゼノン（Xe）量の経時変化を得た。いずれの温度条件の加熱試験においても、各ガスは昇温とともに放出されるが、放出量が最大となるまでの時間は、He、Kr、Xeの順に遅くなる傾向を示した。

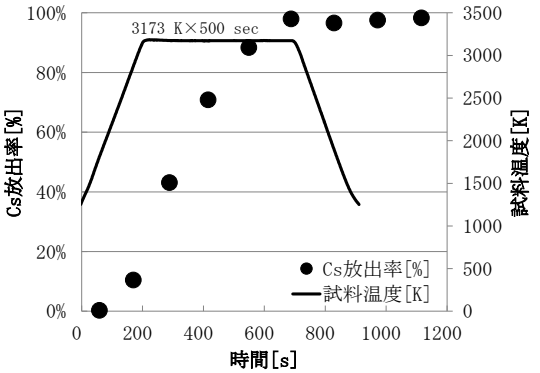



図1　Cs-137放出率の経時変化

*Takashi Ishikawa[1], Kosuke Tanaka[1], Isamu Sato[2], Takashi Onishi[1], Takashi Hirosawa[1], Kozo Katsuyama[1], Hiroshi Seino[1], Shuji Ohno[1], Hirotsugu Hamada[1], Daishiro Tokoro[3], Ken Sekioka[3], Mitsuo Suto[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Inst. Tech., [3]Inspection Development Company

# 高速炉燃料の過熱時における放射性物質放出挙動
# （2）放出核種分析

Release behavior of radioactive materials from over-heated fuels for fast reactor
(2) Analysis of released nuclides

*大西　貴士[1]，田中　康介[1]，佐藤　勇[2]，石川　高史[1]，廣沢　孝志[1]，勝山　幸三[1]，
清野　裕[1]，大野　修司[1]，浜田　広次[1]，所　大志郎[3]，関岡　健[3]，須藤　光雄[3]
[1]原子力機構，[2]東工大，[3]検査開発（株）

照射済高速炉燃料の加熱試験により放出されたFP等の放射性物質が沈着した部材（サンプリングパーツ）を対象に、核種分析を実施し、高速炉のソースターム評価に資する基礎データを取得した。

**キーワード：**核分裂生成物、沈着挙動、ICP-MS、γ線測定、α線測定

## 1. 緒言

ソースターム評価手法の高度化には、核分裂生成物（FP）やアクチニド等の放射性物質（FP等）が燃料過熱時に放出する挙動を把握するとともに、そのメカニズムを明らかにする必要がある。この現象を理解するためには、燃料から放出されたFP等が沈着した状態（沈着FP）を分析し、沈着部の温度に応じた元素分布状況を調査して化学形を評価するなどの基礎的な知見の蓄積が不可欠である。本研究では、高速炉燃料から放出されたFP等の沈着挙動・化学形評価に係る基礎データを取得することを目的として、照射済高速炉燃料の加熱試験により放出したFP等が沈着した部材（サンプリングパーツ）において核種分析を実施した。

## 2. 試験方法

「常陽」において照射されたMOX燃料ペレットを2773 K、2973 K及び3173 Kにおいて加熱試験を実施した[1]。加熱試験により燃料から放出されたFP等はキャリアガスによって系統の下流に移行し、常温で気体となるものを除き全てサンプリングパーツ（423～1023 Kの範囲で段階的に温度勾配をつけた配管内（温度勾配管：TGT）に装填されたNi製サンプリング管14個及びその下流側の室温位置に配置した異なるメッシュのSUS製焼結金属フィルタ5層）[2]にて捕捉される。FPが沈着したこれらのサンプリングパーツの核種分析（γ線及びα線測定、ICP-MS測定）を実施し、沈着部の元素分布に関する実験データを取得した。

## 3. 結果

核種分析の結果、揮発性の高いCs及びTe、揮発性が中程度のBa、揮発性の低いCe、アクチニド元素のU等が検出された。沈着挙動の一例として、2773 Kでの加熱試験後のサンプリングパーツにおいてγ線測定で定量したCsの分布をTGT及びフィルタの温度で整理した結果を図1に示す。750 K付近を境に低温部での沈着量が急激に増加している。2973 Kでの加熱試験でもこれと類似傾向が見られるが、3173 Kでの加熱試験では、TGTの低温部に向かって徐々に沈着量が増加するプロファイルを示した。いずれの加熱試験においても、気相化学種が凝縮するサンプリング管よりも粒子状物質が捕捉されるフィルタ部での沈着量が多く、この傾向は加熱温度の上昇に伴って顕著になる結果が得られた。

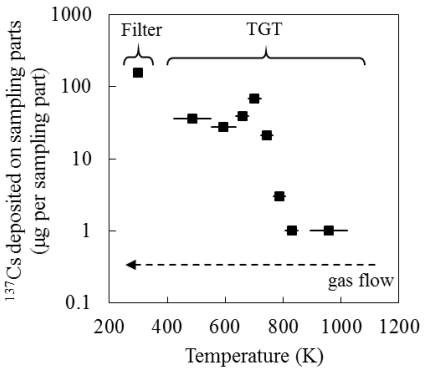



図1　Csの元素分布（2773 K）

**参考文献**

[1]石川他、本学会2016年春、[2] I. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 40 (2003) 104

*Takashi Onishi[1], Kosuke Tanaka[1], Isamu Sato[2], Takashi Ishikawa[1], Takashi Hirosawa[1], Kozo Katsuyama[1], Hiroshi Seino[1], Shuji Ohno[1], Hirotsugu Hamada[1], Daishiro Tokoro[3], Ken Sekioka[3], Mitsuo Suto[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Inst. Tech., [3]Inspection Development Company

# 高速炉燃料の過熱時における放射性物質放出挙動
# （3）放出速度評価

Release behavior of radioactive materials from over-heated fuels for fast reactor
(3) Evaluation of fractional release rate

*田中　康介[1]，佐藤　勇[2]，大西　貴士[1]，石川　高史[1]，廣沢　孝志[1]，勝山　幸三[1]，
清野　裕[1]，大野　修司[1]，浜田　広次[1]，所　大志郎[3]，関岡　健[3]，須藤　光雄[3]
[1]原子力機構，[2]東工大，[3]検査開発（株）

照射済高速炉燃料の加熱試験により放出された FP 等の放射性物質が沈着した部材（サンプリングパーツ）を対象に実施した核種分析結果等に基づき、高速炉燃料からの FP 等の放出速度を評価した。

**キーワード**：高速炉 MOX 燃料，核分裂生成物，放出速度

## 1. 緒言

シビアアクシデント時において核分裂生成物やアクチニド（FP 等）の燃料からの放出速度を把握することは、ソースターム評価上きわめて重要であり、軽水炉燃料では各種実験に基づく FP 等の放出速度の温度依存性データが整理されている[1, 2]。高プルトニウム（Pu）富化度を有する高速炉燃料は、高温で高燃焼度まで使用されることが特徴であり、その環境も軽水炉燃料とは異なる。このため、過熱時における高速炉燃料からの放射性物質の放出挙動は軽水炉条件とは異なる可能性があるが、高速炉環境下での実験データは少なく、不明な点が多い。そこで、照射済高速炉燃料の加熱試験により放出した FP 等が沈着した部材（サンプリングパーツ）における核種分析結果等に基づき、高速炉燃料からの FP 等の放出速度を評価した。

## 2. 方法

「常陽」において照射された MOX 燃料ペレットを 2773 K、2973 K 及び 3173 K において加熱試験を行い[3]、放出された FP 等が沈着したサンプリングパーツを対象に核種分析を実施した[4]。加熱前後の試料における γ 線計数率の比較及び ORIGEN2 での生成量評価値と FP 等が沈着したサンプリングパーツにおける核種分析結果の比較により、FP 等の放出割合を求めた。さらに、この放出割合と加熱試験の到達温度及び保持時間等の関係[1, 2]から FP 等の放出速度を評価した。

## 3. 結果

図 1 は主な FP の放出速度の実験値（プロット点）と軽水炉条件の実験データに基づく文献値（実線）[1]を比較したものである。加熱温度の上昇に伴う各 FP の放出速度変化の実験値は文献値[1]と類似するが、各温度での実験値はいずれも文献値よりも低い。U 及び Pu の放出速度は FP よりも低く、2773 K 及び 2973 K での放出速度は、軽水炉燃料を還元雰囲気で加熱した試験データ及びその高温への外挿評価曲線[2]と一致する値を示した。一方、3173 K では、この外挿評価曲線よりもわずかに高くなる傾向が認められ、燃料成分の放出が促進された可能性が示唆される。

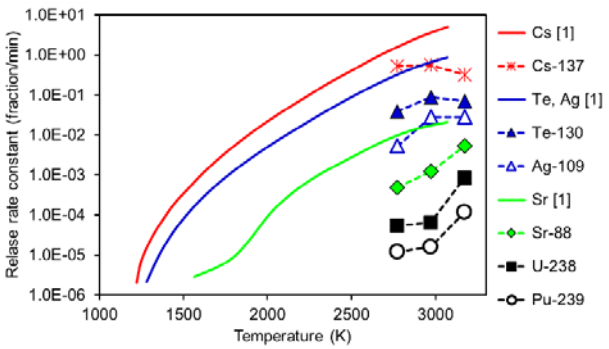



図 1　燃料からの FP 等の放出速度温度依存

## 参考文献

[1] NUREG-0772、[2] NUREG/CR-6261、[3]石川他、本学会 2016 年春、[4]大西他、本学会 2016 年春

*Kosuke Tanaka[1], Isamu Sato[2], Takashi Onishi[1], Takashi Ishikawa[1], Takashi Hirosawa[1], Kozo Katsuyama[1], Hiroshi Seino[1], Shuji Ohno[1], Hirotsugu Hamada[1], Daishiro Tokoro[3], Ken Sekioka[3], Mitsuo Suto[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Inst. Tech., [3]Inspection Development Company

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

# [2G16-19] FP Release Behavior

Chair: Kenji Konashi (Tohoku University)

Sun. Mar 27, 2016 5:20 PM - 6:30 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

## [2G16] Cesium Chemisorption Behavior onto Structural Material under Severe Accident Conditions

＊Fidelma Giulia Di Lemma[1], Kunihisa Nakajima[1], Shinichiro Yamashita[1], Masahiko Osaka[1], Fumihisa Nagase[1] （1.JAEA）

5:20 PM - 5:35 PM

## [2G17] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

＊Ken Kurosaki[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Shinsuke Yamanaka[1,2], Masanori Suzuki[1], Toshihiro Tanaka[1], Yukihiro Murakami[2], Masayoshi Uno[2] （1.Osaka University, 2.University of Fukui）

5:35 PM - 5:50 PM

## [2G18] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

＊Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1,2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3], Shinsuke Yamanaka[1,3] （1.Graduate School of Engineering, Osaka University, 2.JST, PRESTO, 3.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui）

5:50 PM - 6:05 PM

## [2G19] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

＊Yukihiro Murakami[1], Hiroto Ishii[2], Ken Kurosaki[2,3], Yuji Ohishi[2], Hiroaki Muta[2], Masayoshi Uno[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] （1.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2.Graduate School of Engineering, Osaka University, 3.JST PRESTO）

6:05 PM - 6:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# Cesium Chemisorption Behavior onto Structural Material under Severe Accident Conditions
## (5) Progress on microstructural analyses

*Di Lemma Fidelma Giulia[1], Nakajima Kunihisa[1], Yamashita Shinichiro[1],
Osaka Masahiko[1], Nagase Fumihisa[1]
[1]JAEA

This work will compare the microstructural results obtained from different Cs-chemisorbed stainless steel (SS) samples (SS304 and modified-SS316). The analyses showed that Cs-chemisorption was influenced by the presence of different minor elements in SS (such as Si and Mo), as the deposits on the samples exhibited different properties.

**Keywords:** Chemisorption, Severe Accident, Stainless steel, CsOH

**1. Introduction**

Following a severe accident (SA) information on the distribution, composition and properties of radioactive Cs deposits onto structural materials are important for the decommissioning, as for example for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Moreover these information can enhance the description of chemisorption models applied in SA codes, thus improving their source term assessment. In our experiments CsOH was vaporized over different SS samples (SS304 with different Si contents, and modified-SS316 with Mo inclusion). The deposits formed were analyzed by various post-analyses to understand their characteristics (chemical form, amount, microstructure, and thermal stability) [1].

**2. Results**

While our chemisorption experiments on SS304 samples have shown the formation of $CsFeSiO_4$ [1]. The new analyses performed on modified-SS316 samples showed that the presence of Mo in SS can affect strongly the chemisorption mechanism. The formation of not only $CsFeSiO_4$, but also of $Cs_2MoO_4$ (Figure 1) was observed on these samples. $Cs_2MoO_4$ was moreover formed only in the tests at low temperature (800 °C). Finally high temperature tests (at 1000 °C) were performed to observe the Cs deposits stability. These tests indicate that Cs deposits can be partly vaporized at high temperatures.

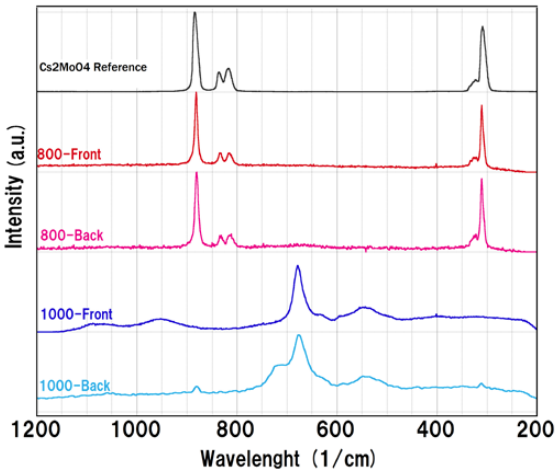



Figure 1- Raman spectra on SS316 confirming the formation of $CsFeSiO_4$, but also of $Cs_2MoO_4$.

**3. Conclusions**

The experiments demonstrated that also minor elements present in structural materials can affect strongly Cs-chemisorption mechanism, in particular the deposit chemical form and properties. The high temperature tests showed that Cs deposits are not stable at high temperatures. This can explain the observation in our tests of a smaller Cs deposited amount at 1000 than 800 °C. Finally these experiments demonstrated that $Cs_2MoO_4$ is a less stable compound with respect to $CsFeSiO_4$ at high temperatures.

**References**

[1] Di Lemma F.G et al., "Cesium Chemisorption Behavior onto Structural Material under Severe Accident Conditions (2) Microstructural study of Cs-chemisorbed stainless steel" *Proceeding in AESJ Fall Meeting 2015*, 2015-9-9, **J14**.

# 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 （１）研究の背景、内容、主な成果

Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects
(1) Background, contents, and main achievements of the project

*黒崎 健[1,2]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，山中 伸介[1,3]，鈴木 賢紀[1]，田中 敏宏[1]，
村上 幸弘[3]，宇埜 正美[3]
[1]大阪大学大学院工学研究科，[2]JST さきがけ，[3]福井大学附属国際原子力工学研究所

文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施された「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」について、研究の背景、内容、主な成果等を紹介する。

**キーワード：**表面効果，揮発性核分裂生成物，熱力学データ，相状態

シビアアクシデント時における溶融燃料からの核分裂生成物（FP）の放出挙動の本質を理解するためには、燃料表面あるいは燃料と異相との界面における FP の化学形態を正確に評価することが最優先課題となる。なぜなら、物質の表面・界面近傍においては、系全体の自由エネルギーに対して表面及び界面における過剰エネルギーの寄与が相対的に大きくなり、通常のバルクスケールとは異なる相状態を示すようになるからである。我々は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施された「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」において、代表的な揮発性 FP であるセシウム（Cs）とヨウ素（I）について、溶融燃料の表面・界面における相状態や熱力学的性質の評価を通じて、表面・界面効果がこれら揮発性 FP の挙動に与える影響を定量的に評価してきた。本研究で実施した研究項目とその主な成果を、表 1 に示す。当日は、本研究の背景、内容、主な成果等を紹介する。
本研究は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施された「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」の成果である。

表 1　本研究で実施した研究項目とその主な成果

| 番号 | 研究項目 | 主な成果 |
|---|---|---|
| ① | 溶融燃料中に含まれる FP 化合物の作製と熱力学量の評価 | FP 化合物としてヨウ化セシウム（CsI）を取り上げ、その各種熱力学量を正確に測定・評価した。 |
| ② | 溶融燃料系の熱力学データベースの構築とバルクスケール化学平衡計算 | ①で得られた CsI の熱力学量に関する実測データならびに溶融燃料体系に存在するとされる種々の化学種の熱力学量の最新情報を反映させた熱力学データベースを構築した。構築した熱力学データベースを用いてバルクスケール化学平衡計算を行い、データベースの有効性を確認した。 |
| ③ | Cs、I 化合物と異相との界面エネルギーの評価 | 二酸化ウラン（$UO_2$）固体と CsI 液相間の界面エネルギーを、二面角法と静滴法という二つの方法で測定・評価した。 |
| ④ | 表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の核分裂生成物の相状態評価 | ③で求めた界面エネルギーを考慮した化学平衡計算を実施し、$UO_2$ と CsI の系の熱力学特性、とりわけ、CsI の揮発特性に及ぼす表面ならびに異相界面の影響を定量的に明らかにした。 |
| ⑤ | ソースタームコードの高度化に向けての検討 | 過去に研究されている FP の放出挙動評価を伴うシビアアクシデント事象進展研究の成果の概要をレビューするとともに、それを踏まえて、Cs と I の放出挙動に及ぼす表面・界面効果の影響を考察した。 |

*Ken Kurosaki[1,2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Shinsuke Yamanaka[1,3], Masanori Suzuki[1], Toshihiro Tanaka[1], Yukihiro Murakami[3] and Masayoshi Uno[3]
[1]Osaka University, [2]JST PRESTO, [3]University of Fukui

# 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
# (2) イットリア安定化ジルコニアと CsI の相互作用ならびに CsI の溶融状態観察

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

(2) Observation of molten CsI behavior on yttria-stabilized zirconia

*石井大翔[1]，黒崎健[1,2]，村上幸弘[3]，大石佑治[1]，牟田浩明[1]，宇埜正美[3]，山中伸介[1,3]
[1]大阪大学大学院工学研究科，[2]JST さきがけ，[3]福井大学附属国際原子力工学研究所

ヨウ化セシウム（CsI）の熱化学特性に及ぼす表面・界面効果を検討することを最終目的として、今回は、イットリア安定化ジルコニア（YSZ）上で溶融した CsI の濡れ性を評価した。

**キーワード**：濡れ性，イットリア安定化ジルコニア，ヨウ化セシウム

## 1. 緒言，実験方法

主要な揮発性核分裂生成物であるセシウム（Cs）とヨウ素（I）の燃料からの放出挙動を明らかにすることは、シビアアクシデント時のソースターム評価の精度向上に貢献する。これまでの研究で、ヨウ化セシウム（CsI）が二酸化ウラン（$UO_2$）多結晶体の表面で溶融する際、極めて良好に濡れ広がることが確認されている[1]。この現象は、CsI や $UO_2$ の表面エネルギー及び両者間の界面エネルギーの大小関係によって引き起こされている。我々は、固体表面や異相との界面における過剰エネルギーが、CsI の熱化学的特性、ひいては燃料からの放出挙動に影響を与える可能性があると考えている。本研究では、固体の表面エネルギーが CsI の溶融挙動、濡れ性に与える影響を評価することを目的として、面方位の異なるイットリア安定化ジルコニア（YSZ）の単結晶（面方位は、(100)と(111)）上で CsI を溶融させ、その挙動を直接観察することとした。さらに、CsI の他に、表面張力の値が CsI と近い $B_2O_3$ についても同様の試験を実施した。

実験方法の概要は、以下の通りである。アルゴン雰囲気下、20 [℃/min]の昇温速度で CsI と $B_2O_3$ をそれぞれ YSZ(100)と(111)上で加熱、溶融させた。溶融させた CsI と $B_2O_3$ 液相の YSZ(100)、(111) 上での接触角を測定することで、濡れ性を検証した。表面エネルギーが溶融物性に与える影響を定性的に評価することを目的として、Young の式（$\gamma_{SV}=\gamma_{LV}\cos\theta+\gamma_{SL}$、$\gamma_{SV}$:基板の表面エネルギー、$\gamma_{LV}$:融体の表面張力、$\gamma_{SL}$:界面エネルギー、θ:接触角）を用いて溶融物と基板の間に作用する界面エネルギーを算出した。これに加えて、CsI と $B_2O_3$ との溶融挙動の違いを融体構造から考察した。

## 2. 結果，考察

YSZ 単結晶上で CsI と $B_2O_3$ を溶融させた際に得られた液相の概観写真を図 1 に示す。CsI は溶融後、YSZ 単結晶上で直ちに濡れ広がった。YSZ(100)と(111)との接触角は、それぞれ、1.5°、0.8°と測定された。CsI はイオン結合性の結晶であり、溶融した際はイオン融体となる。高い濡れ性の理由の一つに、溶融時に表面エネルギーが最小となるように、原子の再配置が起こる構造緩和[2]が起きたことが挙げられる。一方、$B_2O_3$ を溶融させた際には、CsI のように濡れ広がることはなかった。また、図 1 から確認できるように、YSZ(100)との接触角が(111)と比べて小さくなった。$B_2O_3$ は、溶融後も固体状態の構造をある程度保持することが報告されており[3]、このような融体構造の差が、CsI と $B_2O_3$ で濡れ性が大きく異なった理由の一つだろうと考えている。

本研究は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施された「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」の成果を含みます。

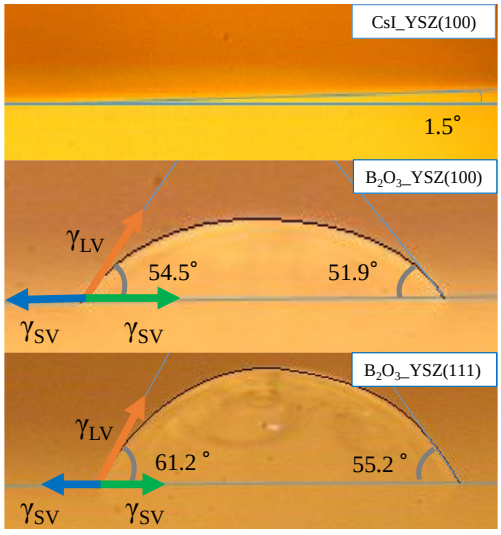



図 1 YSZ 単結晶上で溶融させた CsI と $B_2O_3$ の外観写真

**参考文献**

[1] 黒崎健, JST, 文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ, 240404, http://www.jst.go.jp/nuclear/research/240404.html.
[2] 田中敏弘, ふぇらむ, Vol.15, No. 1, P.24-29 (2010). [3] M. Miyake *et al.*, J. Chem. Soc., Faraday Trans. 1, 80, 1925-1931 (1984).

*Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1, 2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3] and Shinsuke Yamanaka[1, 3]
[1]Osaka University, [2]JST PRESTO, [3]University of Fukui

# 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 （3）固体 CsI の熱物性および熱的欠陥生成

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

(3) Thermal properties and thermally-generated defect of solid CsI

*村上 幸弘[1]，石井 大翔[2]，黒崎 健[2,3]，大石 佑治[2]，牟田 浩明[2]，宇埜 正美[1]，山中 伸介[1,2]

[1]福井大学附属国際原子力工学研究所，[2]大阪大学大学院工学研究科，[3]JST さきがけ

ヨウ化セシウム(CsI)の熱物性として、熱膨張率、比熱、融点、融解熱および熱拡散率の測定を行い、熱的に生成される格子欠陥の寄与および関連性を考慮し評価を行った。

**キーワード**：ヨウ化セシウム，線熱膨張率，比熱，熱伝導度，格子欠陥

## 1. 緒言

シビアアクシデント時の溶融燃料中に存在する核分裂生成物（FP）の物性の測定、評価は溶融燃料系の FP 挙動の評価や予測等を行うための基礎データとして重要である。今回、代表的な揮発性 FP である Cs および I が取り得る主な化学種である CsI に対し、固体状態における熱物性の測定、評価を格子欠陥生成の寄与を考慮し行った。格子欠陥の生成は物質の比熱や熱膨張等に影響を及ぼすことが知られている。

## 2. 実験

高純度 CsI 粉末(純度 : 99.99%)を出発物質として、90%TD 以上の密度を有する CsI 焼成試料を作製した。得られた試料に対し、比熱(液体窒素温度～863 K)、融点、融解熱を 物理特性測定装置(PPMS, Quantum Design Model6000)および熱重量 - 示差走査熱量測定装置(TG-DSC STA449C, NETZSH)により、熱拡散率(室温～850 K)をレーザーフラッシュ法熱定数測定装置(TC-9000H, ULVAC-RIKO)により測定した。また、熱膨張率(室温～820 K)を熱膨張計(DIL 402 PC, NETZSCH)での試料長測定および X 線回折(Ultima Ⅳ, Rigaku)での格子定数測定の 2 手法での測定によりそれぞれ求めた。

## 3. 結果および考察

測定結果の例として 725-820 K における熱膨張率を図 1 に示す。試料長測定から得た熱膨張率($\Delta L/L_0$)と格子定数測定から得た熱膨張率($\Delta a/a_0$)に違いが現れる。この違いは CsI におけるショットキー欠陥の生成に起因すると考えられる。結果から求めた欠陥生成エンタルピーの値は 1.90(5) eV であり、イオン伝導度から求められた 1.9 eV と一致する[1]。本発表では、比熱等の測定結果およびそれら物性に対する欠陥生成の寄与についても報告する。

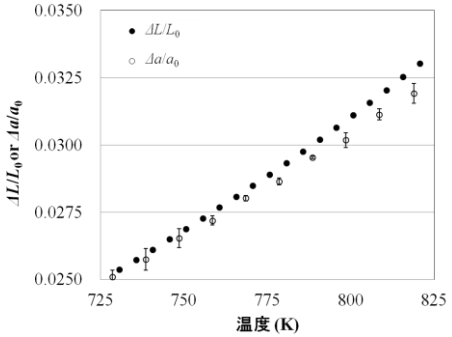



図 1. CsI 熱膨張率

本研究は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施された「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」の成果である。

**参考文献**

[1] D. W. Lynch, Phys. Rev., 118 (1960) 468

* Yukihiro Murakami[1], Hiroto Ishii[2], Ken Kurosaki[2, 3], Yuji Ohishi[2], Hiroaki Muta[2], Masayoshi Uno[1] and Shinsuke Yamanaka[1, 2]

[1] University of Fukui, [2] Osaka University, [3]JST PRESTO

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1. Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

# [2H01-07] Zr alloys

Chair: Kazunori Morishita (Kyoto Univ.)
Sun. Mar 27, 2016 9:30 AM - 11:15 AM Room H (Lecture Rooms B B204)

## [2H01] Degradation assessment of hydrogenated zirconium alloy

＊Hiroaki Muta[1], Sho Kano[2], Huilong Yang[3], Zishou Zhao[3], Daichi Kunii[3], Yasunari Shinohara[4], Hiroaki Abe[2] （1.Osaka University, 2.University of Tokyo, 3.Tohoku University, 4.NDC）

9:30 AM - 9:45 AM

## [2H02] Microstructure Evolution of Zr-Nb Alloys Subjected to Corrosion in Simulated PWR Primary Water

＊Yoshitaka Matsukawa[1], Shuhei Kitayama[1], Hiroaki Muta[2], Kenta Murakami[3], Yasunari Shinohara[4], Hiroaki Abe[3] （1.Institute for Materials Research, Tohoku University, 2.Osaka University, 3.The University of Tokyo, 4.NDC）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2H03] Deformation microstructure analysis of Zr-Nb alloy under uniaxial tensile and A-EDC test, and irradiation effect

＊Sho Kano[1], Huilong Yang[2], Zhao Zishou[2], Daichi Kunii[2], Hiroaki Muta[3], Kenta Murakami[1], Yasunari Shinohara[4], Hiroaki Abe[1] （1.The University of Tokyo, 2.Tohoku University, 3.Osaka University, 4.NDC）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2H04] Behavior of precipitate in oxide film of Zr alloy under Zr ion irradiation

＊Katsuhito Takahashi[1], Tomio Iwasaki[1], Kenta Murakami[2] （1.Hitachi, Ltd., 2.Tokyo Univ.）

10:15 AM - 10:30 AM

## [2H05] Crstal structures of zirconium oxides formed by water corrosion around room temperature

＊Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[1], Osamu Kato[2], Tsuyoshi Tateishi[3], Tomofumi Sakuragi[4], Satoshi Yoshida[4] （1.Kyushu Univ., 2.Kobe steel, 3.Kobelco, 4.RWMC）

10:30 AM - 10:45 AM

## [2H06] Oxidation and hydrogen absorption of Zircaloy-2 in high temperature steam at different partial pressures and oxidation time

＊Takaya Furuta[1], Yuji Hatano[1], Kenji Matsuda[1], Sakamoto Kan[2] （1.University of Toyama, 2.Nippon Nuclear Fuel Development co., ltd.）

10:45 AM - 11:00 AM

## [2H07] Effect of interal pressure on oxidation of Zircaloy-2 cladding tube under steam

＊Ikuo Ioka[1], Hitoshi Kato[1], Hiroaki Ogawa[1], Masahiko Osaka[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 水素注入に伴うジルコニウム合金の劣化評価

Degradation assessment of hydrogenated zirconium alloy

*牟田 浩明[1]，叶野 翔[2]，楊 会龍[3]，趙 子寿[3]，國井 大地[3]，篠原 靖周[4]，阿部 弘亨[2]
[1]大阪大学，[2]東京大学，[3]東北大学，[4]ニュークリア・デベロップメント株式会社

本発表では文部科学省事業原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法開発」の成果のうち、水素化および機械試験を施した Zr-Nb 合金について、金相観察および EBSD 観察を行うことで被覆管の水素吸収に伴う劣化の評価を試みた。

**キーワード：**軽水炉燃料被覆管，水素化, EBSD

## 1. 緒言

軽水炉燃料被覆管は運転時の照射・腐食等に伴い劣化する。このときの劣化機構の一つとして水素化物析出による脆化があげられる。この劣化の程度は水素吸収量だけでなく水素化物の配向性にも依存し、定量的な評価が難しい。本研究では水素化した Zr-Nb 合金の AEDC 試験材について EBSD 観察を行い、その局所的なひずみの観察[1]から劣化の評価手法を検討した。

## 2. 実験方法

ガス吸収法により水素を吸収させた Zr-2.5Nb 合金（NDC/MNF にて試験・提供、RX 材）を室温における AEDC 試験（東北大学にて試験）により破断させた試験材について、走査電子顕微鏡（JSM-6500F）付属の EBSD 装置による結晶方位観察を行った。観察前に導電性樹脂に埋め込み、イオンミリングによる表面処理を施した。得られた粒内の結晶方位差等を、ひずみ量既知の AEDC 試験材から得た測定結果と比較した。

## 3. 結果と考察

破断面近傍の結晶方位マップを図 1 に示す。鮮明な画像は得られていないが、断面では水素化物の存在により脆性破壊したと思われる比較的滑らかな領域と、延性破壊した粗い領域が見られた。この断面に沿った粒の局所ひずみ量を過去の EBSD 観察結果[2]からの評価式で推定したところ、滑らかな領域では 15 %程度、粗い領域では 20 %程度となり差異が見られた。前者は水素化物に隣接するジルコニウム粒の最大ひずみ量であり、微細構造から水素脆化を考えるうえでの知見となると考えられる。

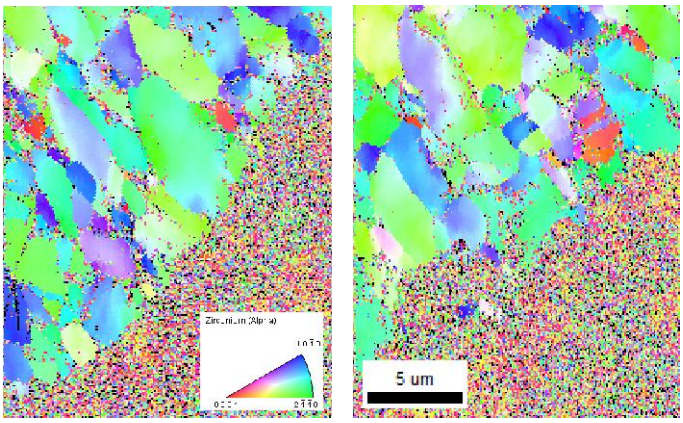



図 1　Zr-2.5Nb 試験材の結晶方位マップ

**謝辞**：本シリーズ発表は、文部科学省からの受託事業として実施した原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法に関する研究開発」の成果です。

**参考文献**

[1] M. Kamaya, Mater. Charac., 60 (2009) 125.
[2] 原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法開発 平成 26 年度報告書.

* Hiroaki Muta[1], Sho Kano[2], Huilong Yang[3], Zhao Zishou[3], Daichi Kunii[3], Yasunari Shinohara[4], Hiroaki Abe[2]
[1]Osada University, [2]The University of Tokyo, [3]Tohoku University, [4]NDC

# PWR 条件で腐食させた Zr–Nb 合金の微細組織変化

Microstructure Evolution of Zr–Nb Alloys Subjected to Corrosion in Simulated PWR Primary Water

*松川 義孝 [1], 喜多山 周平 [1], 牟田 浩明 [2], 村上 健太 [3], 篠原 靖周 [4], 阿部 弘亨 [3]
[1] 東北大学・金研, [2] 大阪大学, [3] 東京大学, [4] ニュークリア・デベロップメント株式会社

PWR 条件で腐食させた J3 合金について、表面酸化被膜の微細組織を TEM/STEM−EDS で分析した。

**キーワード：**燃料被覆管, 腐食, ジルコニウム合金, 析出物, アモルファス, 透過型電子顕微鏡

高燃焼度化を想定して開発された先進燃料被覆管材料 J-Alloy$^{TM}$ のプロトタイプの一つ J3 合金は、ジルコニウムに基本的にニオブのみを添加した二元系合金（Zr–2.5Nb）であり、添加した Nb の大部分は bcc-Nb として析出している。このような Nb 添加によって、Zr 合金の腐食とそれに伴う水素化に対する耐性が大きく向上することは経験的によく知られているが、その機構は必ずしも明らかではない。J3 合金以外の Nb 添加 Zr 合金についての先行研究では、bcc-Nb 析出物は腐食（酸化）によってアモルファス化する場合[1]と、そうでない場合があると報告されている[2]。その一方で、bcc-Nb 析出物は腐食によって最終的に Zr マトリックスに再固溶するという報告もある[3]。アモルファス化と再固溶が同時に起きているのであれば、それはアモルファス化が O と Nb の両方が拡散する条件で起きているということを意味するが、そのような条件下で拡散誘起アモルファス化が起こったという前例は他にない（一般的には、片方のみが拡散できる条件でのみ起こる現象であると認識されている[4]）。そのことを念頭に置き、本研究では PWR 模擬条件（633 K、≥18.7 MPa、水質は 2.2 ppm Li and 500 ppm B、腐食時間は 3,500～13,000 h）で腐食させた J3 合金の表面酸化被膜中の析出物を TEM/STEM-EDS で分析した。

STEM 暗視野像観察では、いずれの腐食時間においても、析出物は酸化被膜－金属母相界面から約 1 μm までの領域にのみ検出された。析出物の結晶構造をナノビーム電子回折で検討した結果、STEM 像が消失する境界領域近傍のものはアモルファスであることが明らかとなった。EDS マッピングでは、デフォルト設定のままだと STEM 像観察結果と同様に、界面から約 1 μm までの領域にのみ析出物が検出されたが、マッピングの設定を試行錯誤した結果、これは特性 X 線ピークのオーバーラップ（具体的には Zr-$L_\beta$ と Nb-$L_\alpha$）に起因するアーティファクトであり、実際は析出物が酸化被膜の最表面近傍まで消失せずにそのまま残っていることが確認できた。

講演では、酸化被膜直下の金属母相の歪場を SEM–EBSD クロスコート法で分析した結果についても報告する予定である。本シリーズ発表は、文部科学省からの受託事業として実施した原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法に関する研究開発」の成果です。

**参考文献**

[1] Kim, H. *et al. J. Alloys Compd.* **481**, 867−871 (2009).
[2] Yao, M. Y. *et al. Corros. Sci.* **100**, 169−176 (2015).
[3] Sakamoto, K. *et al.* / Une, K. *et al.* Proc. TopFuel 2012, Manchester, UK, September 2-6, 2012.
[4] Johnson, W. L. Prog. Mater. Sci. 30, 81−134 (1986).

*Yoshitaka Matsukawa[1], Shuhei Kitayama[1], Hiroaki Muta[2], Kenta Murakami[3], Yasunari Shinohara[4] and Hiroaki Abe[3]
[1]Tohoku Univ., [2]Osaka Univ., [3]Univ. Tokyo, [4]NDC

# 短軸引張ならびに A-EDC 試験下における Zr-Nb 合金の変形組織評価と照射影響

Deformation microstructure analysis of Zr-Nb alloy under uniaxial tensile and A-EDC test, and irradiation effect

*叶野　翔[1], 楊 会龍[2], 趙 子寿[2], 國井 大地[2], 牟田 浩明[3], 村上 健太[1], 篠原 靖周[4], 阿部 弘亨[1]
[1]東京大学, [2]東北大学, [3]大阪大学, [4]ニュークリア・デベロップメント株式会社

抄録:
本発表は、文部科学省事業原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法開発」の成果のうち、管の形状を有する材料の強度の評価手法開発と材料劣化機構に基づいた安全評価を目指し、Zr-Nb 合金の強度特性とその材料劣化影響を機械試験ならびに微細組織学的観点から評価した発表である。

**キーワード：**Zr-Nb 合金, 機械特性, 環境劣化, 照射影響

## 1. 諸言

軽水炉燃料被覆管は、高温、照射、腐食等の環境に晒されることで特性劣化が生じることから、通常運転及び異常過渡時における劣化挙動を適切に把握し、その健全性を適切に評価することが肝要ある。本発表では、高燃焼度化を想定して開発された先進燃料被覆管材料として研究開発が進められている Zr-Nb 合金に対し、高エネルギーイオン照射を行い、引張特性の照射影響を評価すると伴に、当該材料の室温の引張試験下における変形組織の解明ならびに Nb 添加影響を明らかにすることを目的とした。

## 2. 実験方法

管状形状の Zr-2.5Nb ならびに Zr-1.8Nb に≈50 %の冷間圧延と 853K x 86.4ks の再結晶化処理を施し､その後、打ち抜き加工によって平板状の引張試験片に加工した。これらの試料の一部を東北大学サイクロトロン加速器にて、573 K において 140MeV-$C^{4+}$を照射した。

引張試験は室温（298 K）にてひずみ速度 $10^{-3}s^{-1}$ で行った。また､適当なひずみを付与した中断材を作製し、平行部における転位密度を XRD による Modified Warren-Averbach 法ならびに EBSD によって評価した。

## 3. 結果と考察

高エネルギーイオン照射した Zr-1.8Nb 合金の 0.2%耐力は照射量の増加に伴い増加したが、>1 dpa で飽和することを確認した。また、照射量が>3 dpa では、転位チャネリングによって破断したが、この時の破断伸びは≈13%であった。これらより、当該材料の優れた耐照射特性を見出した。

一方で、XRD で評価した非照射材の単軸引張試験前の Zr-2.5Nb の転位密度は 1.72 x $10^{14}$ $m^{-2}$ であり、この時、刃状とらせん型の転位密度はそれぞれ 0.8 と 1.0 x$10^{14}$ $m^{-2}$ であった。また、ひずみ ($\varepsilon$) 付与に伴い転位密度が増加し、この時、刃状転位はひずみの増加に伴い増加するものの、らせん転位は $\varepsilon$ > 8.0 %で減少することが分かった。なお、刃状とらせん型の転位密度の合計（$\rho_{Total}$）が $\varepsilon$ > 2.9 %で飽和傾向となり、この傾向と EBSD で評価した KAM 値が同様の傾向を示すことを確認した。

## 4. 結論

高エネルギーイオン照射した Zr-Nb 合金の引張特性評価により、当該材料の優れた耐照射特性を明らかにし、XRD 法による引張試験下における転位組織の詳細評価から、非照射材における変形組織発達特徴を明らかにした。なお、当日は A-EDC 試験下ならびに Zr-1.8Nb 合金の変形組織発達についても報告し、組織発達の Nb 添加影響および照射影響についても議論する。

## 5. 謝辞

本発表は、文部科学省からの受託事業として実施した原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法に関する研究開発」の成果である。

---

Sho Kano[1], Huilong Yang[2], Zhao Zishou[2], Daichi Kunii[2], Hiroaki Muta[3], Kenta Murakami[1], Yasunari Shinohara[4], Hiroaki Abe[1]
[1]The University of Tokyo, [2]Tohoku University, [3]Osada University, [4]NDC,

# Zr イオン照射による Zr 合金酸化皮膜における析出物の挙動

Behavior of Precipitates in Oxide Film of Zr Alloy under Zr-ion Irradiation

*高橋 克仁[1]，岩崎 富生[1]，村上 健太[2]
[1]日立製作所，[2]東京大学

酸化皮膜を形成させたジルカロイ 2 に Zr イオンを照射して，はじき出し損傷を受けた酸化皮膜における析出物の形態を評価し，はじき出し損傷が Zr 合金の水素吸収に及ぼす影響を検討した。

**キーワード：**Zr 合金，ジルカロイ，腐食，水素吸収，析出物，イオン照射

## 1. 緒言

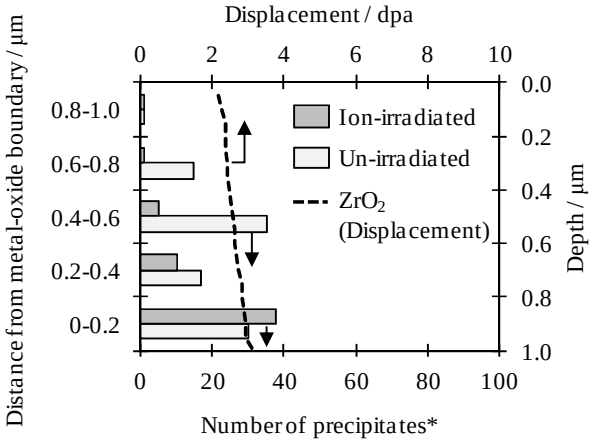
ジルカロイの合金成分である Fe，Cr および Ni は，Zr 合金の腐食および水素吸収に影響を及ぼす。これらの合金成分は Zr に固溶しにくく，Zr 合金中では析出物を形成する。また，Zr 合金の水素吸収は酸化皮膜を介して起こる。そこで，発表者らは酸化皮膜における析出物の挙動に着目し，合金成分である Fe および Cr の酸化皮膜中での酸化，ならびに，Fe および Cr の酸化皮膜への固溶が酸化皮膜中での水素の拡散係数を減少させ，水素吸収抑制に寄与すると推定した[1,2]。今回，酸化皮膜を形成させたジルカロイ 2 に Zr イオンを照射して酸化皮膜中での析出物の挙動を評価し，酸化皮膜における析出物のはじき出し損傷が水素吸収に及ぼす影響について，上記の推定をもとに検討した。

## 2. 試験方法

ジルカロイ 2 を 288 ℃の高温高圧水に 1000 h 浸漬し，厚さ約 1 μm の酸化皮膜を形成させた。これにタンデトロン加速器を使用して 3 MeV $Zr^{2+}$イオンを照射した。照射温度は 300 ℃とし，照射量は Zr におけるはじき出し損傷量に換算して 10 dpa（dpa: displacement per atom，また，$ZrO_2$ では約 3 dpa に相当）とした。イオン照射後の酸化皮膜の断面を SEM および TEM により観察し，酸化皮膜での析出物の形態を評価した。

## 3. 結果と考察

Fig.1 に SRIM コードにより求めた $ZrO_2$ 中での損傷量分布と共に，SEM 観察による酸化皮膜での析出物の分布を示す。イオン照射を受けた酸化皮膜では，非照射の酸化皮膜と比較して析出物数密度の減少する傾向がみられた。この傾向は金属‐酸化皮膜境界近傍では不明瞭であったが，金属‐酸化皮膜境界から離れた場所で顕著であった。このことから，析出物から酸化皮膜への合金成分溶出の，イオン照射による促進が示唆された。これまでに，電荷の移動を考慮した分子動力学シミュレーションにより，酸化皮膜への Fe および Cr の固溶による水素の拡散係数の減少を確認しており[2]，今回の照射量条件では，はじき出し損傷による水素吸収低減が推測された。




* Per 100 μm width of oxide film

Fig.1 ジルカロイ2酸化皮膜での析出物の分布 (SEM観察結果)

## 参考文献

[1] 高橋，石橋，岩崎，稲垣，日本原子力学会「2013 年 春の年会」，G39
[2] 高橋，金田，石橋，岩崎，稲垣，日本原子力学会「2014 年 春の年会」，G01

*Katsuhito Takahashi[1], Tomio Iwasaki[1] and Kenta Murakami[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Tokyo Univ.

# 室温近傍の水腐食によって生成したジルコニウム酸化物の結晶構造

Crystal structures of zirconium oxide formed by water corrosion near room temperature

*大塚　哲平[1]，橋爪　健一[1]，加藤　修[2]，建石　剛[3]，吉田　誠司[4]，桜木　智史[4]
[1]九州大学，[2]神戸製鋼所，[3]コベルコ科研，[4]原環センター

室温近傍で長期間腐食させた純ジルコニウムおよびジルカロイ 4 表面に形成された nm オーダー厚さの酸化物の結晶構造を放射光 X 線回折実験により同定した。ジルコニウム酸化膜中には、単斜晶と正方晶の結晶構造が共存しており、両者の相対比率は水化学環境、腐食温度および酸化膜厚さの影響を受けることが示唆された。

**キーワード**：ジルコニウム、酸化物、単斜晶、正方晶、放射光

ジルコニウム合金を主成分としたハル・エンドピースの地層処分が検討されている。このため、ハル・エンドピースが地層処分された際、即ち地下水中における使用済みジルコニウム合金の長期腐食挙動を把握する必要がある。本研究では、室温近傍 30℃～80℃の純水中において純ジルコニウム（Zr）、ジルカロイ 4（Zry4）およびジルコニウム水素化物（$ZrH_{1.7}$）の腐食試験を実施し、表面に生成した数 nm の極薄いジルコニウム酸化膜の結晶構造を放射光 X 線回折実験により調べた。

## １．実験

試料として、Zr および Zry4 の薄板（0.1 mm *t* x 3 x 40 mm²）を用いた。これらの試料を純水中に浸漬し、表 1 の条件で腐食させた。腐食実験後、透過電子顕微鏡（TEM）による断面観察または、腐食で発生した水素ガス量を分析することにより、酸化膜厚さを求めた。

試料の表面酸化膜の結晶構造の同定には、佐賀県立九州シンクロトロン光研究センターのビームライン（BL15）と薄膜 X 線回折装置を用いた。基板に相当するジルカロイ母材の影響を小さくするために、X線入射角度を 0.2°または 0.3°とし、2θ法により X 線回折ピークを計測した。

表 1　試料の腐食条件

| 試料名 | 腐食条件（腐食溶液，温度，期間） | 酸化膜厚さ |
|---|---|---|
| Zr | 純水, 30℃, 6 ヶ月 | 3 nm† |
| Zr | 純水, 50℃, 6 ヶ月 | 4 nm† |
| Zr | 純水, 80℃, 6 ヶ月 | 5 nm† |
| Zry4 | 純水, 80℃, 1 年間 | 15 nm* |

*TEM 断面観察, †水素分析

## ２．結果・考察

図 1 に各試料の放射光 X 線回折結果を示す。図中、黒丸（●）は酸化膜直下のジルコニウム母材（αZr）の、黒三角（▲）、黒四角（■）は、それぞれ単斜晶（*t*-$ZrO_2$）と斜方晶（*m*-$ZrO_2$）のジルコニウム酸化物のピーク位置を示している。Zr については、それぞれ 30℃および 50℃で腐食させた試料にはピークが見られなかったが、80℃で腐食させた試料では 5 nm 厚さの酸化膜中に単斜晶および斜方晶の 2 つのピークが見られた。一方、Zry4 の酸化膜は 15 nm 程度まで成長しているにも関わらず、正方晶のピークのみが観察された。

高強度の放射光 X 線源を用いることにより、5 nm 程度の極薄い酸化膜の結晶構造を同定することができた。酸化膜中の結晶構造は、腐食温度（速度）や母材の合金化によって影響を受けることが示唆された。発表では、酸化膜中結晶構造の腐食温度依存性や $ZrH_{1.7}$ 表面に形成された酸化膜の結晶構造について報告するとともに、室温近傍における極初期段階の Zr 合金腐食メカニズムについて議論する。

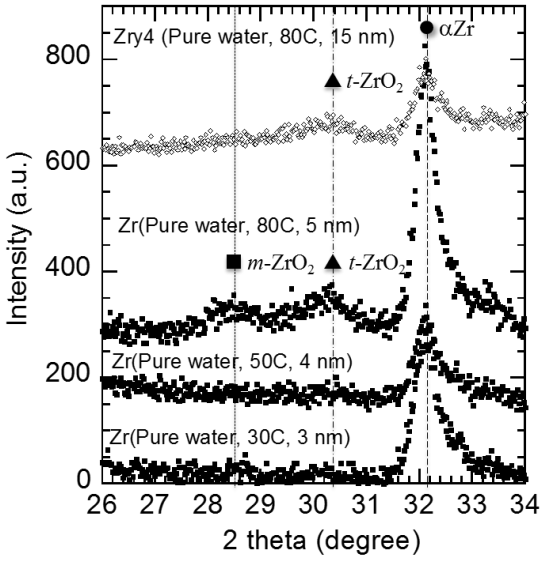



図 1　各試料の放射光 X 線回折スペクトル

※本発表は，経済産業省資源エネルギー庁より受託した平成 26 年度「TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である．

*Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[1], Osamu Kato[2], Tsuyoshi Tateishi[3], Satoshi Yoshida[4], Tomofumi Sakuragi[4]
[1] Kyushu Univ., [2]Kobe steel, [3]Kobelco Kaken, [4]RWMC.

# 高温水蒸気中におけるジルカロイ-2 の酸化および水素吸収の水蒸気分圧および酸化時間依存性

Oxidation and Hydrogen Absorption of Zircaloy-2 in High Temperature Steam at Different Partial Pressures and Oxidation Time

*古田 貴哉[1]，波多野 雄治[1]，松田 健二[1]，坂本 寛[2]
[1]富山大学，[2]日本核開発株式会社

0.023 気圧という低水蒸気分圧下において 1200℃でジルカロイ-2 試料を 2～40 分間酸化したのち、酸化量と水素吸収量を測定した。酸化量は放物線則にしたがって増大した。水素吸収量は酸化初期に急激に増大したのちは、酸化によるジルカロイの減肉に伴い徐々に減少した。

**キーワード：**ジルカロイ、高温酸化、水素吸収、過酷事故

## 1. 緒言

過酷事故時の原子炉内の水素挙動に関する研究の一環として、我々はジルカロイ-2 を 1200℃において 0.023～0.308 気圧の水蒸気中で 10 分間酸化し、酸化および水素吸収挙動を調べた。低水蒸気分圧下で試験を行ったのは、事故時には水素ガスの発生と炉心上部への滞留により、炉心上部の水蒸気分圧が低下すると考えたためである。その結果、0.053 気圧以下の低水蒸気分圧下では、水素分圧の低下と共に水素吸収量が増大することを見出した。今回は 0.023 気圧で酸化量と水素吸収量の経時変化を調べた結果を報告する。

## 2. 実験方法

試料には 10×10×0.6 mm の板材を用いた。これらの試料を Ar ガスに 20℃の水バブラを用いて 0.023 気圧の水蒸気を添加した混合ガス気流中において 1200℃で 2～40 分間酸化した。酸化量および酸化膜厚は重量増加ならびに断面の顕微鏡観察により求めた。水素吸収量は昇温脱離法により評価した。

## 3. 結果および考察

酸化量は放物線則に従って増大し、40 分間酸化したのちは 2936 mg/dm$^2$ に達した。この時の酸化膜厚は約 150 μm であった。図に水素吸収量と下地ジルカロイ中の水素濃度の経時変化を示す。水素吸収量は酸化時間が 2 分までの間（酸化膜厚 25 μm）までに急激に増大し、そののち徐々に減少した。すなわち、酸化膜厚が 25 μm 達するまでの間に大部分の水素が吸収され、その後は酸化が進行しているにも関わらず試料内部から水素が放出された。一方、残留した下地ジルカロイ中の水素濃度に大きな変化は見られなかった。これらの結果は、水素を吸収していたジルカロイが酸化され、より水素溶解度が低い $ZrO_2$ に変化する際に水素が放出されたことを示唆している。以上のことから、過酷事故時に高温で急激に酸化が進行する際には、気相の水素分圧が高い場合においても、酸化反応で発生する水素に加え事故発生までにジルカロイ中に吸収されていた水素も放出される可能性があることを示している。

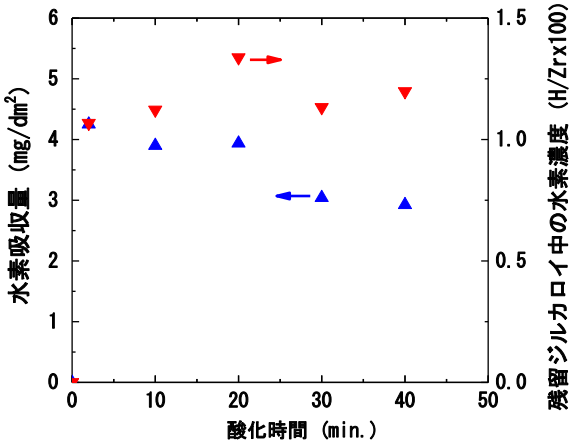



図 0.023 気圧の水蒸気雰囲気下において 1200℃で酸化したジルカロイ-2 の水素吸収量（左軸）と残留下地ジルカロイ中の水素濃度（右軸）

*Takaya Furuta[1], Yuji Hatano[1], Kenji Matsua[1], Kan Sakamoto[2]
[1]Univ. Toyama, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co.

# ジルカロイ２被覆管の水蒸気酸化に及ぼす内圧の影響

Effect of Internal Pressure on Oxidation of Zircaloy-2 Cladding Tube under Steam

*井岡郁夫[1]，加藤　仁[1]，小河浩晃[1]，逢坂　正彦[1]
[1]原子力機構

使用済み燃料プール（SFP）の冷却機能が喪失した場合、燃料ピンは初期封入ガスと FP ガスによる内圧が負荷された状態で水蒸気や空気に曝される。そこで、高温水蒸気下でジルカロイ２の酸化挙動に及ぼす内圧の影響について調べた。

**キーワード**：ジルカロイ２、水蒸気酸化、内圧、使用済み燃料プール

**1. 緒言**　SFP の冷却機能が喪失した場合、崩壊熱を有する使用済み燃料ピンは初期封入 He ガスと運転中に発生した FP ガスを内包した状態で水蒸気や空気に曝される。この時、被覆管は内圧によりバーストするまで、内圧による引張応力下で酸化される。ジルカロイ及び生成した酸化皮膜の応力状態は、被覆管の酸化挙動に影響を及ぼすものと考えられる。ジルカロイの酸化挙動に及ぼす内圧の影響に関する報告はほとんど無いが、関連事象として低酸素分圧下でのクリープ試験後の酸化皮膜の測定により、負荷応力と酸化皮膜の厚さに明確な相関が得られなかったことが報告されている[1]。そこで、高温水蒸気環境下で内圧をパラメータにしたジルカロイ２の酸化試験を行い、ジルカロイ２被覆管の酸化挙動に及ぼす内圧の影響を調べ、酸化に及ぼす応力の影響を明らかにすることにより、様々な条件下でのジルカロイの酸化機構の解明に寄与できる基礎データを取得する。

**2. 実験**　酸化試験は、前報[2]で用いた被覆管酸化試験装置により、Ar 0.5 L/min をキャリアガスとして飽和水蒸気中で実施した。試験体は長さ 500mm のジルカロイ２被覆管で試験装置内に垂直に設置し、試験体の中央部 200mm を内部ヒータにより加熱した。試験体外側の圧力は大気圧とし、内側に He を充填して内圧 0 MPa～1.1 MPa（ゲージ圧）で試験を実施した。試験条件は、SFP 事故時の自然循環冷却条件を想定して温度 600 ℃（試験体中央外表面）、試験時間 220 h とした。試験中は、被覆管表面温度、表面状態、水素発生量を測定した。試験後は、外表面観察（皮膜の割れ状態）、皮膜厚さ（断面観察）、皮膜分析を行った。

**3. 結論**　ジルコニウム-水蒸気反応に伴い発生した水素量の時間変化は、試験初期に急増しピークを示した後、100 ppm 程度に低下した。内圧負荷による水素発生挙動に、大きな違いは認められなかった。図１に試験後の被覆管表面の割れ状態を示す。内圧負荷により割れの状態は細かくなり、割れ密度の増加と割れ開口幅の低下傾向が認められた。図２に、内圧を負荷した試験体の試験後の周方向の酸化皮膜厚さを示す。皮膜厚さは内圧負荷の場合、内圧が無い場合と比べて半分程度であり、ジルカロイ２被覆管の高温水蒸気環境下での酸化挙動は、内圧により発生する引張応力に影響されることが分かった。今後、データを拡充し，酸化抑制のメカニズムを検討する。

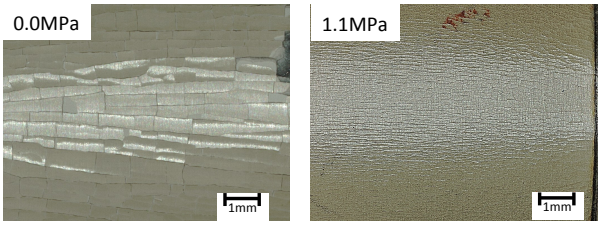


図１試験後の被覆管表面の割れ状態

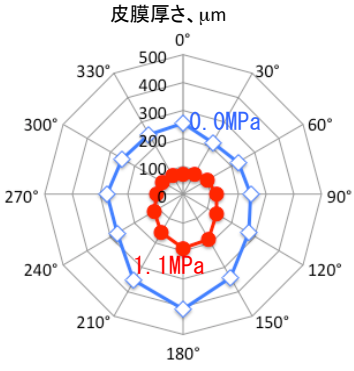


図２周方向の酸化皮膜厚さ

**参考文献**

[1] G.Moulin et al., J Nucl. Mater. 362(2007)309.
[2]井岡ら、日本原子力学会「2015 年春の年会」、E14(2015).

*Ikuo Ioka[1], Hitoshi Kato[1], Hiroaki Ogawa[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1. Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

# [2H08-10] Stainless Steels

Chair: Hiroaki Abe (Univ. of Tokyo)

Sun. Mar 27, 2016 11:15 AM - 12:00 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

## [2H08] Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels

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

11:15 AM - 11:30 AM

## [2H09] Aging effect on SCC Growth of Cast Austenitic Stainless Steels in High Temperature Water

＊Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1], Tomoki Miyamoto[1], Koji Arioka[1] （1.Institute of Nuclear Safety System, inc.）

11:30 AM - 11:45 AM

## [2H10] A first principle study on the composition deviation of Ni-Si precipitates formed in irradiated stainless steel

＊Dongyue CHEN[1], Kenta MURAKAMI[2], Naoto SEKIMURA[1] （1.The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, 7-3-1 Hongo Bunkyo-ku, Tokyo 113-8656, Japan, 2.The University of Tokyo, Nuclear Professional School, School of Engineering, 2-22 Shirakata-Shirane, Tokai-mura, Ibaraki 319-1188, Japan）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 照射ステンレス鋼の粒界部の引張破壊挙動

Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels

*藤井 克彦，三浦 照光，福谷 耕司
原子力安全システム研究所

バッフルフォーマ―ボルト（BFB）材とフラックスシンブルチューブ（FTT）材の粒界部での引張破壊挙動を、集束イオンビーム加工装置内で行う超微小引張試験法で調べた。74dpa 照射 FTT 材で認められた粒界での破壊は、19dpa 照射 BFB 材では確認されなかった。

**キーワード：**中性子照射、ステンレス鋼、粒界破壊、照射誘起応力腐食割れ

## 1. 緒言

海外で発生事例のあるバッフルフォーマボルト（BFB）の照射誘起応力腐食割れ（IASCC）は重要な高経年化課題の一つである。IASCC の発生予測を目的に、IASCC 発生のしきい応力を求めるための照射ステンレス鋼の定荷重 SCC 試験が行われている。BFB 材では照射量 20dpa 程度までのデータしか取得できないため、より照射量の高い材料が入手可能な同じ冷間加工 SUS316 鋼のフラックスシンブルチューブ（FTT）材が利用される。ただし、BFB 材に比べて FTT 材の IASCC 発生のしきい応力が低い傾向が認められているが、その原因はよくわかっていない。最近の理解では IASCC 発生のメカニズムとして照射に伴う材料の変形の局所化と粒界の破壊強度の低下が重要である。そこで、BFB 材と FTT 材の IASCC 挙動を理解するため、これら照射材の粒界部での引張破壊挙動を、集束イオンビーム加工装置（FIB）内で行う超微小引張試験法で調べた。

## 2. 方法

19dpa 照射された BFB 材と 17dpa 照射された FTT 材からランダム粒界を含む 20μm 程度の大きさの微小試験片を日本核燃料開発のホットラボで採取し、日本原子力研究開発機構のふげんラボに輸送した。FIB/SEM（HITACHI NB5000）を用いて、微小試験片から粒界面の法線方向と応力軸が一致するように超微小引張試験片（8×4×2μm）を加工した後、粒界部の面積を減らすようにスリットを導入した。試験前の粒界部の大きさは 0.4×2μm である。ひずみ速度換算で $1\times10^{-3}$ 程度の速度、室温で FIB/SEM 内で引張試験を行った。試験後、破面を SEM 観察して破壊形態を調べた。

## 3. 結論

図 1 に 19dpa 照射 BFB 材の超微小引張試験片の SEM 像を示した。左がたわみから荷重を評価する両持ち Si マイクロ梁であり、右が変位を与えるマイクロプローブである。破断時の荷重は 576μN であり、試験前の粒界部の断面積を用いて応力を計算すると 1045MPa であった。また、粒界部の伸びと関係するスリット幅の変化は画像の 1 ピクセル、0.03μm であり、ほとんど伸びずに粒界部が破断したことを示唆した。図 2 に破面を SEM で観察した結果を示した。比較的平坦な部分と延性的な部分とが混在して観察された。しかし、74dpa 照射された FTT 材の粒界部を同様な試験で破断したときに観察された粒界に沿った破壊ではなかった。発表では、17dpa 照射 FTT 材の試験結果も合わせて、照射ステンレス鋼の粒界部での引張破壊挙動を報告する。

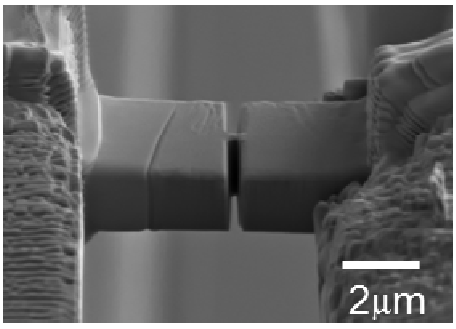



図 1 超微小引張試験片

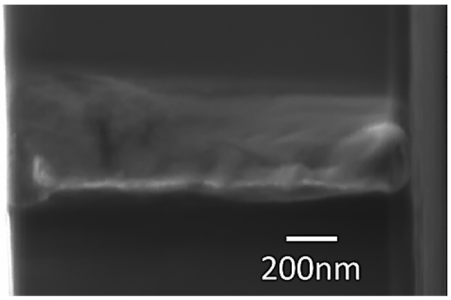



図 2 破面の SEM 像

*Katsuhiko Fujii, Terumitsu Miura and Koji Fukuya
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

# 高温水中のステンレス鋳鋼の SCC 進展に及ぼす熱時効の影響

Aging effect on SCC Growth of Cast Austenitic Stainless Steels in High Temperature Water

*山田　卓陽[1]，寺地　巧[1]，宮本　友樹[1]，有岡　孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

PWR1 次冷却材模擬環境下におけるステンレス鋳鋼の SCC 進展は、溶存酸素を含む環境下では有意に進展するが、水素添加条件では進展が観察されず、同環境で優れた耐 SCC 進展性を示す。本報告ではこの続報として、長時間熱時効後の SCC 進展挙動を、熱時効の影響発生時間、高温腐食挙動などの観点から調べた結果を報告する。

**キーワード：応力腐食割れ、ステンレス鋳鋼、SCC 進展、高温腐食挙動、熱時効**

**1. 緒言**：PWR1 次冷却材模擬環境下におけるステンレス鋳鋼（SCS14A、SCS13A）の SCC 進展は、溶存酸素を含む環境下（以下 DO 環境）で進展するが、水素添加条件（以下 DH 環境）では SCC 進展が観察されず、優れた SCC 進展抑制傾向を示すことが報告されている[(1~3)]。これらの材料は長時間の熱時効によりフェライト（α）相の硬さが増加し靭性が低下することが知られており[(4)]、熱時効により SCC 挙動が変化する可能性がある。しかし熱時効の影響を考慮した SCC 挙動の報告例は少ない。そこで 400℃で 4 万時間の長時間熱時効材を用いた SCC 進展試験により、DO 環境の SCC 進展は一桁程度促進されること、一方で DH 環境では優れた耐 SCC 進展性を維持することを既に報告した[(1~3)]。この熱時効による DO 環境の SCC 進展促進挙動、DH 環境下の抑制挙動について、その機構や熱時効条件については明らかになっていない。本報告では、熱時効条件（400℃で 3 万時間時効材）を追加し、DO 環境、DH 環境の SCC 進展試験を行い、SCC 進展挙動に及ぼす熱時効の影響を検討した。また、硬さや高温腐食挙動などを調べ、熱時効による促進機構（DO 環境）および抑制機構（DH 環境）ついて考察した。

**2. 実験：**種々熱時効条件（400℃で 4 万時間時効まで）の SCS14A（α=8,15%）、SCS13A（α=8%）を、圧下率 10%の冷間圧延を施した後、T-S 方位で CT 試験片を採取し SCC 進展試験に供した。SCC 進展試験は、320℃の高温水中(500 ppm B + 2 ppm Li)で、DO 環境(DO:8 ppm)、DH 環境(DH:30cc/kg$H_2O$)中、応力拡大係数 K 30MPa√m の一定荷重条件（DH 環境で一部台形波（R=0.7）期間あり）で実施した。試験時間は、DO 環境で 263～673h、DH 環境で 982h 以上、最長 7,818ｈとした。

**3. 結果・考察：**図のように DO 環境の SCC 進展は未時効材で $2\times10^{-7}$mm/sec 程度の SCC 進展を示し、400℃で 3 万時間以上の熱時効で促進された。き裂断面観察でα相の粒内(TG)SCC が熱時効材で観察されたが、未時効材では観察されなかった。熱時効によりα相の TGSCC 感受性が増大することが DO 環境の促進の一因と推察された。一方で、DH 環境の SCC 進展は未時効、熱時効材ともに SCC 進展が観察されず、熱時効の影響は認められなかった。DH 環境では長時間の熱時効後もα相の高温腐食が抑制された。この高温腐食挙動が、DH 環境の SCC 進展抑制の一因と推定された。

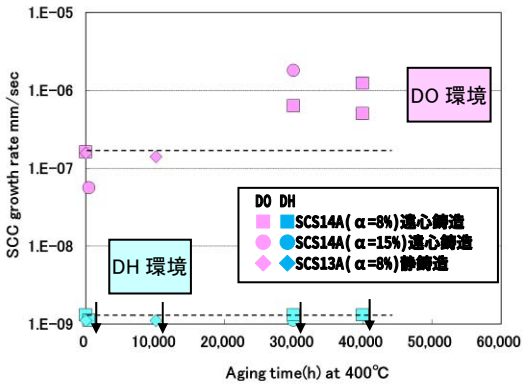



図１　SCC 進展に及ぼす熱時効の影響

**参考文献：**[1] 山田ら，INSS Journal 18(2011).
[2,3] T.Yamada et.el., Proc. of NPC2010., NPC2012.
[4] T.Yamada et.el., Journal of Nuclear Materials, 350, pp. 47-55.(2006).

*Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1], Tomoki Miyamoto[1] and Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, inc.

# A first principle study on the composition deviation of Ni-Si precipitates formed in irradiated stainless steel

*Dongyue CHEN[1], Kenta MURAKAMI[2], Naoto SEKIMURA[1]
[1]The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering
[2]The University of Tokyo, Nuclear Professional School, School of Engineering

The composition of Ni-Si precipitates formed in irradiated stainless steel was previously found to be deviated from the standard γ' phase stoichiometry by atom probe. Here a first principle calculation is attempted to explain this composition deviation by considering the possible defects in the γ' phase.

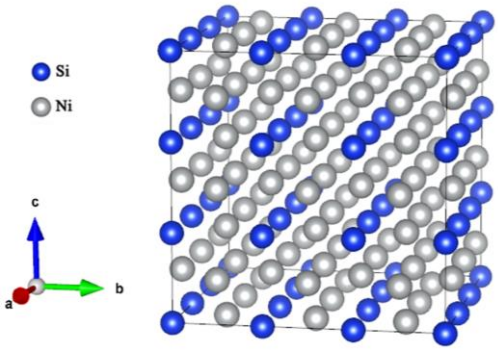
**Keywords:** Stainless steel, Ni-Si precipitates, First principle calculation

## 1. Introduction

Ni-Si precipitates will form in austenite stainless steels when they are irradiated to high dose in reactor, which threats reactor structural integrity. The formation of these precipitates is believed to be closely related to radiation induced segregation and stress fields near sinks, which could be characterized by atom probe tomography (APT) and transmission electron microscopy (TEM), respectively. However, in our previous work, the Ni-Si precipitates observed in APT have a distinctly smaller Ni/Si atom ratio than the standard γ' phase ($Ni_3Si$) which was previously identified by TEM [1]. This suggests the complicated nature of Ni-Si precipitates. A proper interpretation of the experimental results is desired before APT and TEM can be combined and fully utilized for Ni-Si precipitate study. One possibility is that the lattice defects in γ' phase have caused the precipitate composition deviation, and it is verified by first principle calculation in this work.

## 2. Computation details

The first principle calculation is carried out by using the Vienna ab initio simulation package (VASP) [2] with the Perdew and Wang generalized gradient approximation (GGA-PW91) and the projected augment waves (PAW) method. A 108-atom $3a_0 \times 3a_0 \times 3a_0$ supercell of the γ' phase is constructed.




A 108-atom supercell of perfect γ' phase set up in VASP calculation

## 3. Results and Conclusions

First, the perfect γ' phase without defects is modelled. The proper lattice constant is obtained by enabling supercell volume change during relaxation. Our results of the perfect γ' phase is compared with previous phase diagram calculations, and a good match in phase formation energy and lattice constant is found. Then, one step further, different kinds of single defects are added into the perfect lattice of γ' phase, namely vacancies, dumbbells and substitutions. Among all the configurations calculated here, the defect formation energy is the lowest when one Ni atom is substituted by one Si atom. It means this configuration is thermodynamically preferred in the γ' phase. Such substitution will lead to increased Si concentration and decreased Ni concentration in the Ni-Si precipitates, and could be one reason for the smaller Ni/Si atom ratio observed in our previous APT results [1].

[1] D. Y. Chen, K. Murakami, K. Dohi et al., Annual Meeting of Atomic Energy Society of Japan, 2015, Hitachi, Japan.

[2] G. Kresse and J. Hafner, Phys Rev B Condens Matter, 1993. 47(1): p. 558-561.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1. Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

# [2H11-16] Modeling

Chair: Yoshitaka Matsukawa (Tohoku Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:25 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

## [2H11] MD simulations to evaluate the effects of stacking fault energy on the interaction between an edge dislocation and a Frank loop

＊Taira Okita[1], Yujiro Hayashi[2], Sho Hayakawa[2], Mitsuhiro Itakura[3] （1.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2.Department of Systems Innovation, School of Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e- Systems, Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2H12] MD simulations to evaluate the effects of stacking fault energy on the interaction between an edge dislocation and a Frank loop

＊Yujiro Hayashi[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] （1. Department of systems Innovation, School of engineering, The University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e- Systems, Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2H13] Molecular dynamics simulation to reveal the effect of stacking fault energy on defect cluster formation during collision cascade

＊Yingjuan Yang[1], Junichi Hirabayashi[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] （1. School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e- Systems, Japan Atomic Energy Agency）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2H14] Conservative climb motion for a cluster of self-interstitial atoms toward an edge dislocation in BCC-Fe

＊Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3], Masaatsu Aichi[2] （1.School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e-Systems, Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2H15] Modeling Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

＊Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1] （1.Kyoto University）

3:45 PM - 4:00 PM

## [2H16] Modeling Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

＊Kazunori Morishita[1], Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1] （1.Kyoto University）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# MD 法による FCC 金属を対象とした刃状転位-Frank loop 相互作用に及ぼす積層欠陥エネルギーの影響
## （1）相互作用形態に及ぼす積層欠陥エネルギーの影響

MD simulations to evaluate the effects of stacking fault energy on the interaction between an edge dislocation and a Frank loop

(1) Effects of stacking fault energy on the interaction morphology

*沖田 泰良[1]，林 祐二郎[1]，早川 頌[1]，板倉 充洋[2]

[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

**抄録：**積層欠陥エネルギー(SFE)のみ異なる FCC 金属原子間ポテンシャルを用いて，刃状転位と Frank loop 相互作用の MD シミュレーションを行った．SFE は転位拡張幅，Frank loop 安定性への影響を通じて相互作用形態を決定づけることが明らかとなった．

**キーワード：分子動力学法，オーステナイト鋼，照射欠陥**

### 1. 緒言

軽水炉炉内構造材として使用されるオーステナイト鋼では，主たる照射下ミクロ組織である Frank loop が転位に吸収されることで局所的塑性変形帯が形成される[1]．SFE は転位拡張幅，及び Frank loop の安定性を決定付け，特にオーステナイト鋼の SFE は温度・組成によって変化するため，局所的塑性変形帯形成に及ぼす SFE の影響を評価することが求められる．本研究では，分子動力学（MD）法により刃状転位と Frank loop の相互作用形態を解析し，局所的塑性変形帯形成に及ぼす SFE の影響を解明することを目的とする．

### 2. 手法

SFE のみを変えた 4 つの FCC 金属原子間 EAM ポテンシャル（SFE=14.6，24.8，44.1，186.5 mJ/m$^2$）を用い[2]，Lammps による MD 計算を行った．セルサイズは，X 49.4nm×Y 22.3nm×Z 22.1nm，ひずみ速度一定で変形を加え，刃状転位（$\boldsymbol{b}=a_0/2[10\text{-}1]$）と Frank loop を接触させ，その挙動を観察した．Frank loop は直径 8nm，(-1-11)面，(-111)面，(1-11)面を設定し，計算温度は 100K で一定，同条件複数回の計算を行った．

### 3. 結果・考察

例として，図 1 に(-1-11)面の Frank loop における相互作用を示す．Frank loop が転位運動を阻害することにより，らせん転位成分が生成し，交差すべりを起こす．これにより，転位と Frank loop のコア反応が起き，ループ縁上に D-Shockley 成分が形成する．SFE24.8 mJ/m$^2$ の一部及び SFE44.1 mJ/m$^2$ 以上の全ての計算で，この D-Shockley により Frank loop 内の積層欠陥が解消され，Frank loop 半分が転位に吸収される反応が観察された．一方，SFE14.6 mJ/m$^2$ では，転位拡張幅が広いため，コア反応の完了前に前方転位が抜け，吸収される反応は発生しなかった．このように，特定の面に於いては，オーステナイト鋼のとり得る SFE 範囲内で相互作用形態が大きく変化し，温度，組成によるわずかな SFE の差異によって，急激に局所的塑性変形帯形成が顕在化する可能性が示唆された．

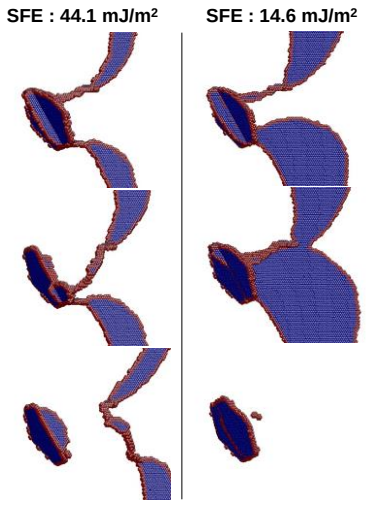



図 1．(-1-11)面 Frank loop の反応

**謝辞**：本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む．

### 参考文献

[1] N. Hashimoto et al. J. Nucl. Mater. 295-302 (2006) 351.

[2] V. Borovikov, et al., MSMSE 23 (2015) 055003

*Taira Okita[1], Yujiro Hayashi[1], Sho Hayakawa[1] and Mitsuhiro Itakura[2]

[1]Tokyo Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# MD 法による FCC 金属を対象とした刃状転位-Frank loop 相互作用に及ぼす積層欠陥エネルギーの影響
## （2）ループサイズによる相互作用形態の変化

MD simulations to evaluate the effects of stacking fault energy on the interaction between an edge dislocation and a Frank loop
(2) Change in the interaction morphorogy with loop size

*林 祐二郎[1]，沖田 泰良[1]，板倉 充洋[2]
[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

**抄録：**積層欠陥エネルギー(SFE)のみ異なる FCC 金属原子間ポテンシャルを用いて，刃状転位と Frank loop 相互作用の MD シミュレーションを行った．5 つの過程による Frank loop 除去メカニズムが観察され，これらは，メカニズムによって異なる loop 径・SFE 依存性を持つことが明らかとなった．

**キーワード：分子動力学計算，オーステナイト鋼，照射欠陥**

### 1. 緒言

被照射材では，Frank loop などの照射下ミクロ組織が転位に吸収されることで局所的塑性変形帯が形成される[1]．FCC 金属に於いて，SFE が転位拡張幅，Frank loop の安定性を決定付ける一方，ループ径が障害物としての強さ，バーガースベクトル変化の容易さに影響することから，これらの影響を取り入れた吸収過程の解明が必要となる．本研究では，刃状転位と Frank loop の相互作用形態を解析し，loop 除去メカニズムの解明，及び局所的塑性変形帯形成に及ぼす loop 径・SFE の影響を解明することを目的とする．

### 2. 手法

SFE のみ異なる 4 つの FCC 金属原子間 EAM ポテンシャル（SFE=14.6，24.8，44.1，186.5 mJ/m$^2$）を用い[2]，Lammps による MD 計算を行った．セルサイズは，X 49.4nm×Y 22.3nm×Z 22.1nm，ひずみ速度一定で変形を加え，刃状転位（$\boldsymbol{b}=a_0/2[10\text{-}1]$）と Frank loop を接触させ，その挙動を観察した．Frank loop は直径 2-8nm，(-1-11)面，(-111)面，(1-11)面を設定し，計算温度は 100K とし，同条件で複数回の計算を行った．

### 3. 結果・考察

Loop が unfault する場合，極めて効率的に局所的塑性変形帯を形成する．刃状転位との接触による loop の unfault として，5 つの過程が存在し，一部の例外を除き，loop 径が小さいほど，また，SFE が低いほど unfault が起こりやすいことが分かった．図 1 に，例外となる(-1-11)面における相互作用形態を示す．前方に張り出した先行転位が loop を迂回して閉じるかどうかが unfault の発生有無を決め，loop 径が 4nm においては Frank loop は unfault により転位に容易に吸収されるが，2nm 程度に小さくなると，前方転位は閉じやすくなり，unfault が発生しない．これは小さい loop ほど unfault しやすいという従来の知見とは異なる結果である．この他，前方転位のみとのコア反応によって loop が unfault を起こす低 SFE 特有の過程も明らかとなった。loop 径は SFE 同様，相互作用に大きく影響を与えることが明らかとなった．

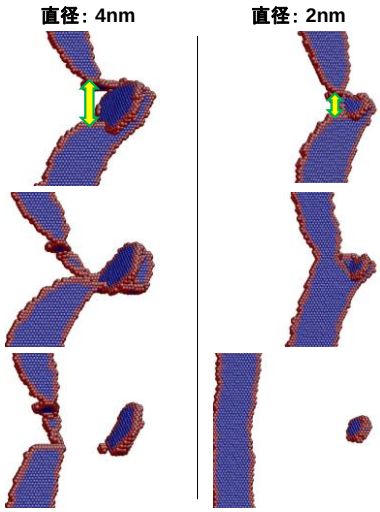


図 1．(-1-11)面ループの径依存性

**謝辞：**本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む．

### 参考文献

[1] N. Hashimoto et al. J. Nucl. Mater. 295-302 (2006) 351.
[2] V. Borovikov, et al., MSMSE 23 (2015) 055003

*Yujiro Hayashi[1], Taira Okita [1] and Mitsuhiro Itakura[2]
[1]Tokyo Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# MD 法を用いたカスケード損傷下欠陥集合体形成に及ぼす積層欠陥エネルギーの影響

Molecular dynamics simulation to reveal the effect of stacking fault energy on defect cluster formation during collision cascade

*Yang Yingjuan[1], 平林潤一[1], 沖田泰良[2], 板倉充洋[3]
[1]東京大学大学院工学系研究科, [2]東京大学人工物工学研究センター,
[3]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

カスケード損傷下で形成される欠陥集合体に及ぼす積層欠陥エネルギー（SFE）の影響を解明することを目的とし、複数の原子間ポテンシャルを用いた分子動力学計算を行った。SFE が低い程、可動な格子間原子型集合体の密度、積層欠陥を含む空孔集合体の密度が上昇することが明らかとなった。

キーワード: 分子動力学法, カスケード損傷, 積層欠陥エネルギー, 格子間原子集合体, 空孔集合体

## 1. 緒言

本研究では、積層欠陥エネルギー（SFE）が最も低い FCC 金属の一つであるオーステナイト鋼の照射欠陥形成過程に於ける特徴を明らかにするため、SFE のみ異なる複数の原子間ポテンシャル[1]を用いた分子動力学（MD）法により、照射欠陥数、欠陥集合体の形態に及ぼす SFE の影響を解明した。

## 2. 計算手法

本研究で用いた原子間ポテンシャルは、SFE が 14.6~186.5 mJ/m$^2$ と異なる一方、その他の物性値は極力一定に保たれている 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャル[1]である。PKA エネルギー ($E_{PKA}$) 1~50 keV、初期温度 100K とし、各条件で 20 ~ 40 回の繰り返し計算を行い、残存欠陥数、欠陥集合体数とそのサイズ、欠陥集合体の形態に及ぼす SFE の影響を解析した。

## 3. 結果・考察

図 1 には $E_{PKA}$ = 50keV で形成した格子間原子集合体の形態に関する SFE 依存性を示す。低 SFE では、Frank ループと共に、完全転位ループの形成確率も上昇することが明らかとなった。これは、10SIA からなる比較的小さな完全転位ループに於いても、縁部が拡張することにより、その形成エネルギーが低 SFE で小さくなるためである。また、空孔集合体に於いても、30 個以上空孔を含む比較的大きな集合体が形成する $E_{PKA}$ = 50 keV で、積層欠陥四面体・Frank ループが形成し、低 SFE でより多く観察された。

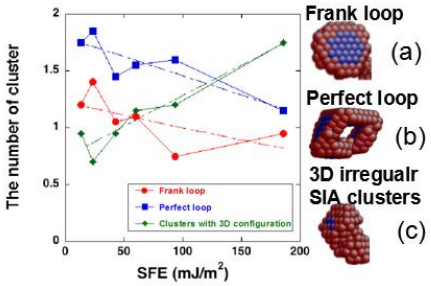



図 1 格子間原子集合体形態の SFE 依存性（$E_{PKA}$ =50 keV）

SFE は、欠陥残存数、欠陥集合体数とそのサイズ等には、ほぼ影響を及ぼさない。しかし、低 SFE で可動な格子間原子集合体・積層欠陥を内包する空孔集合体の形成数が大きくなることが明らかとなった。

参考文献

[1] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) p.16.

*Yingjuan Yang[1], Junichi Hirabayashi[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3]
[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, [3]Center for Computational Science & e- Systems, Japan Atomic Energy Agency

# BCC 鉄における格子間原子集合体の刃状転位への保存的上昇運動のモデル化

Conservative climb motion for a cluster of self-interstitial atoms toward an edge dislocation in BCC-Fe

*早川 頌[1], 沖田 泰良[2], 板倉 充洋[3], 愛知 正温[2]
[1]東京大学大学院工学系研究科, [2]東京大学人工物工学研究センター, [3]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

BCC-Fe における格子間原子集合体の刃状転位への保存的上昇運動に関して、機構論的モンテカルロ法を用いたモデル化を行った。保存的上昇運動速度は、従来の解析的結果よりも強い集合体サイズ依存性を示すことが明らかとなった。

**キーワード**：保存的上昇運動、機構論的モンテカルロ法、格子間原子集合体

## 1. 緒言

カスケード損傷で形成する自己格子間原子(SIA: Self-Interstitial Atom)集合体は、転位とのひずみ場相互作用により、転位近傍に集積する[1]。これら SIA 集合体が転位へ吸収される過程に於いては、一次元すべり運動の他に保存的上昇運動が主要メカニズムとして挙げられる[2]。本研究では、BCC-Fe を対象とし、SIA 集合体の保存的上昇運動による刃状転位への吸収過程をモデル化することを目的とする。

## 2. 計算方法

SIA 集合体縁部に存在する欠陥のパイプ拡散は、転位とのひずみ場相互作用により、優先的な拡散方向、優先度合いが決まる。縁部欠陥が転位側に集積し SIA 集合体重心が変化した場合、保存的上昇運動が発生したと見なす。この過程で必要なパラメータ（欠陥形成エネルギー、パイプ拡散係数、相互作用エネルギー）は分子動力学法により算出し、機構論的モンテカルロの入力パラメータとして、SIA 集合体の保存的上昇運動をモデル化した。

## 3. 結果・考察

図 1 は上昇運動速度に対する転位からの距離依存性を示す。転位近傍において急激な上昇運動速度の増加が見られる。この速度は、転位からの距離の逆 2 乗に比例しており、アインシュタインの関係式から得られる結果と一致している。また図 2 は上昇運動速度の SIA 集合体サイズ依存性を示す。上昇運動速度は SIA 集合体直径の-8 乗に比例することが明らかとなった。この結果は、従来の解析的モデルよりも強い径依存性である[3]。これは、パイプ拡散する SIA と空孔が再結合から逃れ上昇運動に寄与する確率が、集合体サイズと共に急激に減少することに起因する。

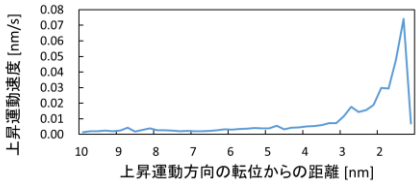



図 1　上昇運動速度の転位からの距離依存性

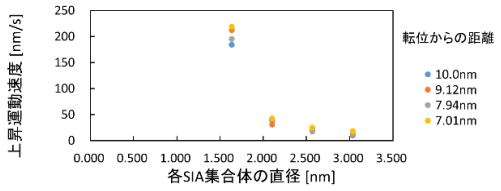



図 2　上昇運動速度の SIA 集合体サイズ依存性

謝辞　本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む。

### 参考文献

[1] B.N. Singh, N.M. Ghoniem, H. Trinkaus, Journal of Nuclear Materials, 307-311(2002)159-170.
[2] D.A. Terentyev, L. Malerba, M. Hou, Physical Review B, 75(2007)104-108.
[3] H. Trinkaus, B.N. Singh, A.J.E. Foreman, Journal of Nuclear Materials, 251(1997)172-187.

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] and Masaatsu Aichi[2]
[1]School of Engineering, the Univ. of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, the Univ. of Tokyo, [3]Center for Computational Science & e- Systems, Japan Atomic Energy Agency

# 圧力容器鋼の中性子照射脆化モデリング
# （1）脆化予測シミュレーション

Modeling Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

(1) Monte Carlo Simulation of Defect Cluster Formation

*中筋 俊樹[1]，阮 小勇[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

本研究では、圧力容器鋼の照射脆化の要因である銅リッチ析出物の核生成過程のモンテカルロシミュレーションを行った。従来の照射脆化予測法より幅広い照射条件における脆化予測の妥当性について検討した。

**キーワード：照射脆化，原子炉圧力容器，モンテカルロ法，銅リッチ析出物，照射相関**

## 1. 緒言

軽水炉圧力容器鋼は、核分裂反応によって生じた中性子などの照射を受けて脆化する。脆化した圧力容器鋼は、事故時の対応として使用される非常用炉心冷却装置（ECCS）による炉心急冷（PTS 事象）に耐え切れず、破損する可能性がある。照射脆化に関する対策は、脆化予測法[1]に基づいた脆化管理が挙げられる。この予測法では、原子炉内に装荷された脆化監視試験片により得られた脆化データの回帰分析をもとに作成された式を用いている。そのため、得られている脆化データの照射条件外への適用は保証できない。

本研究では、照射脆化の要因の 1 つである銅リッチ析出物の核生成過程について、核生成の物理プロセスに基づくシミュレーションを行った。

## 2. 数値解析方法

種々のシミュレーション手法を用いて、銅リッチ析出物の核生成プロセスのマルチスケールモデリングを行った。根幹となるシミュレーションは、銅原子および照射欠陥がクラスターへ流入および流出して核生成する過程のモンテカルロシミュレーションである。照射欠陥である空孔と格子間原子の数密度は反応速度論モデルから得た。また、鉄母相中の銅原子は空孔拡散機構により拡散すると仮定して、その拡散係数を格子モンテカルロ法により求めた。クラスターと各欠陥の結合エネルギーは分子動力学法により得られた結果を用いた。

## 3. 結果および考察

図 1 に銅リッチ析出物の核生成速度（1dpa あたりの核生成数）の損傷速度依存性の計算結果を示す。損傷速度の増加に対して、核生成速度は損傷速度の 1/2 乗で減少している。これは、既存の予測法[1]において、照射初期の核生成速度が損傷速度の 0.6 乗で減少することに対応する。さらに、材料ミクロ構造変化と機械特性変化の関係をオロワンモデルにより仮定した場合、計算結果は脆化の実験結果[2]（照射条件：$10^{-9}$dpa/s から $10^{-13}$dpa/s）と同じ傾向を示すことが分かった。

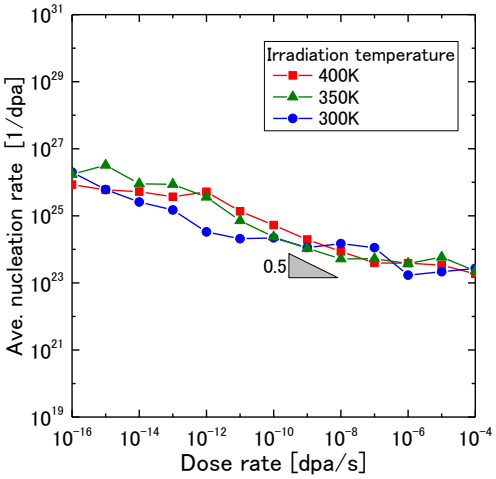



図 1　核生成速度の損傷速度依存性

### 参考文献

[1] JEAC 4201-2007[2013 年追補版],(社)日本電気協会.

[2] Y. Nagai et al.,, Appl. Phys. Lett. 87 (2005) 261920.

*Toshiki Nakasuji[1], Ruan Xiaoyong[1] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto University

# 圧力容器鋼の中性子照射脆化モデリング
# （２）圧力容器保全のためのリスク評価

Modeling Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel
(2) Risk Evaluation for Advanced Inspection of RPV Integrity

*森下 和功[1]，中筋 俊樹[1]，阮 小勇[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所

本研究では、軽水炉圧力容器の保全の最適化（脆化監視試験片の取り出し時期）について議論した。ハザード評価とフラジリティ評価から圧力容器の破壊リスクを求め、これを保全最適化の指標として用いた。
**キーワード：中性子照射脆化，原子炉圧力容器，リスク評価，保全最適化、リスクベースな保全計画**

## 1. はじめに

経年劣化事象のひとつに圧力容器鋼の中性子照射脆化が挙げられる。圧力容器の健全性評価においては、決められた時期に監視試験片のシャルピー衝撃試験を行い、脆化量を実測するとともに、反応速度論に基づく予測法を用いた脆化管理が行われている。ただし、監視試験片の装荷本数には限りがあるため、特に高経年化炉においては試験片本数が十分でないなどの問題もある。本研究では、圧力容器鋼の監視試験片の取り出し時期に着目し、圧力容器の保全の最適化をリスクベースで行うための検討を行った。加圧熱衝撃（PTS）事象時の圧力容器破壊リスクを定量評価し、これを保全最適化のための指標に利用した。

## 2. 保全の最適化手法

PTS 事象時の圧力容器破壊リスクの評価については、地震 PRA 評価で行われているリスク評価の考えを援用した。圧力容器破壊に対するハザードの大きさを、炉心急冷時の熱負荷などで生じるクラック先端部の応力拡大係数 KI にとった。リスクの定量化には、応力拡大係数 KI が発現するような事象の発生頻度（ハザード曲線）と、圧力容器鋼の破壊靭性値 KIC が応力拡大係数 KI を下回る確率（フラジリティ曲線）を用いた。フラジリティ曲線は、JEAC4201-2007 の脆化予測法に記述されているばらつき（延性脆性遷移温度の計算値と実測値の残差）を正規分布に置き換えることにより導出した。

## 3. 結果および考察

図 1 は、本研究で得られた圧力容器鋼破壊リスクおよび延性脆性遷移温度（DBTT）の時間変化を示す。時間の経過とともに脆化の変化率は鈍化するが、リスクは急激に増大していることがわかる。図 1 には、JEAC4201-2007 の規定で定められている脆化量の監視時期も併せて示している。現行の脆化量監視は、破壊リスクが小さく、脆化の変化率が大きいところで行われていることが分かる。これは、脆化量の把握に重点をおいた監視計画とは言えるものの、リスクに基づく保全計画にはなっていない。これまで 40 年分の脆化データが十分に蓄積されてきたことを考えると、今後は、運転後期（30 年目以降）に頻繁に監視するなどの保全計画が重要となる。

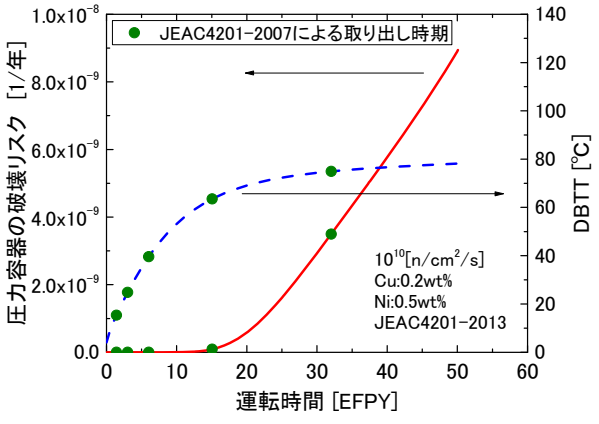


図 1　圧力容器の破壊リスクと運転時間の関係

*Kazunori Morishita[1], Toshiki Nakasuji[1] and Ruan Xiaoyong[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1. Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

# [2H17-22] RPV Cladding Tubes

Chair: Taira Okita (Univ. of Tokyo)

Sun. Mar 27, 2016 4:25 PM - 6:05 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

## [2H17] Effects of alloying elements on neutron irradiation properties of RPV model steels

＊Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Akiyoshi Nomoto[1], Kenji Dohi[1], Taiki Aizawa[2], Kenta Nishimoto[2] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Japan Steel Works）

4:25 PM - 4:40 PM

## [2H18] Evaluation of the relationship between microstructure and hardness in neutron irradiated reactor pressure vessel model alloys following thermal ageing

＊Liang Chen[1,2], Kenji Nishida[2], Kenta Murakami[1], Kenji Dohi[2], Li Liu[1], Naoto Sekimura[1] （1.Univ. Tokyo, 2.CRIEPI）

4:40 PM - 4:55 PM

## [2H19] Evaluations of mechanical properties and degradations in nuclear fuel cladding tubes

＊Hiroaki ABE[1], Naoto Sekimura[1], Hiroaki Muta[2], Akira Hasegawa[3], Yoshiharu Murase[4], Yasunari Shinohara[5] （1.University of Tokyo, 2.Osaka University, 3.Tohoku University, 4.NIMS, 5.NDC）

4:55 PM - 5:10 PM

## [2H20] Evaluation of mechanical properties of cladding tube under multi axial stress states

＊Yasunari Shinohara[1], Toshiya Kido[1], Hiroaki Abe[2] （1.Nuclear Development Corporation, 2.University of Tokyo）

5:10 PM - 5:25 PM

## [2H21] Evaluation of mechanical properties in circumferential direction of tubular materials (Development of advanced expansion due to compression test)

＊Daichi Kunii[1], Kenji Nishimura[1], Zishou Zhao[1], Shiori Kishita[1], Tomonori Abe[1], Sho Kano[2], Yoshitaka Matsukawa[1], Yuhki Satoh[1], Hiroaki Abe[2] （1.Tohoku University, 2.The University of Tokyo）

5:25 PM - 5:40 PM

## [2H22] Development of short-tube test technique using expansion due to compressed liquid(EDC-L)

＊Masafumi Nakatsuka[1], Kan Sakamoto[2] （1.Zirco-technology, 2.NFD）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 圧力容器鋼模擬材の中性子照射特性に及ぼす合金元素の影響

Effects of alloying elements on neutron irradiation properties of RPV model steels

*小林 知裕[1]，西田 憲二[1]，野本 明義[1]，土肥 謙次[1]，相澤 大器[2]，西本 健太[2]
[1]電力中央研究所，[2]（株）日本製鋼所

ニッケル，マンガンおよびシリコン量を変化させた圧力容器鋼模擬材に対して中性子照射を行い，照射後試験としてビッカース硬さおよびアトムプローブトモグラフィを実施し，硬さおよびミクロ組織変化に及ぼす合金元素の影響について明らかにした．

**キーワード**：中性子照射，照射脆化，アトムプローブトモグラフィ，ビッカース硬さ

## 1. 緒言

圧力容器鋼の照射脆化を高精度に予測するためには，溶質原子クラスターの形成および機械的特性の変化に及ぼす化学組成の影響を明らかにする必要がある．本研究では，ニッケル，マンガンおよびシリコン量を変化させた原子炉圧力容器鋼模擬材に対して中性子照射を行い，硬さおよびミクロ組織変化に及ぼす合金元素の影響について調べた．

## 2. 実験方法

基準の化学組成が銅 0.20 wt%，ニッケル 0.91 wt%，マンガン 1.47 wt%，シリコン 0.23 wt%の鋼材および基準組成に対してニッケル，マンガンおよびシリコン量をそれぞれ 0.03，0.02，0.05 wt%まで低下させた鋼材を，UJV Rez（チェコ共和国）に設置された LVR-15 研究炉で中性子照射した（$6\times10^{18}$ n/cm$^2$，E>1 MeV）．照射材を電解研磨により研磨し，ビッカース硬さ試験を行った．また，電解研磨によりアトムプローブ用試料を作製し，アトムプローブの測定を行った．得られたデータに対して，データ解析専用ソフトを用いて，元素種の決定，3 次元原子分布像の構築後，鋼材中に形成した溶質原子クラスターの抽出を行った．

## 3. 実験結果

未照射材の硬さを初期硬さとし，照射材のビッカース硬さから硬化量を評価した．基準組成材では，硬化量は 24HV であった．基準組成に対し，シリコン量を減少させると硬化量が増大し，マンガンおよびニッケル量を減少させると，硬化量が小さくなった．アトムプローブトモグラフィにより得られたミクロ組織においては，溶質原子クラスターの形成が確認された．基準組成材のクラスター数密度は約 $5\times10^{23}$ m$^{-3}$，クラスター平均直径は約 2.6 nm であった．基準組成材と比べ，シリコン，マンガンまたはニッケル量を減少させると数密度が低下した．平均直径は，シリコン量の減少に伴い大きくなり，マンガン量の減少に伴い小さくなった．また，硬化量はクラスター体積率の増加に伴い増加し，クラスター体積率の平方根と硬さ上昇量に正の相関が認められた．

表　鋼材の化学組成および初期硬さ

| 鋼材 | 化学組成（wt%） | | | | 初期硬さ |
|---|---|---|---|---|---|
| | Cu | Ni | Mn | Si | |
| 基準組成材 | 0.20 | 0.91 | 1.47 | 0.23 | 218 |
| 低 Ni 材 | 0.20 | 0.03 | 1.47 | 0.23 | 214 |
| 低 Mn 材 | 0.20 | 0.89 | 0.02 | 0.22 | 203 |
| 低 Si 材 | 0.20 | 0.91 | 1.48 | 0.05 | 210 |

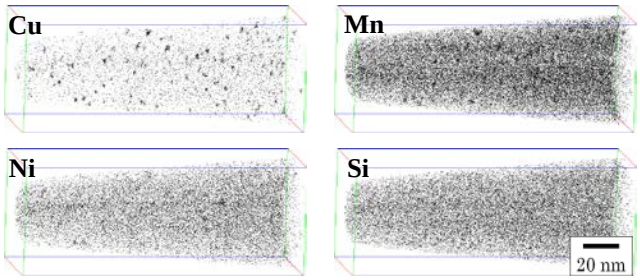



図　基準組成材の銅，ニッケル，マンガンおよびシリコンの 3 次元原子分布像．

* Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Akiyoshi Nomoto[1], Kenji Dohi[1], Taiki Aizawa[2] and Kenta Nishimoto[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Japan Steel Works

# Evaluation of the Relationship between Microstructure and Hardness in Neutron Irradiated Reactor Pressure Vessel Model Alloys following Thermal Ageing

*Liang Chen[1,2], Kenji Nishida[2], Kenta Murakami[2], Kenji Dohi[2], Li Liu[1], Naoto Sekimura[1]
[1]Univ. Tokyo, [2]CRIEPI

The relationship between microstructures and mechanical properties is important issue for the embrittlement correlation method for Japanese reactor pressure vessel steels. In this work, the characteristics of solute clusters are studied by atom probe tomography in neutron irradiated model alloys following thermal ageing to peak hardness. Also, the relationship between solute clusters and Vickers hardness change is investigated.

**Keywords:** reactor pressure vessel, embrittlement, solute clusters, atom probe tomography

## 1. Introduction

The irradiation embrittlement of nuclear reactor pressure vessel (RPV) steels is of increasingly crucial concern for the safe and economical long-term operation of nuclear reactors. Previous studies show that the characteristics of solute clusters formed in RPV materials are influenced by the material composition [1] and the environment [2]. The effect of thermal ageing and that of high-flux neutron irradiation on the solute clusters and hardening need to be distinguished considering the long-term operation of nuclear reactors. For this purpose, the alloys with different solute contents are neutron irradiated following thermal ageing in the work. The evolution and characteristics of solute clusters are studied in detail, and the relationship between solute clusters and hardening is evaluated.

## 2. Experimental

The chemical composition of the studied alloys is provided in table 1. These alloys were thermally aged at temperature 450 $^{o}$C in vacuum to peak Vickers hardness. Then this was followed by neutron irradiation to $5.8\times10^{18}$ n/cm$^2$ at 290 $^{o}$C. Vickers hardness tests and Atom probe tomography (APT) are applied for the evaluations of mechanical properties and microstructures of these alloys, respectively.

**Table 1.** Alloy chemical composition

| Series | Concentration (wt.%) | | | |
|---|---|---|---|---|
| | Cu | Ni | Mn | Si |
| Fe-Cu | 0.5 | - | - | - |
| Fe-Cu-Si | 0.5 | - | - | 0.1 |
| | 0.5 | - | - | 0.2 |
| Fe-Cu-Ni | 0.5 | 0.6 | - | - |
| | 0.5 | 0.8 | - | - |
| Fe-Cu-Ni-Mn | 0.5 | 0.6 | 1.4 | - |
| | 0.5 | 0.8 | 1.4 | - |

## 3. Results and conclusion

No linear relationship between the square root of the volume fraction of solute clusters and the hardness change is observed in the irradiated alloys following thermal ageing. In the Fe-Cu-Ni-Mn alloys, the formation of Cu, Ni and Mn-rich clusters was detected and two groups could be distinguished. One group is enriched in Cu, while the other contains Ni-Mn dominant clusters. These two groups of clusters may have different contribution to the hardening. More results are expected after examining the alloys aged to peak hardness.

**References**

[1] 原子力安全基盤機構, 「高照射領域の照射脆化予測に関する報告書」08 原材報-0005 (2007).
[2] L. Liu, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, In Press.

# 管形状を有する原子燃料の機械強度と安全設計基準をどう評価するか

Evaluations of mechanical properties and degradation in nuclear fuel cladding tubes

*阿部弘亨[1,2]、関村直人[1]、牟田浩明[3]、長谷川晃[2]、村瀬義治[4]、篠原康周[5]

[1]東京大学, [2]東北大学、[3]大阪大学、[4]NIMS、[5]NDC

文部科学省事業原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法開発」の成果シリーズ発表の一件目であり、管形状を有する材料の強度評価法開発および材料劣化機構にも度づいた安全評価を目指して、研究全体のレビューと評価法確立の考え方をまとめる。

**キーワード：**軽水炉燃料被覆管、高速炉燃料被覆管、機械強度、環境劣化

## １．緒言

原子被覆管には通常運転時及び異常過渡時において放射性物質を閉じ込める機能の維持が求められ、炉内環境において劣化が進行しても機械強度は十分であり破断や貫通欠陥に至らないことが要求される。しかし、管形状を有する材料の、製造工程に導入される材料の配向性（異方性）、劣化の異方性、機械的拘束の異方性を十分に考慮に入れた機械強度評価法、劣化評価法の開発はいまだ課題である。

そこで本研究では、軽水炉および高速増殖炉の燃料被覆管材料を対象として、(1)腐食、水素化、He 蓄積、照射脆化などの炉内劣化を模擬した環境劣化試験を実施し、(2)管形状を有する材料の機械強度評価法と多軸応力試験法を開発し、クリープ試験等を実施し、さらに(3)微細組織観察／分析および組織形成観察試験から劣化のミクロ機構を明らかにした。

## ２．全体の計画

本研究の構成は環境劣化評価と材料強度評価に大別される。軽水炉では腐食、水素化、照射損傷、また高速炉では照射損傷と核反応 He の蓄積が代表的材料劣化事象であることから、これら事象を模擬した試験を実施した。さらに燃料−被覆管機械的相互作用等による機械力や変位を考慮し、改良型中子拡管試験と多軸応力試験法を開発した。これらを組み合わせ、Zr 合金並びに ODS 鋼の環境劣化試験、機械強度試験およびミクロ分析試験を実施した。

## ３．成果

まず特筆すべき成果として改良型中子拡管試験法を完成させた。本手法はこの事業のオリジナルな成果であり、管状試料に周方向応力を付加し破断に至る大変形までのひずみ域で安定に単軸引張条件を達成することに成功している。またこれをサポートする手段として多軸応力試験法も開発した。さらに、Zr-Nb 合金の最長時間腐食試験を実施し、Zr-Nb 合金の耐食性と耐水素化特性を確認し、腐食皮膜と母相の微細分析からそのメカニズムを明らかにした。また、劣化を考慮した ODS 鋼の高温クリープ試験を実施し、関連する照射技術、照射その場観察技術の開発も行った。これらを元に、管形状を有する材料に対し劣化を考慮に入れた健全性評価手法の考え方を構築している。本シリーズ発表ではこれらの一部について発表を行う。

謝辞：本シリーズ発表は、文部科学省からの受託事業として実施した原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法に関する研究開発」の成果です。

*Hiroaki ABE[1,2], Naoto Sekimura[1], Hiroaki MUTA[3], Akira HASEGAWA[2], Yoshiharu MURASE[4] and Yasunari SHINOHARA[5]
[1]Univ. Tokyo, [2]Tohoku Univ., [3]Osaka Univ., [4]NIMS and [5]NDC

# 管形状材料の多軸応力試験による機械強度評価

Evaluation of mechanical properties of cladding tube under multi axial stress states

*篠原 靖周[1]，木戸 俊哉[1]，阿部 弘亨[2]
[1]ニュークリア・デベロップメント株式会社，[2]東京大学

燃料被覆管の多軸応力試験手法を検討し、当該手法による機械強度評価を行った。

**キーワード**：軽水炉燃料被覆管、機械強度、多軸応力

## 1. 緒言

燃料被覆管の損傷モードの一つである PCMI においては、被覆管に発生する応力は多軸応力状態となると考えられており、従来、板材を用いた試験等により、2 軸引張試験では単軸引張試験に比べて延性が低下することが確認されている[1]。しかしながら、現状では、管形状材料における軸方向と周方向の 2 軸応力試験に関する知見は限られており、PCMI 時の燃料被覆管の機械強度を適切に把握するためには、試験手法の検討を含め、データの拡充が必要である。

本研究では、ジルカロイ-4 燃料被覆管に切欠き加工を施した試験片を用いて引張試験を行うことにより、2 軸応力状態における機械強度評価を行った。

## 2. 実験

PWR17x17 型ジルカロイ-4 未照射燃料被覆管より C リング状に切り出した後、横断面上において平行部を作製し、写真 1 に示すように、平行部中央位置において管軸方向に切欠き加工を施した試験片を作製した。当該試験片に中子を挿入し、試験片形状因子（切欠き先端半径、切欠き深さ、リガメント長さ）をパラメータとした引張試験を実施することにより、試験片に発生する応力状態（軸/周応力比）の変化を図り、機械特性への影響評価を行った。




写真 1　試験片外観例

## 3. 結果・考察

切欠き半径 0.1mm、切欠き深さ 0.5mm およびリガメント長さ 2mm とした試験片の試験後外観写真を写真 2 に示す。切欠き加工無しの単軸引張試験後の試験片と比べると、延性の指標である断面減少率は顕著に低下し、局所変形（ネッキング）が小さく、かつ、破面の向きが肉厚方向に傾斜しており、軸/周応力比が比較的高い状態（平面ひずみ状態）を反映したものと考えられる変形・破損モードが確認された。本研究では、試験片中のひずみ分布のその場観察および試験を模擬した FEM 解析を併せて試験片中の応力状態を検討し、機械特性への影響について検討した。

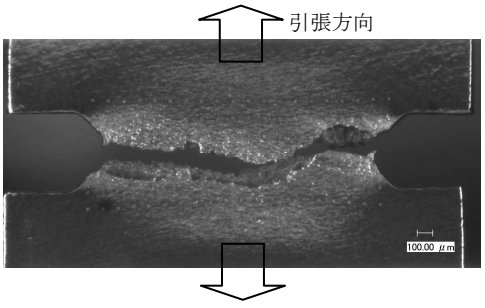



写真 2　試験後試験片外観例

謝辞：本シリーズ発表は、文部科学省からの受託事業として実施した原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法に関する研究開発」の成果です。

**参考文献**

[1] J.Desquines, et al., J.Nucl.Mater., **412**, 250-267 (2011).

*Yasunari Shinohara[1], Toshiya Kido[1] and Hiroaki Abe[2]
[1]Nuclear Development Corp., [2]University of Tokyo.

# 管形状材料の周方向機械強度の評価（改良型中子拡管試験法の開発）

Evaluation of mechanical properties in circumferential direction of tubular materials
(Development of advanced expansion due to compression test)

*國井 大地[1], 西村 憲治[1], 趙 子寿[1], 木下 詩織[1], 阿部 友紀[1],
叶野 翔[2], 松川 義孝[1], 佐藤 裕樹[1], 阿部 弘亨[2]
[1]東北大学, [2]東京大学

文部科学省事業原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法開発」シリーズ発表の二件目であり、改良型中子拡管(A-EDC)試験法の開発及び A-EDC 試験法を用いた管形状材料の周方向機械強度評価手法をまとめる。
**キーワード：**軽水炉燃料被覆管、改良型中子拡管試験、周方向機械強度、管形状材料

## 1. 動機及び目的

軽水炉燃料被覆管は、内圧負荷環境における応力状態及び集合組織形成による組織、水素脆化による劣化等に異方性があり、周方向における材料強度評価及び寿命評価を行うことは非常に重要である。これまでに本研究グループは中子拡管(EDC)試験に改良を加えた改良型中子拡管(A-EDC)試験を開発した。A-EDC 試験は破断まで安定した周方向単軸引張条件を満足しているとされる。本研究では、A-EDC 試験及び解析手法を高度化することで周方向応力ー周方向ひずみ曲線を導出する手法を開発することを目的とした。また得られる機械強度から A-EDC 試験の有用性について検証を試みた。

## 2. 実験方法

供試材として Zry-4 を使用し、室温において A-EDC 試験及び中子圧縮試験を行った。両試験の荷重ー高さ変位曲線の比較からリング試料が受けた仕事量を算出し、その仕事量と直径変化(周方向ひずみ)から周方向応力を導出した。ここで不均一性を解消するため、旋盤加工によって径を切削し、その後熱処理(220 K×20 hr)を施した中子を用いた。さらに変位測定に用いるレーザー変位計の測定誤差を低減するために、得られたデータにおいて最小二乗近似法を用いて補正をした。

## 3. 結果と考察

試験及び解析体系を最適化することで、破断に至る大変形域まで連続的な周方向応力ー周方向ひずみ曲線を導出することに成功した。Zry-4 の周方向における機械強度は、ヤング率は 101 GPa、0.2%耐力は 820.3 MPa、最大引張強度は 1021 MPa、破断ひずみ値は 0.116 と算出され、ヤング率のばらつきは≦13%であった。また、本試験結果と他の周方向応力負荷試験における周方向破断ひずみ値は、軸方向破断ひずみ値に指数近似することを確認し、ここから、Zry-4 の等二軸引張条件における破断ひずみ相当値は約 0.064 と算出された。これは、Leclercq らの式[1]を用いて本試験結果から求められる値とほぼ同程度であった。これらより、A-EDC 試験が周方向における単軸引張条件を満足していることを実験的に明らかにした。

謝辞：本シリーズ発表は、文部科学省からの受託事業として実施した原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法に関する研究開発」の成果です。

### 参考文献

[1] S. Leclercq, et al., Nuclear Engineering and Design, 238, 2206-2218 (2008)

---

Daichi Kunii[1], Kenji Nishimura[1], Zhao Zishou[1], Shiori Kishita[1], Tomonori Abe[1]
Sho Kano[2], Yoshitaka Matsukawa[1], Yuhki Satoh[1], Hiroaki Abe[2]
[1]Tohoku University, [2]The University of Tokyo

# 圧縮液体を用いた拡管(EDC-L)法による短尺管の試験技術の開発

Development of short-tube test technique using expansion due to compressed liquid(EDC-L)

*中司　雅文[1]、坂本　寛[2]
[1]ジルコテクノロジー, [2]日本核燃料開発株式会社

少量の供試管から多数のデータを取得するために、短尺化と高精度および容易な操作性を併せ持つ試験技術が待たれている。そこで、圧縮液体で拡管することで、拡管法では把握が困難だった円周方向応力を内圧から直接算出できる利点がある試験手法（Expansion due to compressed liquid：EDC-L）を開発した。

**キーワード：**強度特性、燃料被覆管、小型試験片試験技術

## 1. 緒言

新規被覆管開発のためには材料強度を把握する必要があり、少量の試作材から多数の高精度データを取得することが望まれる。短尺の供試管から多数のデータを取得する際には、従来の小型試験片試験法としてオープンエンドバースト(OEB)、中子拡管、リング引張、その他があるが、それぞれ固有の長短所を伴っており、短尺化と高精度および容易な操作性を併せ持つ試験技術が待たれている。そこで、可塑性固体の中子に代えて、圧縮液体で拡管する（Expansion due to compressed liquid：EDC-L）ことにより、拡管法では従来把握が困難だった円周方向応力を負荷内圧から算出できる利点がある試験手法の開発を目的にした。

## 2. 試験

### 2-1. 試験装置の試作

管状試験片の内部にスペーサと同スペーサ両端部にOリングを挿入配置し、密封用端栓と内圧導入穴付き端栓の二個の端栓で同Oリングを端栓に設けたネジ機構で圧縮させて管内壁と端栓との間隙を閉塞することにより、高い内圧シール性を具備した機構を試作し、シリコン油もしくは水圧負荷を可能にした。

### 2-2. 脆性・延性材料への適用例

BWR燃料被覆管に近い寸法を持つ市販管を例にして、数値解析を行うと共に室温での実験から最短長さを検討した。代表的な脆性材料としてホウ珪酸ガラス管（外径 x 内径：12x10mmφ）の結果（図１）から負荷部長さが11mm（平均径の約2.3倍）近傍から安定した値になることがわかった。また、代表的な延性材料としてアルミニウム管の試験から、円周方向約10%の破断伸びまで取得可能なことが分かった。

## 3. 結論

・圧縮液体を用いた拡管法（EDC-L）治具を提案し、代表的な脆性・延性材料に適用した結果,従来の OEB 法より短尺の、最短長さ約25mm（平均直径の約2.3倍）で妥当な結果が得られた。

・今後、高温試験および各種燃料被覆管での使用限界と適用性を検討する必要がある。

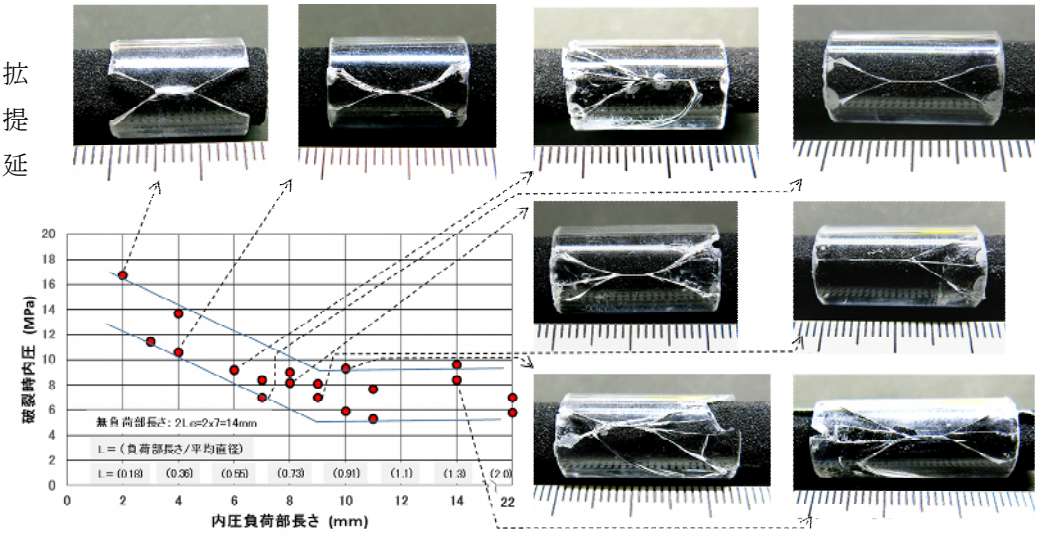



図１　内圧負荷部長さと破裂時内圧との関係

* Masafumi Nakatsuka[1], Kan Sakamoto[2], [1]Zirco-technology LLC., [2]NFD.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-2. Analytical Technique for Irradiation Behavior

# [2H23-23] Non-destructive examination

Chair: Taira Okita (Univ. of Tokyo)

Sun. Mar 27, 2016 6:05 PM - 6:25 PM  Room H (Lecture Rooms B B204)

## [2H23] Development of non-destructive examination technique for fuel debris using X-ray computed tomography

＊AKIHIRO ISHIMI[1], KOZO KATSUMAYA[1], NAOAKI AKASAKA[1], SUSUMU MISAWA[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company Ltd.）

6:05 PM - 6:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# X 線 CT を用いた燃料デブリの非破壊検査技術の開発
# （２）燃料重量評価手法の開発

Development of non-destructive examination technique for fuel debris using X-ray computed tomography
(2) Development on the fuel weight measurement

*石見　明洋[1]，勝山 幸三[1]，赤坂　尚昭[1]，三澤 進[2]
[1]原子力機構，[2]検査開発

燃料デブリの非破壊検査技術として、X 線 CT の画像解析を用いた燃料重量の定量評価手法の開発に着手した。

**キーワード：** X 線 CT、燃料デブリ、非破壊検査技術、重量評価技術

## 1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、東京電力（株）福島第一原子力発電所（1F）廃止措置に向けた技術開発の一環として、原子炉で照射された燃料集合体の非破壊検査に適用している X 線 CT を用いた燃料デブリの非破壊検査技術の開発に着手した。本報告では、燃料デブリの非破壊検査技術として開発を進めている X 線 CT を用いた燃料重量の評価手法について報告する。

## 2. 画像解析による重量評価手法の開発

X 線 CT では密度に依存したデジタル値（CT 値）を取得して横断面の X 線 CT 画像として可視化している。X 線 CT 画像はデジタル値で構成されていることから数値処理（画像解析）によって X 線 CT 画像より密度及び寸法情報を取得することが可能であり、これらの情報をもとに測定対象物の重量（密度×体積）を評価する手法を開発した。

## 3. X 線 CT 撮像

燃料重量評価手法開発のため、未照射燃料ピン及び材質の異なるコールド試験体の X 線 CT 撮像を実施した。未照射燃料ピンには密度 93%TD 及び 94%TD、外径 6.52 ㎜の MOX 燃料ペット及び熱遮蔽ペレット（$UO_2$）が装填されており、コールド試験体には密度の異なる 12 種類の材質（W、Ta、Pb、Mo、Cu、Sb、SUS316、SS400、S45C、Zr、Al、PMMA）、外径 4 ㎜の円柱ペレットを使用した。X 線 CT 撮像では、各ペレットの軸方向中心位置について高さ 2㎜ 分のデータを取得した。

## 4. 重量評価手法の検証

図 1 に示す未照射ペレット（MOX 燃料ペレット及び熱遮蔽ペレット）の X 線 CT 画像と重量評価手法を用いて、各ペレットの重量（高さ 2 ㎜分）を評価した。また、評価した結果は、ペレット製造時データを用いて計算した重量と比較して解析精度の確認を行った。図 2 に未照射ペレットの重量評価結果を示す。今回撮像した未照射燃料ペレットの解析では、約±3%の精度で重量を解析可能であることがわかった。

## 5. 結論

X 線 CT を用いた燃料デブリの非破壊検査技術として、新たに X 線 CT を用いた燃料の重量評価手法を開発した。本手法によって、未照射ペレットについて約±3%の精度で評価可能であることを確認した。今後、照射済燃料ペレットを用いて燃料重量の評価精度を確認する。

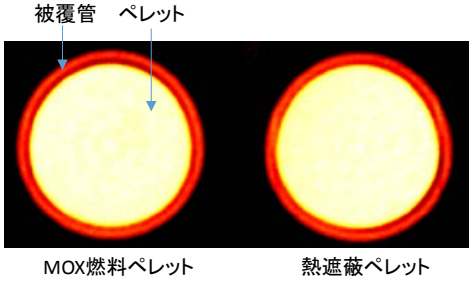



図 1 未照射ペレット X 線 CT 画像

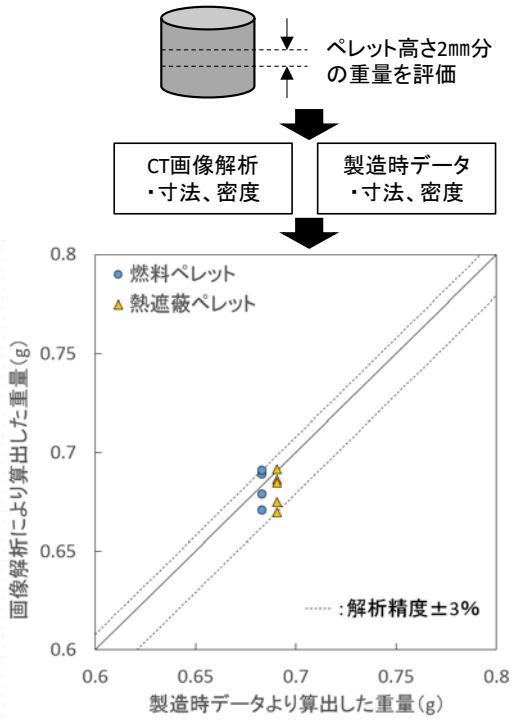



図 2 未照射ペレットの重量評価

*Akihiro Ishimi[1], Kozo Katsuyama[1], Naoaki Akasaka[1] and Susumu Misawa
[1]JAEA, [2]IDC

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

# [2I01-04] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair: Akihiro Suzuki (NFD)

Sun. Mar 27, 2016 9:30 AM - 10:35 AM  Room I (Lecture Rooms B B200)

## [2I01] Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

＊Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] （1.Tohoku University, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

9:30 AM - 9:45 AM

## [2I02] Selective Separation and Recovery of Ruthenium from High-level Liquid Waste and Its Effective Utilization

＊Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1], Keizo Ishii[1] （1.Dept. of Quant. Sci. and Energy Eng., Grad. Sch. of Eng., Tohoku Univ.）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2I03] Development of High Selective Separation Method of Heat-generating Element from High-level Liquid Waste

＊Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] （1.Tohoku university, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2I04] Fundamental study on electrolytic recovery of selenium-79 from high-level radioactive liquid waste using an ionic liquid

＊Yasushi Katayama[1], Shimul Saha[1], Kazuki Yoshii[1], Naoki Tachikawa[1] （1.Keio University）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 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
# (4)カリックスアレーンクラウン 6 誘導体を用いた硝酸溶液からのセシウム(I)の選択的抽出

Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids
(4) Selective Extraction of Cesium (I) from Nitric Acid Solution using Calix[4]arene Crown-6 derivative

*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㈱

Cs(I)抽出剤としてカリックスアレーンクラウン 6 誘導体を含有するイオン液体の Cs(I)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，分離プロセス**

**1. 緒言**　使用済み核燃料再処理プロセスにおいて、ウラン及びプルトニウムを回収した後に発生する高レベル放射性廃液（HLLW）の核種分離・回収技術の開発は、資源の有効利用及び高レベル放射性廃棄物処分の負荷軽減の観点から極めて重要な課題である。そこで、難揮発性、難燃性、耐熱性及び耐放射線性などの優れた特性を有する疎水性イオン液体に着目し、これまで抽出分離プロセスの検討、クラウンエーテル含有イオン液体抽出系における Sr(II)抽出特性について報告してきた[1,2]。本研究では、Cs 分離プロセスを検討するため、1,3-[(2,4-diethylheptylethoxy)oxy]-2,4-crown-6-Calix[4]arene (Calix[4]arene-R14)を用いたイオン液体抽出系における硝酸溶液からの Cs(I)抽出特性について検討した。

**2. 実験**　所定濃度の Calix[4]arene-R14 を含有するイオン液体、1-butyl-3-methy-imidazolium bis(trifluoro methylsulfonyl)amide ([$C_4$mim][$NTf_2$])を用いて、5 mM (M = mol $L^{-1}$)の Cs(I)を含む硝酸溶液条件下でバッチ法抽出試験を行った。抽出前後の水溶液中 Cs(I)濃度の測定には原子吸光光度計を用いた。

**3. 結果**　抽出前後の Cs(I)濃度から抽出率($E_{Cs}$)を算出し、硝酸濃度 2.0 M において Calix[4]arene-R14 濃度に対する依存性を求めた結果を図 1 に示す。イオン液体中の Calix[4]arene-R14 濃度が 10 mM を超えると $E_{Cs}$ は増加しなかったことから、[$C_4$mim][$NTf_2$]に対する Calix[4]arene-R14 の溶解度は約 10 mM (25℃)であることが確認された。次に、Calix[4]arene-R14 濃度を 10 mM とし、$E_{Cs}$ の初期硝酸濃度に対する依存性を求めた結果、図 2 のようになった。既報のクラウンエーテル含有イオン液体抽出系と同様に、硝酸濃度の増加に伴って $E_{Cs}$ は減少する傾向が確認された[2]。また、調査した硝酸濃度範囲内においては、同試験条件のジクロロメタン抽出系よりも高い $E_{Cs}$ を示したことから、イオン液体抽出系は実 HLLW においても効果的に Cs(I)を抽出可能であると考えられる。以上の結果に加え、発表では温度依存性や HLLW 模擬溶液を用いた Cs(I)選択性などの抽出特性について報告する。

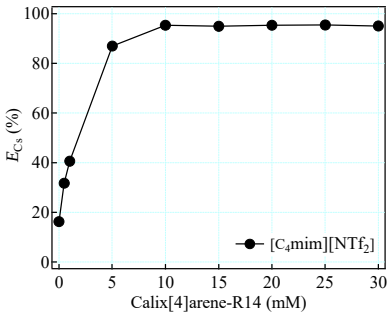



図 1．抽出剤濃度と Cs(I)の抽出率の関係

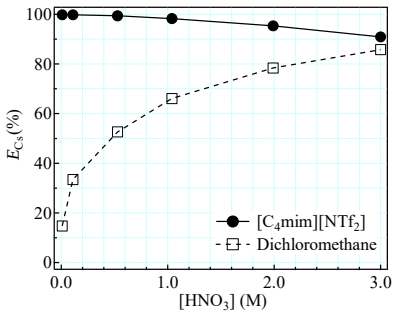



図 2．硝酸濃度と Cs(I)の抽出率の関係

**参考文献**

[1] 高橋正幸、他、日本原子力学会 2014 年秋の大会、G01 (2014).
[2] 高橋正幸、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会、E11 (2015).

*Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

# 高レベル放射性廃液中からのルテニウムの選択的分離・回収及びその利用
# (1) 硫黄含有ジアミド担持吸着材による分離特性

Selective Separation and Recovery of Ruthenium from High-level Liquid Waste and its effective utilization

(1) Separation Property of Sulfur-containing Diamide Impregnated Adsorbent

*伊藤 辰也[1], 金 聖潤[1], 長野 宣道[1], 人見 啓太郎[1], 石井 慶造[1]

[1] 東北大学

高レベル放射性廃液中に含まれる Ru を分離・回収するために、硫黄含有ジアミドを含浸したシリカ担持型吸着材を調製し、Ru の分離プロセスを検討するとともに、その利用方法について検討を行った。

**キーワード**：高レベル放射性廃液、白金族元素、ルテニウム、多孔性シリカ担持型吸着材、吸着

**1. 緒言**　高レベル放射性廃液（HLLW）に含まれている Ru 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 Pd 及び Rh とともに分離・回収技術の開発が望まれている。そこで、精密分離に優れ、コンパクトな分離装置が構成可能な抽出剤担持型吸着材を用いる抽出クロマト法に着目し、硫黄含有ジアミド担持型吸着材（(MOTDGA-TOA)/$SiO_2$-P 及び(Crea-TOA)/$SiO_2$-P）が白金族元素に対して親和性が高く、特に Pd の分離に有効であることを報告してきた[1]。本研究では、HLLW から Ru を選択的に分離・回収し、有効利用するためのスキームを構築するため、抽出剤として硫黄含有ジアミド誘導体を用いた担持型吸着材の Ru 分離性能の向上及び分離プロセスの構築を試みた。さらに、回収した Ru の利用方法についても検討を行った。

**2. 実験**　硫黄含有ジアミド誘導体として *N,N,N',N'*-tetra-*n*-hexyl-3,6-dithiaoctane-1,8-diamide (THDTODA)を合成し、含浸担持法によって多孔性シリカ/ポリマー複合担体($SiO_2$-P)に担持させ、吸着材 THDTODA/$SiO_2$-P を調製した。吸着材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硝酸濃度依存性、接触時間依存性等の吸着挙動を評価し、カラム法による模擬廃液の分離試験によって分離特性を評価した。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。既報の硫黄含有ジアミド担持型吸着材と同様に Pd に対して高い吸着性を示し、本試験の条件内では硝酸濃度に対する依存性は見られなかった[1]。Ru に対しては硝酸濃度の増加と共に $K_d$ が増加しており、硝酸濃度が高いほど Ru の吸着に有利であると考えられる。Ru の選択的分離においては、希土類元素との分離は容易であるものの、Pd 及び Re（Tc の代替）との分離には溶離条件やプロセス構成等の考慮が必要であると考えられる。以上の結果に加え、接触時間依存性等の吸着挙動、分離特性、及び Ru 利用方法の検討ついて報告する。

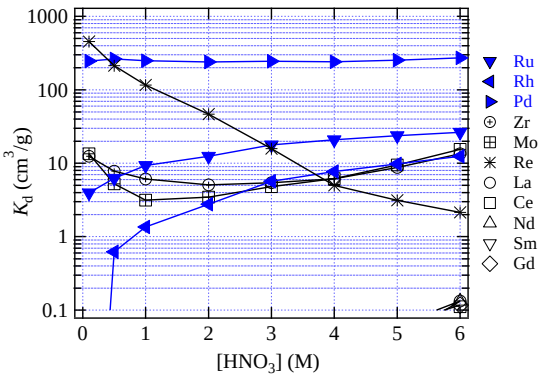



図 1. THDTODA/$SiO_2$-P への金属イオン吸着に対する硝酸濃度の影響
（固液比: 20, 温度: 25 ˚C, 時間: 8 h）

**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).

*Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1], Keizo Ishii[1]

[1]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
# （1）カリックスクラウン含有イオン液体含浸吸着材による吸着・分離特性

Development of High Selective Method of Heat-generating Element from High-level Liquid Waste
(1) Adsorption and Separation Properties using Calixcrown with Ionic Liquid Impregnated Silica Adsorbent

*工藤　達矢[1,2]、伊藤　辰也[1]、金　聖潤[1]
[1]東北大院・工, [2]日本原燃㈱

高レベル放射性廃液（HLLW）中に含まれる発熱性元素を分離・回収するために、カリックスクラウン含有イオン液体含浸吸着材を調製し、模擬廃液中に含まれる発熱性元素の吸着・分離特性について検討した。
**キーワード：高レベル放射性廃液、含浸吸着材、イオン液体、吸着、分離**

**1. 緒言**　使用済核燃料の再処理に伴って排出される HLLW 中の Cs は高発熱性であることから、その処理・処分において熱負荷が非常に大きい FP 元素である。しかし、主要な Cs 核種は $^{137}$Cs であり、放射能は高いものの、半減期は約 30 年と短いため、他の FP や TRU と分離して減衰貯蔵・浅地層処分を実施することが可能であり、地層処分の負荷を軽減できると考えられている。分離方法としては、Cs 選択性が高く、液液抽出と比べコンパクトな分離装置が構成可能である多孔性シリカ担持型吸着材を用いた抽出クロマトグラフィーが有望な方法の 1 つであると考えられている[1]。そこで本研究では、強酸性及び中性溶液に適用可能な Cs 分離用吸着材として、Cs に高い選択性のある 1,3-[(2,4-diethylheptylethoxy)oxy]-2,4-crown-6-calix[4]arene (Calix[4]arene-R14) を選定し、改質剤として疎水性イオン液体 1-ethyl-3-methylimidazolium bis (trifluoromethylsulfornyl)amide ($[C_2mim][NTf_2]$)を多孔性担体粒子($SiO_2$-P)に含浸担持したカリックスクラウン含有イオン液体含浸吸着材を調整し、吸着特性について調査及び検討を行った。

**2. 実験**　吸着材(Calix[4]arene-R14+$[C_2mim][NTf_2]$)/$SiO_2$-P は含浸吸着法により調整した。HLLW に含まれる代表的な金属元素（Cs, Rb, Na, K, Sr, Ba, Ca, Y, La, Ce, Nd, Sm, Gd, Ru, Pd, Zr, Mo）を対象に、硝酸濃度、接触時間、金属イオン濃度、温度等をパラメータとしてバッチ吸着試験を行った。水相中の金属元素濃度は原子吸光光度法及び ICP 発光分光分析法により定量した。

**3. 結果**　初期の各金属イオン濃度を 5 mM(M = mol $L^{-1}$)とし、温度 25℃、接触時間 5 時間とした場合の分配係数 $K_d$ の硝酸濃度依存性を図 1 に示す。本試験の硝酸濃度範囲においては、硝酸濃度の増加に伴い Cs 分配係数の低下が見られ、硝酸濃度 5 M 以上ではほとんど吸着しなかった。このことから、高濃度の硝酸溶液によって吸着した Cs の溶離が可能であると考えられる。また、他の金属イオンは、ほとんど吸着しなかったことから、Cs に対する選択性も確認された。以上の結果に加え、温度依存性、接触時間依存性、金属イオン濃度をパラメータとした吸着特性、吸着材の耐硝酸性等について報告する。

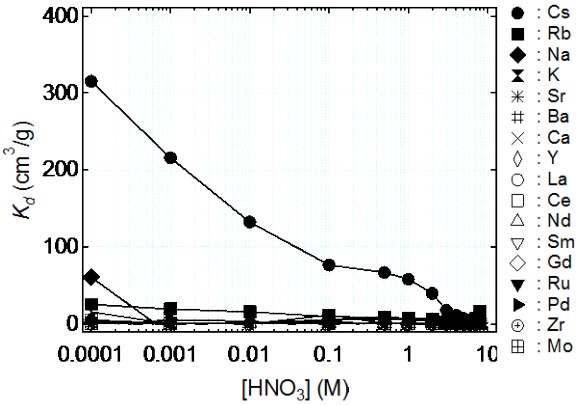


図 1. 分配係数の硝酸濃度依存性
(固液比: 20 mL/g, 時間: 5 h, 温度: 25℃)

**参考文献**

[1] S.-Y. Kim et. al. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 295, (2013) 1043

*Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1] Tohoku Univ., [2] Japan Nuclear Fuel Limited

# イオン液体を用いた高レベル放射性廃液からのセレン-79の電解回収に関する基礎研究

Fundamental study on electrolytic recovery of selenium-79 from high-level radioactive liquid waste using an ionic liquid

*片山 靖，サハ シームル，吉井 一記，立川 直樹
慶應義塾大学

高レベル放射性廃液に含まれる長半減期核分裂生成物の一つであるセレン-79 を回収するための新規な電解回収技術を開発することを目的として，イオン液体中におけるセレンの電極反応について検討した．

**キーワード：**高レベル放射性廃液，イオン液体，セレン

## 1. 緒言

高レベル放射性廃液中に含まれる長半減期核分裂生成物（LLFP）を分離・回収し，核変換技術によってより短半減期の核種に変換することで，放射性廃棄物の減容，保管・管理期間の短縮，資源としての再利用などが期待できる．本研究では，高レベル放射性廃液中に含まれる $^{135}Cs$, $^{107}Pd$, $^{93}Zr$ および $^{79}Se$ をイオン液体を用いて分離・回収する新たな乾式プロセスを構築することを目的としており，本発表ではアミド系イオン液体中における $SeCl_4$ の電気化学的挙動について報告する．

## 2. 実験方法

イオン液体 1-butyl-1-methylpyrrolidinium bis(trifluoromethylsulfonyl)amide（BMPTFSA）に BMPCl を添加したイオン液体に $SeCl_4$ を溶解することで電解液を調製した．作用極にはグラッシーカーボン（GC），対極には Pt，参照極には 0.1 M $AgCF_3SO_3$ を含む BMPTFSA 中に浸漬した Ag を用いた（+0.43 V vs. ferrocene|ferrocenium[1]）．電解液および析出物のキャラクタリゼーションにはラマン分光分析装置，X 線回折装置（XRD），走査型電子顕微鏡（SEM）およびエネルギー分散型 X 線解析装置（EDS）を用いた．

## 3. 結果および考察

$SeCl_4$ は $Cl^-$ の存在下で $[SeCl_6]^{2-}$ として BMPTFSA 中に溶解することがわかった．Fig. 1 より，$[SeCl_6]^{2-}$ は–1.3 V 付近で還元され，この電位で電極上に得られた電析物が XRD および EDS から Se であることが確認されたことから，BMPTFSA 中で Se を電解回収できることがわかった．また，Se は–1.7 V 付近で Se(–II)に還元されるが，$[SeCl_6]^{2-}$ との均化反応によって Se を生成すると考えられる．

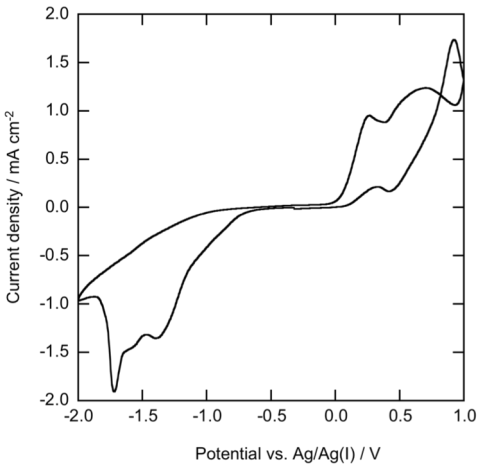



Fig . 1 Cyclic voltammogram of a GC electrode in BMPTFSA containing 50 mM $SeCl_4$ and 150 mM BMPCl at 25°C. Scan rate: 50 mV $s^{-1}$.

## 謝辞

本研究は ImPACT「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」の委託を受けて実施された．関係各位に謝意を表する．

## 参考文献

[1] M. Yamagata *et al*., *Electrochim. Acta*, **52** (2007) 3317-3322.

*Yasushi Katayama, Shimul Saha, Kazuki Yoshii and Naoki Tachikawa
Keio Univ.

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

# [2I05-09] Predisposal management of Fukushima Accident waste 1

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

Sun. Mar 27, 2016 10:35 AM - 11:55 AM Room I (Lecture Rooms B B200)

## [2I05] Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment

＊Kanae Matsuyama[1], Hirofumi Okabe[1], Masaaki Kaneko[1] （1.Toshiba Corporation）

10:35 AM - 10:50 AM

## [2I06] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

＊Yuhei Fukuda[1,3], Takashi Suganuma[1,3], Hiroshi Hinai[1,3], Akira Ikeda[2,3], Masamichi Obata[2,3], Atsuhiro Shibata[1,3], Kazunori Nomura[1,3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.TOSHIBA CORPORATION, 3.International Research Institute for Nuclear Decommissioning）

10:50 AM - 11:05 AM

## [2I07] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

＊Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akira Sasahira[1], Shinji Watanabe[1], Toshiaki Kikuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3] （1.Hitachi-GE, 2.Mitsubishi Materials, 3.Tohoku Univ.）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2I08] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

＊Toshiaki KIKUCHI[1], Takahiro Chikazawa[1], Tetsuo Fukasawa[2] （1.Mitsubishi Materials , 2.Hitachi-GE Nuclear Energy）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2I09] Development of Fuel Debris Treatment Technology by The Fluorination Method

＊Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tetsuo Fukasawa[2] （1.Tohoku Univ., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 汚染水処理で発生する二次廃棄物の固化技術に関する研究

Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment

*松山 加苗[1]，岡部 寛史[1]，金子 昌章[1]

[1]株式会社 東芝

福島第一原子力発電所の汚染水処理設備で発生する二次廃棄物である、炭酸塩スラリーの固化方法を検討した。ジオポリマーを用いて作製した炭酸塩スラリーの固化体物性を調査した結果について報告する。

**キーワード**：汚染水処理，二次廃棄物，炭酸塩スラリー，ジオポリマー，固化

## 1. 諸言

高濃度の放射性物質を含む炭酸塩スラリーは含水率が高く、長期保管を想定した場合に水の放射線分解による多量の水素発生が懸念されるため、水を含まない固化体としての保管が望ましいと考えられる。そこでジオポリマーを固化材として用いることで、脱水により含水率を低減でき、長期的な安全性の向上が期待できる。ジオポリマーを用いた固化方法の検討にあたり、本研究では模擬炭酸塩スラリーを添加した固化体の強度と脱水による物性変化を調査した。

## 2. 実験

試薬の $CaCO_3$、$Mg(OH)_2$ と NaCl から作製した模擬炭酸塩スラリーに、基材の $Al_2O_3$･$2SiO_2$(メタカオリン)、$Na_2SiO_3$ 溶液と KOH 等を添加してジオポリマー固化体を作製した。予察試験の結果から Si/Al 比を 1.3 に調整し、$Na_2SiO_3$ 溶液と KOH を用いる高強度の組成を選定した。含水率 50wt%の模擬炭酸塩スラリーを用い、パラメータをスラリー添加率(0、40、50、60、70wt%)とした固化体について 14 日経過後の一軸圧縮強度を測定した。TG-DTA 測定の結果から、スラリー中の $Mg(OH)_2$ が 350℃で分解するため、脱水温度を 330℃と仮定して固化体を加熱した。脱水確認のため、スラリー添加率 50wt%固化体について JISK0068 に準拠して 25℃、300℃の含水率を測定した。

## 3. 結果・考察

図 1 に模擬炭酸塩スラリーの添加率をパラメータとした固化体強度測定の結果を示す。スラリー添加率の増加に伴い強度は低下したが、スラリー添加率 50wt%以下では 15MPa 以上の高い強度が得られた。固体核磁気共鳴測定により、スラリーを添加した固化体中に、基材の未反応物の増加がみられたため、ジオポリマーの重合反応が阻害され、強度が低下したと推察される。図 2 にスラリー添加率 50wt%の減容比と含水率の変化を示す。固化により 1/3 程度まで減容でき、加熱により固化体中の水分を 0.2wt%まで低減できることを確認した。さらに、スラリー添加率 50wt%で高炉スラグ等を加えた組成の 14 日固化体強度 15.8MPa は、脱水後 15.2MPa となり大幅に低下しないことを確認した。

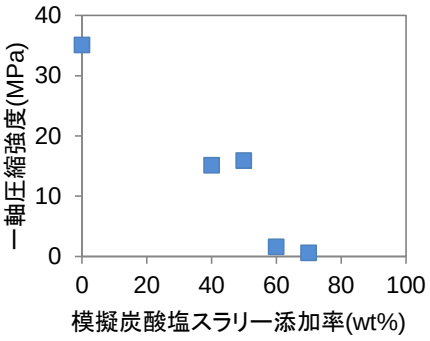



図 1 固化体強度測定の結果

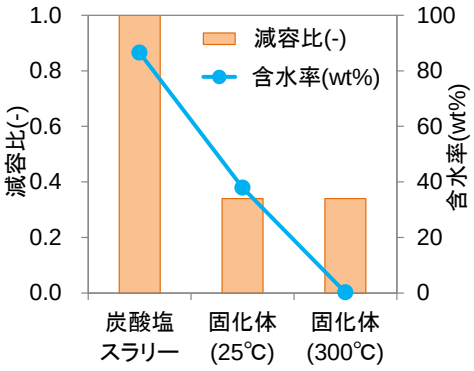



図 2 減容比と含水率の変化

## 4. 結論

組成の選定により模擬炭酸塩スラリー添加率 50wt%以下で高強度のジオポリマー固化体が得られた。さらに加熱により脱水可能であり、強度が低下しないことを確認した。今後は固化体の脱水方法の検討や浸出試験による加熱後の核種閉じ込め性データの取得を行う。

*Kanae Matsuyama[1], Hirofumi Okabe[1] and Masaaki Kaneko[1]

[1]TOSHIBA CORPORATION

# 福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査
# (3) 多核種除去設備スラリーの性状分析

Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident
(3) Analysis of slurry generated from Multi-nuclide Removal Equipment

*福田 裕平[1,3]，菅沼 隆[1,3]，比内 浩[1,3]，池田 昭[2,3]，小畑 政道[2,3]，柴田 淳広[1,3]，野村 和則[1,3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東芝，[3]国際廃炉研究開発機構 IRID

多核種除去設備の前処理設備から発生した炭酸塩スラリー廃棄物を採取し、その性状を調査するためICP-AES による元素濃度分析と粒度分布測定を行った。試料間で構成元素の比率に差が認められ、処理水（供給水）の組成に違いがあると推定されたが、粒度分布には大きな差は認められなかった。

**キーワード：**炭酸塩スラリー、粒度分布測定、多核種除去設備、汚染水処理二次廃棄物、福島第一原子力発電所事故

**1. 緒言**　汚染水処理二次廃棄物は、従来の原子力施設から発生する廃棄物と異なる特徴があり、性状を把握することが重要である。前報では、既設多核種除去設備から発生した鉄共沈スラリーおよび炭酸塩スラリー廃棄物の粒度分布測定[1]及び放射化学分析結果[2]を報告した。本報では、新たに採取した既設多核種除去設備及び増設多核種除去設備の炭酸塩スラリー廃棄物の ICP-AES による元素濃度分析及び粒度分布測定の結果を示し、得られたスラリーの性状を報告する。

**2. 試料及び測定方法**　試料は、多核種除去設備から発生した炭酸塩スラリー廃棄物であり、既設同設備2 試料（内 1 試料の粒度分布測定結果は前報にて報告済）と増設同設備の 1 試料である。元素濃度は、試料を溶解し、ICP-AES により測定した。また、粒度分布は、前報と同様の方法により、試料を脱イオン水に希釈・分散させたのち、その一部を精密ろ過フィルター上に塗布し、乾燥させたものを画像解析して測定した。

**3. 結果・考察**　ICP-AES による元素濃度分析では、3 つの試料ではともに、Ca、Mg を高い濃度（Ca と Mg の化合物をそれぞれ $CaCO_3$ と $Mg(OH)_2$ と推定すると、試料の固体成分中 $CaCO_3$ と $Mg(OH)_2$ が約 9 割を占める）で検出し、この他に有意量の Na、Si、Fe 及び Sr を検出した。このことにより、前処理設備の除去対象元素である Ca 及び Mg がスラリーの主要元素であることが確認できた。なお、試料間において、Ca/Mg 濃度比に最大約 2 倍の差が認められたが、これは、処理水（供給水）の組成の違いによるものと推定される。次に、画像解析により得られた粒度分布の一例を図 1 に示す。粒度分布には、2 つのピークがみられた。メジアン粒子径の値は、前報の試料に比べ、今回測定を行った 2 試料の方がやや大きい傾向にあったが、3 試料とも同じオーダーであり、今回までに試料採取した範囲では、設備の違いや処理水の組成によらず同程度の粒子径のスラリー廃棄物が発生していることがわかった。これらのデータは、スラリー廃棄物の安定保管の検討に資するものである。

※本成果は、経済産業省／平成 25 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故廃棄物処理・処分技術の開発）」及び平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の一部である。

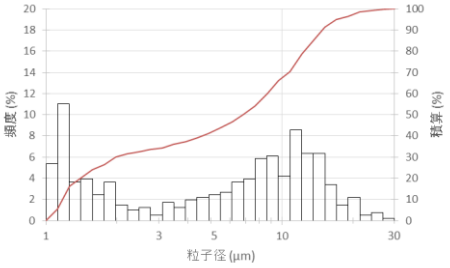



図 1　既設炭酸塩スラリーの粒度分布（個数基準）

**参考文献**

[1] 福田裕平ほか、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、I10
[2] 比内浩ほか、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、I11

*Yuhei Fukuda[1,3], Takashi Suganuma[1,3], Hiroshi Hinai[1,3], Akira Ikeda[2,3], Masamichi Obata[2,3], Atsuhiro Shibata[1,3], Kazunori Nomura[1,3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]TOSHIBA CORPORATION, [3]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

# フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
# (7)模擬デブリフッ化試験（その１）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(7) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 1)

*星野国義[1]，深澤哲生[1]，笹平 朗[1]，渡邊 伸二[1]，
菊池俊明[2]，近沢 孝弘[2]，桐島 陽[3]，佐藤修彰[3]
[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル，[3]東北大学

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質（燃料デブリ）を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。模擬デブリフッ化基礎試験の結果について報告する。

**キーワード**：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

## 1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの安定化処理技術を開発することである。前処理技術としてフッ化物揮発法を適用し、U,Pu から大部分の不純物を除去して核物質管理及び計量管理の容易化を図り、燃料デブリを最終的に安定かつ硝酸溶解可能な酸化物とする。この燃料デブリ処理により、炉心溶融事故後の収束を図るとともに、将来の処分、長期保管、再処理等の処置シナリオへ柔軟に対応する[1]。

## 2. 実験

主要成分を含む模擬デブリ（$UO_2$-Fe、$U_3O_8$-$Fe_2O_3$、$UO_2$-$ZrO_2$ 等）のフッ化試験を行った。模擬デブリ約 5g をフッ化反応炉に装荷し炉内を約 600℃とし、100％フッ素ガスを 300ml/分の流量で 60 分間供給した。供給したフッ素量は、全量フッ化に必要な量の約 10 倍量である。フッ化反応により生成した揮発性フッ化物はコールドトラップ（CT）で回収し、不揮発性フッ化物は試料ボート内にフッ化残渣として回収した。

## 3. 結果・考察

$UO_2$-Fe 模擬デブリのフッ化試験前・中・後の試料状況を図 1 に示す。フッ素ガス供給開始とともに、試料部は発熱反応のため温度上昇し、6 分後に 650℃まで達し、その後徐々に温度が下がり 30 分以降は反応開始前温度の約 600℃で安定した。試験後の CT、フッ化残渣の秤量結果および試料ボート残渣の X 線回折結果から、$UO_2$-Fe 模擬デブリは全量フッ化され、U は $UF_6$ として CT に回収され、Fe はフッ化残渣 $FeF_3$ として試料ボート内で回収されたことがわかった。本報告では、$U_3O_8$-$Fe_2O_3$、$UO_2$-$ZrO_2$ 等の模擬デブリのフッ化挙動についても報告する。

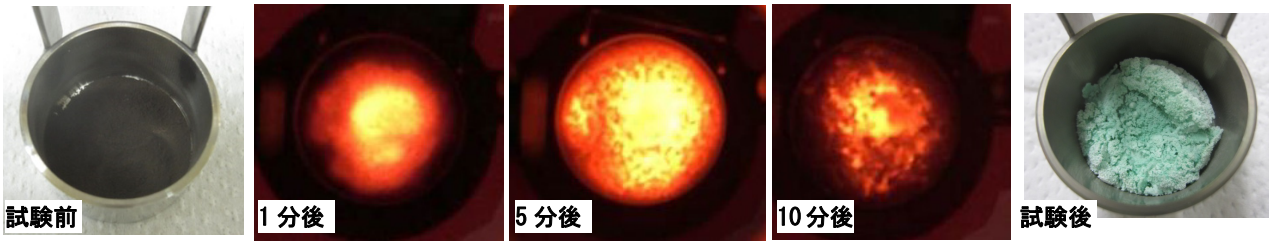



**図 1.　$UO_2$-Fe 模擬デブリのフッ化試験前・中・後の試料状況**

**参考文献**；[1]深澤ら，日本原子力学会 2014 年春の年会 H56； 2014 年秋の大会 G57；2015 春の年会 L15-17；2015 秋の大会 I01

*Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akira Sasahira[1], Shinji Watanabe[1], Toshiaki Kikuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3]　[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials, [3]Tohoku Univ.

**本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 27 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。**

# フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
# (8)単成分酸化物転換試験

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
(8)Single Element Oxide Conversion Experiments

*菊池 俊明[1], 近沢 孝弘[1], 深澤 哲生[2]
[1]三菱マテリアル, [2]日立 GE

高速増殖炉（FBR）や軽水炉（LWR）の重大事故によって発生する破損･溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。ボート炉を用いた単成分フッ化物の酸化物転換試験結果について報告する。

**キーワード**：FBR/LWR の重大事故, 燃料デブリ, フッ化, 安定化処理, 酸化物転換試験

## 1. 緒言

フッ化物揮発法を応用した燃料デブリの処理では、フッ化炉において燃料デブリをフッ素ガスと反応させてフッ化物とする。その際に、U, Pu 等の核燃料成分は揮発性フッ化物となるためガス系に分離し、一方で、FP, 集合体構成材料, 炉内外構造物等の成分は不揮発性フッ化物となるためフッ化炉の残渣として固体で回収する。この残渣フッ化物を酸化物に転換する工程の成立性確認を目的とし、これまでに NaF, KF, $MgF_2$, $CaF_2$, $FeF_3$, $AlF_3$, $ZrF_4$ を反応性確認が必要なフッ化物と選定し熱天秤により基礎的な反応挙動を確認した[1]。その結果をもとに代表的なフッ化物についてボート炉による酸化物転換試験を実施した。

## 2. 実験

フッ化物試料は、上記 7 種類のフッ化物のうち、プロセス操作温度で揮発することが判明した NaF, KF を除く 5 種類を対象とした。ボート炉試験装置は水蒸気を含む湿潤窒素ガスを導入できる管状型電気炉であり、フッ化物試料 1g を白金製ボートに装荷して、水蒸気流中にて設定温度に保持して高温加水分解反応を生じさせる。所定時間経過後に転換粉を取出してフッ素含有率を分析することで酸化物転換率を評価するとともに、X 線回折により化学形態を把握した。また、かさ密度, 水への溶解性等の物性を測定した。

## 3. 結果・考察

$FeF_3$, $ZrF_4$, $AlF_3$, $MgF_2$ は、それぞれ 400℃, 500℃, 800℃, 1,000℃、3h の水蒸気処理にて、予想された酸化物化学形態に、高い転換率で転換された（表 1)。転換粉はボートに付着することなく回収され取扱い性に問題はなかった。転換粉中のフッ素分の水への溶解性は文献値より低く、粒子表面に生成した酸化物層が残留するフッ化物の溶解を抑制したと考えられる。$CaF_2$ は 1,200℃で約 5 割の転換に留まり、3h 程度の短時間での転換には設定温度を更に高温化する等の方策が必要である。

表 1 各フッ化物の酸化物転換挙動まとめ（ボート炉）

| 原料粉（試薬） | | $FeF_3$ | $ZrF_4$ | $AlF_3$ | $MgF_2$ | $CaF_2$ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 試験条件 | 加熱温度（℃） | 400 | 500 | 800 | 1,000 | 1,200 |
| | 温度保持時間、導入ガス | 3 時間, 水蒸気分圧 0.3atm/$N_2$ ガス | | | | |
| 残渣形態 | 主要化学形態（X 線回折） | $Fe_2O_3$ | $ZrO_2$ | $Al_2O_3$ | MgO | CaO, $CaF_2$ |
| 酸化物転換率 | フッ素含有率より計算(%) | 98.9 | 99.8 | 99.7 | 99.6 | 53.8 |

**参考文献**
[1] 長田ら、日本原子力学会 2015 年春の年会, L16

*Toshiaki Kikuchi[1], Takahiro Chikazawa[1] and Tetsuo Fukasawa[2]
[1]Mitsubishi Materials, [2]Hitachi-GE.

**本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 26 年度及び平成 27 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。**

# フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
# (9) フッ素によるウランおよびジルコニウム酸化物のフッ化挙動

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(9) Fluorination Behavior of Uranium and Zirconium Oxides by the Use of Fluorine

*佐藤修彰[1]，桐島　陽[1]，深澤哲生[2]

[1]東北大，[2]日立 GE

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。フッ素を用いて、ウランおよびジルコニウム酸化物のフッ化挙動についてフッ化実験とともに熱力学的評価を行い、それらの結果について報告する。

**キーワード：**FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化挙動、安定化処理、フッ素

## １．緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリおよび福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの、安定化処理技術を開発することである。処理技術としてフッ化物揮発法を適用し、U, Pu から大部分の不純物を除去して核物質含有物量の低減と計量管理の容易化を図り、燃料デブリを最終的に安定かつ硝酸溶解可能な酸化物とする[1]。その際、燃料デブリを構成する燃料酸化物や被覆管や圧力容器など構造材と、フッ素との反応について検討する必要がある。ここでは、ウランおよびジルコニウム酸化物について、フッ素雰囲気 TG-DTA によりフッ化挙動について調べた。

## ２．実験

$UO_2$ は金属ウランを真空中 800 ºC で加熱して得た $U_3O_8$ を 1000 ºC において水素還元して得た。ジルコニウム金属および酸化物（Zr, $ZrO_2$）は特級試薬を使用した。ウラン酸化物粉末約 10mg を Ni 製試料パンに入れ、高純度アルゴンガス雰囲気のグローブボックス内に設置した TG-DTA 装置の試料部にセット後、$F_2$ ガス（5%$F_2$-He）を 20ml/min で導入し、一定の昇温速度（5ºC/min、10ºC/min）で室温から 500ºC まで加熱し TG-DTA を行った。また、ウラン-フッ素系、ジルコニウム-フッ素系について熱力学的検討を行い、実験結果と比較検討した。

## ３．結果・考察

$UO_2$ を用いて行った TG-DTA の TG 曲線においては、300 ºC 付近から緩やかな重量増加が見られ、その後、350 ºC からは発熱を伴う急激な重量減少となり、400 ºC では全て揮発した。$U_3O_8$ の場合には初期の重量増加が見られず、350℃付近より揮発挙動が見られた。低温側では $UO_2$ がフッ素と反応してオキシフッ化物のような化合物を生成し、高温側ではオキシフッ化物のフッ化による $UF_6$ の揮発が促進されたと考えられる。これに対し、$ZrO_2$ の場合には 400℃付近より発熱を伴う重量増加が見られ、オキシフッ化物を生成することが分かった。金属 Zr の場合には、400℃付近より発熱を伴う重量減少となり、$ZrF_4$ を生成して揮発したものと考えられた。さらに、$UO_2$-$ZrO_2$ 試料の場合、ウランが過剰な組成では $UO_2$ と $ZrO_2$ のフッ化が見られたが、ジルコニウム過剰な組成では熱および重量変化が見られず、フッ化反応が抑制されることが分かった。

**参考文献**　[1] 深澤ら，日本原子力学会 2014 年春の年会(東京都市大), H56

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishma[1] and Tetsuo Fukasawa[2]

[1]Tohoku Univ., [2]Hitachi-GE.

**本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 27 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。**

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

# [2I10-14] Predisposal management of Fukushima Accident waste 2

Chair: Yasuaki Miyamoto (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:05 PM  Room I (Lecture Rooms B B200)

## [2I10] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊akira kirishima[1], masahiko hirano[1], takayuki sasaki[2], nobuaki sato[1] （1.IMRAM, Tohoku University, 2.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2I11] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

＊Tatsuya Suzuki[1], Yu Tachibana[1] （1.Nagaoka University of Technology）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2I12] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima-Dai-ichi Nuclear Accident

＊Shunsuke Kozono[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2I13] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima-Dai-ichi Nuclear Accident

＊Takahiro MORI[1], Koichiro TAKAO[1], Yasuhisa IKEDA[1] （1.Res. Lab. Nucl. Reacto, TITECH）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2I14] Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima-Dai-ichi Nuclear Accident

＊Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1] （1.Kyushu University）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究(50)模擬燃料デブリからのアクチノイド溶出挙動について

# Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident

## (50) Leaching Behavior of Actinide Elements from Simulated Fuel Debris

*桐島 陽[1], 平野正彦[1], 佐藤修彰[1], 佐々木隆之[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所, [2]京都大学大学院工学研究科

U-Zr 混合酸化物に Np, Am, Pu トレーサを添加して模擬デブリを作成した。これを海水や純水に浸漬し、アクチノイド元素の溶出挙動について検討した。浸漬中の水温やデブリ調製時の雰囲気がアクチノイドの溶出に与える影響について発表する。

**キーワード：**燃料デブリ、アクチノイド、溶出試験

### １．緒言

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所において冷却材損失事故が発生し、燃料デブリが形成された。形成された燃料デブリは燃料成分のほか、核分裂生成物およびマイナーアクチノイドを含んでおり、冷却水と接触したことで、一部核種が溶出し汚染水となった。本事故において注水された海水は多種多様なイオンや懸濁物を含んでおり、核種の溶出挙動は純水のものと異なると考えられる。事故によって発生した燃料デブリは、生成時の場所や温度、雰囲気により様々な固相状態をとると考えられ、溶出挙動は複雑なものになると考えられる。本研究では、Np, Am, Pu トレーサが添加された模擬燃料デブリを熱処理雰囲気やその組成を変化させて海水への核種溶出試験を行ったほか、純水浸漬との比較や、水温、浸漬時間による核種溶出挙動への影響を評価した。

### ２．実験

$^{236}$Pu, $^{237}$Np, $^{241}$Am,$^{137}$Cs, $^{152}$Eu トレーサを添加した $UO_2$ と $ZrO_2$ を乳鉢にて磨砕混合し、異なる雰囲気（酸化雰囲気、還元雰囲気、および Ar 雰囲気）で熱処理を行い、模擬燃料デブリを調製した。この燃料デブリを海水もしくは純水に固液比 4 g / L で浸漬し、最長 124 日間の溶出試験を行った。溶出試験後、試料を孔径 0.45　μm フィルタを用いて固液分離し、残渣成分は熱濃硝酸にて溶解し 0.45 μm フィルタを用いて残渣成分を取り除いた後に希釈した。固相、液相の両試料に対してγ線スペクトロメトリを実施し、γ線放出核種の溶出率を調べた。その後、水酸化サマリウム共沈法により固相および液相のα線測定試料を作製し、α線スペクトロメトリを実施することでα線放出核種の溶出率を求めた。

### ３．結果・考察

異なる雰囲気にて 18 時間熱処理を行った $UO_2$:$ZrO_2$=50:50 の模擬燃料デブリを、25 ºC の海水に 10 日間浸漬試験した際のアクチノイドの溶出率を下表に示す。還元雰囲気デブリでは U 溶出率が 0.02%と極めて低いのに対し、Ar 雰囲気デブリでは 0.08%、酸化雰囲気デブリでは 0.11%となった。これはデブリ生成時（＝熱処理時）の酸素分圧が高くなると、固相内でより溶出しやすい U(VI)への酸化が進行したためと考えられる。同様に Np(V)へと酸化されうる Np の溶出率も増加した。発表では、水温やデブリ組成、浸漬時間による溶出率の違いに関しても議論する。

表　デブリ生成雰囲気が核種溶出に与える影響

| | 溶出率(%) | | |
|---|---|---|---|
| 雰囲気 | 還元 | Ar | 酸化 |
| U-238 | 0.02 | 0.08 | 0.11 |
| Np-237 | 0.01 | 0.01 | 0.04 |
| Am-241 | 0.02 | 0.02 | 0.03 |
| Pu-236 | N.D. | N.D. | N.D. |

なお、本研究は、科学研究費基盤研究(S)「福原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究」（24226021）の一環として実施した。

Akira Kirishima[1], Masahiko Hirano[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2]

[1]IMRAM, Tohoku University, [2]Department of Nuclear Engineering, Kyoto University

# 福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究 （51）タンニン酸複合吸着剤を用いた海水含有汚染水からの放射性核種除去

Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident (51) Radionuclide removal from contaminated seawater by using tannic acid composit adsorbents

*鈴木　達也，立花　優
長岡技術科学大学

過酷事故で発生する汚染水中に含まれる放射性核種を取り除き、除染を行うための吸着剤としてタンニン酸複合吸着剤の開発を行ってきた。今回は、これまで研究を行ってきた結果をまとめて報告する。

**キーワード**：福島原発事故、汚染水、タンニン酸樹脂、イオン交換樹脂、核種吸着

過酷事故で発生する汚染水は、核種・溶液共に様々なものが存在し、また廃炉処理の過程やその取扱手法によって今までとは異なるタイプの汚染水が発生する可能性もある。様々な事態を想定し、予断を持たず汚染水処理技術を種々検討する必要がある。また、汚染水中の核種除去に関しては、今までの核種分離の研究開発で培った技術が活用できる可能性が高い一方で、分離の概念が大きく異なる。それは核種分離ではある特定の核種を取り出す、あるいは除去すると言う概念であるのに対し、汚染水中に含まれている核種あるいは含まれている可能性がある核種を全てあるいはできるだけ多く吸着し除去できることが望ましい。また、除染に資する吸着剤はできるだけ安価であるべきであり、その処分が難しいものであってはならない。我々は、海水中で種々核種に対して吸着特性を持つタンニン酸に着目し、タンニン酸複合吸着剤を開発してきた。本発表では、その成果をまとめて報告する。

五倍子タンニン（タンニン酸）は、食品の添加物に使われており大量に安価に手に入るタンニンである。タンニン酸は没食子酸がエステル結合したものであるが、塩化ナトリウムの存在下で加水分解する。したがって、タンニン酸をそのまま樹脂化しても海水中では分解してしまう。そこで分解しないようにするため、あらかじめ分解してから樹脂の合成を行う方法を開発した[1]。具体的には、多孔質シリカビーズ中で分解したタンニン酸をパラフォルムアルデヒドの縮合重合を行った。多孔質シリカビーズを用いることにより、粒径制御を行っている。さらに、陰イオン交換樹脂などの他の吸着剤をベースにタンニン酸樹脂を合成したタンニン酸複合吸着剤の合成も行った[2]。

タンニン酸樹脂は、アクチノイドや多くの遷移金属のイオンを吸着することを確認した。ヨウ素イオンとヨウ素酸イオンは、タンニン酸樹脂は共に吸着をしないことを確認しており、また陰イオン交換樹脂ではヨウ素イオンは吸着するが、ヨウ素酸イオンが吸着しないことが分かっている。本研究開発で合成した陰イオン交換樹脂をベースにしたタンニン酸複合樹脂では、タンニン酸樹脂の吸着特性に含めてヨウ素イオンやヨウ素酸イオンを含む多くの核種が吸着できることを確認した。

**本研究は、科学研究費基盤研究(S)「福島事故で発生した廃棄物の合理的な処理･処分システム構築に向けた基盤研究」(24226021)の一環として実施した。**

[1] Y. Yamazaki,et al.Prog. Nucl. Energy, 82(2015)74. [2] Y. Tachibana, et al. J. Radioanal. Nucl. Chem. (2015) online pub.

*Tatsuya Suzuki, Yu Tachibana, Nagaoka Univ. of Technology

# 福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究
# (52) トリクルベッド反応器による汚染水からのトリチウム回収

Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident (52) Recovery of Tritium from Contaminated Water by Trickle-bed Reactor

東京工業大学　＊小薗　俊介　稲葉 優介　竹下　健二
Shunsuke KOZONO　Yusuke INABA　Kenji TAKESHITA

本研究は、汚染水からのトリチウム回収に対して水・水素同位体交換法によるトリクルベッド装置を用いた場合の分離プロセスの成立性を評価することを目的とする。本稿では小塔径カラムを多数用いるトリクルベッド分離装置により分離実験を行い、実際の汚染水処理への適用性を検討した。

**キーワード：トリチウム、放射性汚染水、トリクルベッド、白金触媒、水・水素同位体交換**

## 1. 緒言

本研究は、福島第一原子力発電所事故で発生した汚染水からのトリチウム(T)回収に対し、トリクルベッド装置による、疎水性白金触媒を用いた水・水素同位体交換法の適用を検討した。水・水素同位体交換プロセスでは、触媒による HT(g) + $H_2O$(v) ⇔ $H_2$(g) + HTO(v) (1)、充填物による HTO(v)+$H_2O$(l) ⇔ $H_2O$(v)+HTO(l) (2)の同位体交換反応が起こる。これらの分離過程をトリクルベット装置内で同時に達成し、トリクルベッド装置と電解槽を組み合わせることで汚染水から T を回収し、処理水の環境への放出を可能にする。本研究では重水素(D)を代替として分離試験を行い、トリクルベッド装置での T の物質移動特性を評価する。

## 2. 実験装置

本実験ではトリチウム(T)の代替として重水素(D)を用いて実験を行った。トリクルベッド実験装置概略を **Fig.1** に示す。カラムは内径19mm、外径21mmのガラス管で構成され、下部の水蒸気発生カラム、予熱カラムが30mm、上部の触媒を充填するカラムが20mmである。定量ポンプにより白金触媒層上部よりHDO水を流入させ、循環させた。出口流路に三方コックを設け、触媒層通過後のガス試料を採集し、ガスクロマトグラフィーによりHDピークを検出した。

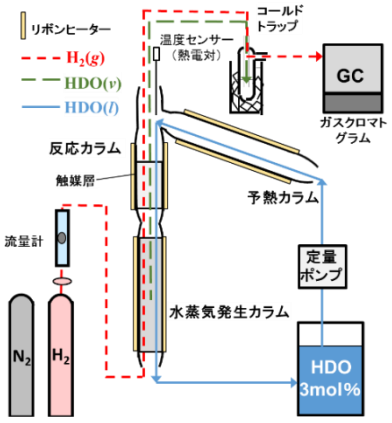



**Fig.1** トリクルベッド装置の概略図

## 3. 結果と考察

触媒層中で親水部と疎水部に分けたトリクルベッド装置を用いて、循環水の流量と触媒活性($k_g$)の関係を調べた。$k_g$はベッド層の転化率 η と水素、水蒸気流量より Eq.(3)で評価した。

$$k_g = -\frac{\sigma_H}{(\alpha_g + \gamma_g)H_g}\ln(1-\eta_c) \qquad (3)$$

ここで、$\sigma_H$：水素流束[mol/m²・s]、$\alpha_g$：分離係数，　$\gamma_g$：($\sigma_H$)と水蒸気流束($\sigma_v$)の比，$H_g$：触媒層高さ[m]，$\eta_c$：反応転化率

結果を **Fig.2** に示す。循環水の流量を調整することで触媒活性を長時間維持することができた。これにより、トリクルベッド装置による連続的な水-水素同位体交換による T 分離回収が可能であることが分かった。

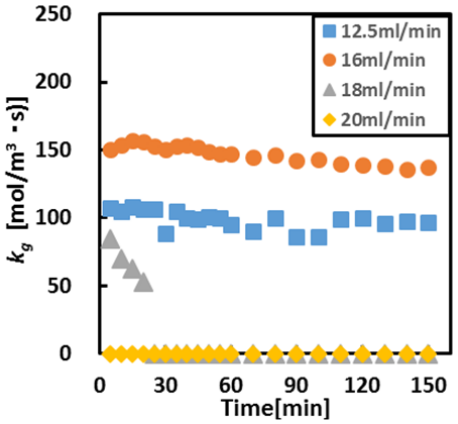



**Fig.2** 循環水の流量と$k_g$の関係

**参考文献** Shimizu. M., et al., Numerical Analysis on Heavy Water Separation Characteristics for a Pair of Dual Temperature Multistage-Type H2/H2O-Exchenge Columns J.Nucl.Sci.Technol.,17,448(1980)

# 福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究
# (53) 新規ベタイニウム型イオン液体中への U(VI)抽出挙動研究

Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima-Dai-ichi Nuclear Accident

(53) A Study on Extraction Behavior of U(VI) into Novel Betainium-type Ionic Liquids

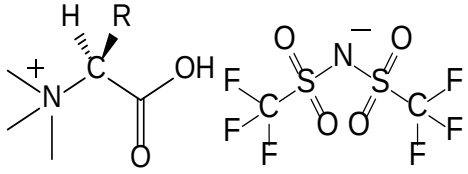
*森　貴宏　鷹尾康一朗　池田泰久[1]
東工大・原子炉研

福島原発で発生した固体廃棄物の除染への、イオン液体の適用性を検討するため、合成した新規ベタイニウム型イオン液体への U(VI)の抽出挙動を調べた。

**キーワード**：福島第一原子力発電所, 廃棄物処理, 除染, ウラン, 抽出, イオン液体

**1. 緒言**　環境負荷低減の観点から、グリーンソルベントとして注目されているイオン液体について、福島第一原子力発電所事故により発生した固体ウランで汚染された廃棄物の除染法への適用性を検討している。これまでの研究において、カチオン部にカルボキシル基を有する *N,N,N*-trimethylglycinium (glycine-based betainium) bis(trifluoromethylsulfonyl)amide ([HGbet][$Tf_2N$])イオン液体は、ウラン酸化物に対する溶解能を有し、なおかつ水相から U(VI)イオンを抽出することが確認されている [1][2]。しかしながら、[HGbet][$Tf_2N$]を用いた場合の U(VI)抽出率が最大でも 70%程度であり、未だ改善の余地が残されている。そこで本研究では、U(VI)抽出率を改善するために、グリシン以外のアミノ酸を出発物質とした新規ベタイニウム型イオン液体を開発し、これらに対する U(VI)の抽出挙動を解明することを目的とした。

**2. 実験**　脂肪族残基を有するアミノ酸である L-alanine, L-valine, L-leucine, L(+)-isoleucine の塩基性水溶液中で、硫酸ジメチルとの反応により、各種ベタイン($(H_3C)_3N^+$-$CHRCOO^-$)を合成した。その後　、　1,1,1-trifluoro-*N*-[(trifluoromethyl)sulfonyl]methanesulfonamide ($HTf_2N$)を加えることにより、目的とする各イオン液体（図 1）を得た。抽出試験として、合成した各イオン液体を 1 mL 取り、20 mM (M = mol·$dm^{-3}$)硝酸ウラニル水溶液 1 mL をそれぞれに加えて振とうした。その後、水相の U(VI)濃度を ICP-AES を用いて定量し、U(VI)抽出率を算出した。



[HGbet]$^+$ : R = -H ,　[HLbet]$^+$ : R = -$CH_2CH(CH_3)_2$
[HAbet]$^+$ : R = -$CH_3$ ,　[HIbet]$^+$ : R = -$CH(CH_3)CH_2CH_3$
[HVbet]$^+$ : R = -$CH(CH_3)_2$

図 1.　合成した各種新規ベタイニウム型イオン液体.

**3. 結果と考察**　図 2 に各イオン液体－水 2 相系における U(VI)抽出率の振とう時間に対する変化を示す。1 時間振とう後の U(VI)抽出率は、[HAbet][$Tf_2N$] : 95.5%, [HVbet][$Tf_2N$] : 90.7%, [HLbet][$Tf_2N$] : 98.8%, [HIbet][$Tf_2N$] : 74.3%であり、[HGbet][$Tf_2N$]の 70%と比べて抽出率の改善が見られた。抽出後のイオン液体相の紫外可視吸光スペクトルを測定したところ、U(VI)に起因する吸収帯強度の増加が見られた。これは、U(VI)とイオン液体分子との錯形成を示唆する。また $^{13}C$ NMR 測定においても、ベタインのカルボキシル基由来のシグナルが U(VI)濃度増加に伴って大きくシフトすることが観測されており、ベタインのカルボキシル基の U(VI)への配位が支持される。よって U(VI)の抽出は、ベタインとの錯形成によって起こるものと考えられる。

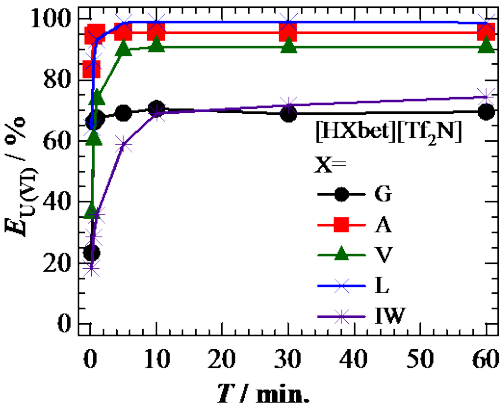



図 2.　各イオン液体に関する U(VI)抽出率の振とう時間依存性.

*本研究は、科学研究費基盤研究 (S) 「福島原発で発生した廃棄物の合理的な処理処分システムに向けた基盤研究」(24226021)の一環として実施した。

**参考文献**

[1] T. Mori, K. Takao, K. Sasaki, T. Suzuki, T. Arai, and Y. Ikeda, *Sep. Purif. Technol.*, **155**, 133-138 (2015)
[2]原子力学会 2015 年秋の大会、I05

*Takahiro MORI, Koichiro TAKAO, Yasuhisa IKEDA
Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology

# 福島原発事故で発生した廃棄物の合理的な処理・処分システム構築に向けた基盤研究（54）Cs吸着ゼオライトの溶融ガラス固化条件に関する研究（その5）

Basic Studies for Developing Rational Treatment and Disposal System of Radioactive Wastes Generated by Fukushima Dai-ichiNuclear Accident (54) Vitrification Process of Cesium Decontamination Zeolite (V)

*稲垣八穂広，出光一哉，有馬立身
九州大学

福島第一原発事故の汚染水処理で発生したCs吸着ゼオライト廃棄物の安定化処理法として溶融ガラス固化を検討している。本研究では、処理条件と固化体の諸特性との関係を定性／定量的に評価する事を目的とし、諸特性の測定に必要な割れや気泡の少ない固化体試料を作製して、その浸出特性を測定評価した。

**キーワード：**ゼオライト廃棄物、セシウム、溶融ガラス固化、廃棄物処理、マイクロチャネル流水試験

## 1. 緒言

福島第一原発事故の汚染水処理で発生したCs吸着ゼオライトの合理的な安定化処理方法の一つである溶融ガラス固化では、ガラス融剤の添加量や溶融温度などの条件が減容率、Cs固定化率、化学的耐久性等の固化体の諸特性に影響するため、溶融ガラス固化条件と固化体の諸特性との相関を定量的に評価することが必要である。諸特性の正確な測定には割れや気泡の少ないある程度以上の大きさの固化体の作製が必要であることから、本研究ではその作製条件について検討し、作製した固化体についてマイクロチャネル流水試験法によりガラス溶解速度のpH依存性を測定評価した。

## 2. 実験

まず始めに、Cs（コールド）を 1 wt%吸着させたゼオライト（合成チャバサイト：$Na_2(AlO_2)_2(SiO_2)_4 \cdot 3H_2O$）にガラス融剤 $Na_2B_4O_7$（30wt%）を加えて混合し、アルミナるつぼ中に入れて 1100℃で 3 時間溶融した後、冷却によりガラス固化を行った。アルミナるつぼごと冷却した場合、冷却過程でガラス試料中に多くのクラックが発生し、マイクロチャネル流水試験法による溶解速度測定に必要なサイズ（40mmx10mmx4mm）の試料が得られなかった。そこで、アルミナるつぼ中の溶融ガラスをあらかじめ 600℃に熱した黒鉛るつぼに投入し、600℃で 2 時間アニールの後、冷却速度 15°C/hr で徐冷することでクラックの無い試料を得た。これを切断研磨してガラス試料とし、マイクロチャネル流水試験により温度 90℃での各元素の溶解速度を pH の関数（pH=4.0, 5.6, 9.0）として測定評価した。

## 3. 結果・考察

初期溶解速度（$r_0$）はガラスの化学的耐久性評価における主要な指標の一つである。ゼオライト溶融ガラス固化体（Vitrified zeolite）の初期溶解速度をガラス主要構成元素である Si の溶解速度から評価した結果を、これまでに報告されている高レベルガラス固化体（HLW glass: P0798, ISG）の結果と比較して図 1 に示す。Vitrified zeolite の初期溶解速度は pH4～9 の範囲で HLW glass（ISG）に極めて近い挙動を示すことが分かった。なお、本研究は、科学研究費（基盤研究（S）24226021）の一環として実施している。

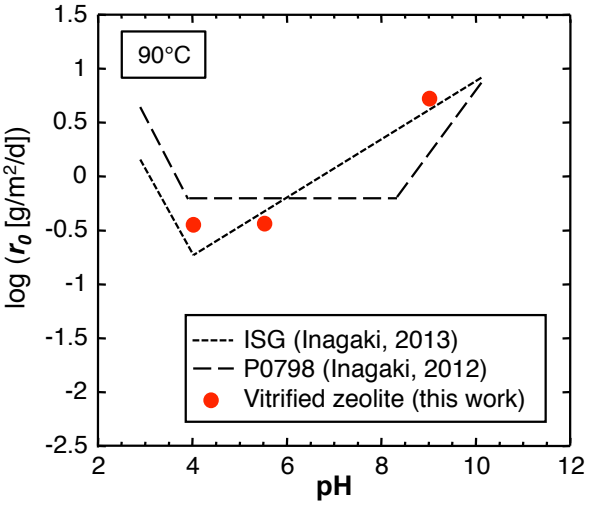



図 1. ゼオライト溶融ガラス固化体の初期溶解速度（$r_0$）の pH 依存性

*Yaohiro Inagaki, Kazuya Idemitsu, Tatsumi Arima, Kyushu Univ.

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

# [2I15-18] Predisposal management of Fukushima Accident waste 3

Chair: Akira Kirishima (Tohoku Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 4:05 PM - 5:10 PM  Room I (Lecture Rooms B B200)

## [2I15] Development of Mobile Strontium Removal System for Fukushima

＊Shunsuke Susa[1], Naoki Tajima[1], Hisao Ohmura[1], Shuji Seki[1], Kazuya Yamada[1], Akira Ikeda[1], Taichi Horimoto[1] （1.TOSHIBA Corp.）

4:05 PM - 4:20 PM

## [2I16] Development of Mobile Strontium Removal System for Fukushima

＊Taichi Horimoto[1], Akira Ikeda[1], Hisao Ohmura[1], Naoki Tajima[1], Shunsuke Susa[1], Chiaki Kojima[2] （1.Toshiba, 2.TEPCO）

4:20 PM - 4:35 PM

## [2I17] High performance manganese oxide ion-sieves for $Sr^{2+}$ adsorption from sea water

＊Qi FENG[1], Changdong CHEN[1], Mami UCHIDA[1], Reiko KANDA[2] （1.Kagawa University, 2.K&A Environmental System）

4:35 PM - 4:50 PM

## [2I18] Dewaterability improvement of the carbonate slurry generated in the Multi-Nuclide Removal Equipment.

＊Takaaki SHINOHARA[1], Mamoru IWASAKI[1], Hideyuki KOMORI[1], Koichi MORI[1], Akira IKEDA[2], Masaaki AKAGI[2] （1.Kurita Water Inds., 2.Toshiba）

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 福島第一原子力発電所　モバイル型ストロンチウム除去装置の開発
# （1）模擬液を用いた吸着試験による吸着性能評価

Development of Mobile Strontium Removal System for Fukushima
(1)Evaluation of Adsorbability by Uptake Test using Simulated Water

*須佐　俊介[1], 田嶋　直樹[1], 大村　恒雄[1], 堀本　太一[1], 池田　昭[1]
[1]株式会社 東芝

福島第一原子力発電所には、高濃度の放射性ストロンチウム(Sr)を含む逆浸透膜装置(RO)の濃縮水が貯留されている。タンクと接続した循環運転により、Sr 除去可能なモバイル型 Sr 除去装置を開発した。充填するケイチタン酸塩について Sr 分配係数を取得し、実機設計へ反映した。

**キーワード：汚染水, ストロンチウム, 吸着材, ケイチタン酸塩**

## 1. 緒言：

福島第一原子力発電所に貯留されている滞留水のうち、RO 濃縮水は放射性 Sr 濃度が高い。万一の漏洩時の汚染拡大リスク等を低減するため、貯留タンク内の Sr を除去可能なモバイル型 Sr 除去装置を開発した。本装置は 4 系統製作される計画であったが、タンク群毎に海水混入に起因する塩素濃度が異なるため、Sr 除去に必要な吸着塔数がそれぞれ異なることが予想された（表 1）。そこで装置設計に先立ち、模擬海水を用いた吸着試験により各塩素濃度における分配係数（$K_d$）を推定した。

## 2. 吸着試験：

塩素濃度をパラメータとした吸着試験を実施し、Sr 分配係数を推定した。試験液は、まず、模擬海水（大阪薬研株式会社製 マリンアート SF-1 で調製）を 3~2000 倍希釈し、希釈後の Ca 濃度が 80 ppm よりも低い場合には、Ca 濃度 80 ppm となるように $CaCl_2$ を添加した。そして、Sr 濃度が 1~200 ppm となるように $SrCl_2$ を添加して調製した。調製した試験液に放射性トレーサ(Sr-85)を添加し、液固比 100 ml/g で 8 日間振とうした。振とう後は 0.45 μm のフィルタで固液分離し、液相の放射能計数率を NaI シンチレーションカウンタにより測定した。$K_d$ は取得した吸着等温線と式(1)より推定した。なお、本試験には水熱合成の処理温度を 200℃にすることで、結晶性を低下させ、Sr 分配係数を向上させた半結晶性ケイチタン酸塩（当社製 FST）を用いた。

$$K_d = Q_{eq} / C_{eq} \quad \cdots\cdot (1)$$

（$Q_{eq}$: 平衡時の Sr 吸着量 [mol/g]、$C_{eq}$: 液相の平衡 Sr 濃度 [mol/mL]、$K_d$: 分配係数 [ml/g]）

表 1　タンク群の貯留水分析結果

| タンク群 | 貯蔵量 ($m^3$) | 塩素濃度 (ppm) | Sr-90濃度 (Bq/ml) |
|---|---|---|---|
| A | 5200 | 2320 | 7.32E+04 |
| B | 8300 | 975 | 5.88E+04 |
| C | 10000 | 230 | 7.37E+04 |
| D | 5800 | 600 | 4.08E+04 |

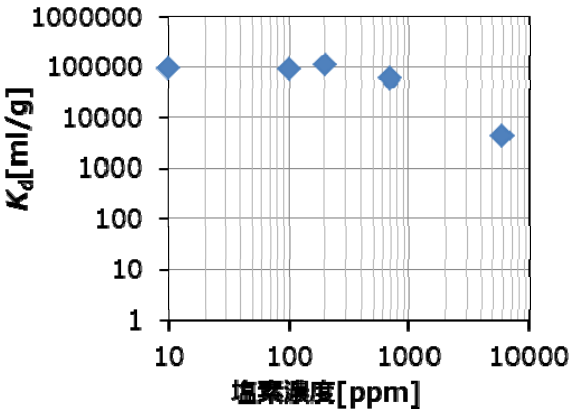



図 1 各塩素濃度における $K_d$

## 3. 結果：

塩素濃度が 200 ppm 以下では、$K_d$ が $10^5$ ml/g 程度でほぼ横ばいであった。一方で、200 ppm より高い海水濃度では徐々に Sr の分配係数が低下する傾向が確認された（図 1）。本結果を基にタンク群毎の海水の混入度合に応じた $K_d$ を推定し、実機設計へ反映した。

*Shunsuke Susa[1], Naoki Tajima[1], Hisao Ohmura[1], Taichi Horimoto[1] and Akira Ikeda
[1]TOSHIBA CORPORATION

# 福島第一原子力発電所　モバイル型ストロンチウム除去装置の開発
# （2）モバイル型ストロンチウム除去装置を用いた貯留タンク内汚染水からのストロンチウム除去

Development of Mobile Strontium Removal System for Fukushima

（2）Removal of the Strontium from the Active Water in Storage Tank by using Mobile Strontium Removal System

*堀本　太一[1]，池田　昭[1]，須佐　俊介[1]，田嶋　直樹[1]，大村　恒雄[1]，小島　千明[2]
[1]株式会社 東芝，[2]東京電力株式会社

福島第一原子力発電所には、高濃度の放射性ストロンチウム（Sr）を含む逆浸透膜（RO）濃縮水がタンクに貯留されており、本濃縮水から Sr を除去するためモバイル型装置を開発した。装置を設置し、Sr 除去運転の結果、タンク内の Sr を除去し、リスク低減を達成した。

**キーワード：**汚染水，Sr，ストロンチウム，吸着材，ケイチタン酸塩

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所内のタンクに貯留の RO 濃縮水は Sr 濃度が高く、万一の漏洩時の汚染拡大リスクを低減するため、Sr を除去するモバイル型装置を開発した。本装置は、Sr 吸着材として当社開発のケイチタン酸塩（FST）を使用し、吸着塔へ汚染水を通水することで Sr を吸着除去する。本装置は 4 つのタンク群に対して各 1 系統設置し、2015 年 2 月から 5 月にかけてタンク内の RO 濃縮水約 29,000m$^3$ を処理した。

## 2. 装置構成

装置はポンプ、吸着塔（2 塔）、前置フィルタで構成される。タンク群（タンク間は連結管で接続）の先頭タンクから RO 濃縮水を装置へ移送し、Sr を除去した後に処理水は再後段のタンクへ戻す循環ループを形成した（図１）。流量 20m$^3$/h で連続運転し、装置出口の Sr 濃度が入口濃度と同等になった場合に吸着塔 1 塔目の交換を実施した。なお、吸着塔はメリーゴーランド方式にて交換した。

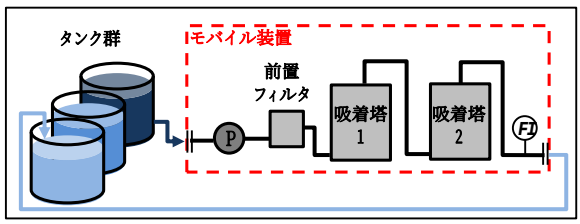



図１　モバイル型 Sr 除去装置　システム構成

＜モバイル型 Sr 除去装置仕様＞
処理量：20m$^3$/h（480m$^3$/日）/系列、系列数：4
吸着塔容積：720L、吸着材：ケイチタン酸塩

## 3. 運転実績

2015 年 2～5 月の運転の結果、装置通水量とともにタンク内 Sr 濃度は低下し、各タンク群で初期濃度に比べて 1/50～1/1900 に低減した。通水初期より吸着塔 1,2 塔目交換後で Sr 濃度の低下が速いことが確認された（図２）。これは通水初期にタンク内の不純物が吸着材表面に付着して Sr 吸着を阻害したことによる性能低下が要因と想定され、吸着塔交換時に吸着材付着分の不純物が除去されたことで、吸着塔交換後の Sr 除去性能が向上したものと想定している。通水初期の性能低下を除外すれば、事前評価で想定した傾向と同様の Sr 除去結果が得られ、リスク低減を達成した。

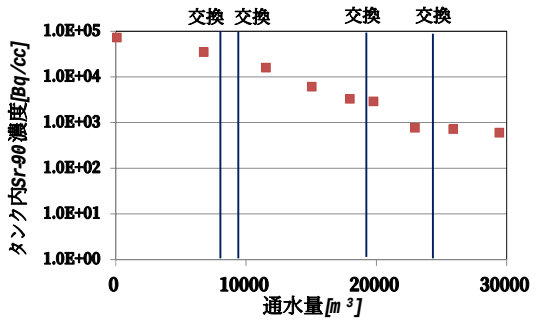



図２　Sr 浄化実績（タンク群 A）

表１　浄化日数・使用塔数の実績

| タンク群 | 初期濃度 (Bq/cc) | 最終濃度 (Bq/cc) | 想定浄化期間(日) | 実績浄化期間(日) | 想定必要吸着塔数 | 使用実績吸着塔数 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| A | 7.32E+04 | 6.02E+02 | 50 | 61 | 6 | 6 |
| B | 5.88E+04 | 1.20E+03 | 80 | 66 | 5 | 7 |
| C | 7.37E+04 | 1.45E+03 | 97 | 70 | 3 | 7 |
| D | 4.08E+04 | 2.13E+01 | 92 | 70 | 4 | 5 |

* Taichi Horimoto[1], Akira Ikeda[1], Shunsuke Susa[1], Naoki Tajima[1], Hisao Ohmura[1] and Chiaki Kojima[2]
[1]TOSHIBA CORPORATION, [2]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY

# $Sr^{2+}$選択吸着用高性能マンガン酸化物イオンふるいの合成と海水条件での吸着特性

High performance manganese oxide ion-sieves for $Sr^{2+}$ adsorption from sea water

*馮　旗[1]、陳常東[1]、内田満美[1]，神田　玲子[2]

[1]香川大学，[2](株) K&A 環境システム

$Sr^{2+}$とほぼ同じサイズの細孔を有する層状構造 $Na_{0.7}MnO_2$ およびトンネル構造 $Na_{0.44}MnO_2$ 吸着剤を合成し、イオンふるい効果を利用した $Sr^{2+}$高選択吸着剤を開発し、天然海水から $Sr^{2+}$の選択吸着特性を調べた。

**キーワード**：$Sr^{2+}$吸着，イオンふるい，放射線汚染水処理，**マンガン酸化物。**

**1. 緒言**　福島第一原発事故の放射性汚染水処理は原発事故処理の重要な課題である。汚染水には多くの海水成分が含まれているため、$Cs^+$と $Sr^{2+}$の効率的除去には高選択性吸着剤が不可欠である。$Cs^+$の高選択性吸着剤として結晶性 Silicotitanate（CST）が開発されたが、$Sr^{2+}$吸着剤に関しては充分な選択性が得られず、更なる高選択性吸着剤の開発が期待される。我々のこれまでの研究によればトンネル構造と層状構造を有するマンガン酸化物は優れた陽イオンふるい吸着特性を示し、$Sr^{2+}$サイズと同じぐらいの細孔を有するイオンふるいを利用すれば、$Sr^{2+}$の高選択性吸着剤を実現できると予想される。本研究は、$Sr^{2+}$と同じくらいのイオン半径を有する $Na^+$テンプレートを利用してマンガン酸化物系高選択性 $Sr^{2+}$吸着剤を開発し、$Sr^2$選択特性評価を行った。

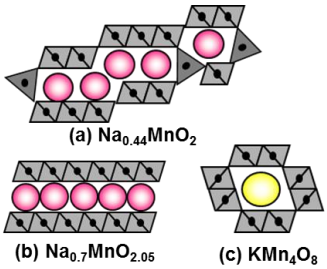



Fig. 1. Structures of manganese oxides

**2. 実験**　$Na_2CO_3$ と $MnCO_3$ を所定モール比で混合し、所定温度で焼成し、マンガン酸化物 NMO 試料を合成した。さらに $Na_2CO_3$ と $MnCO_3$ に所定量の $Li_2CO_3$ あるいは $Al(OH)_3$ を添加し、所定温度で焼成し、NLMO と NAMO 試料を合成した。$Sr^{2+}$吸着量測定では、10 ppm $Sr^{2+}$を含有する天然海水（瀬戸内海）50 mL に吸着剤 50 mg を加え、2 日撹拌吸着した後、吸着前後の $Sr^{2+}$濃度を測定して求めた。分配係数（$K_d$）測定では、同様に $Sr^{2+}$吸着を行ったが、吸着剤を 0.5 g を添加した。

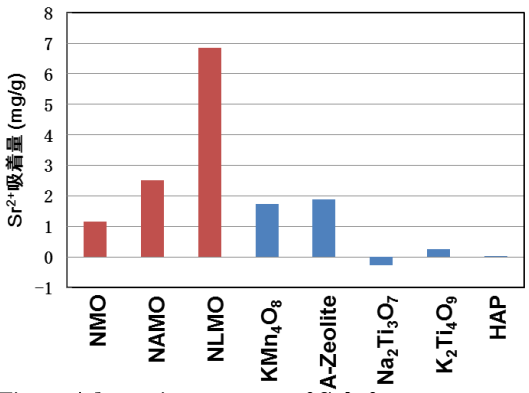



Fig. 2. Adsorption amount of $Sr^{2+}$ from sea water

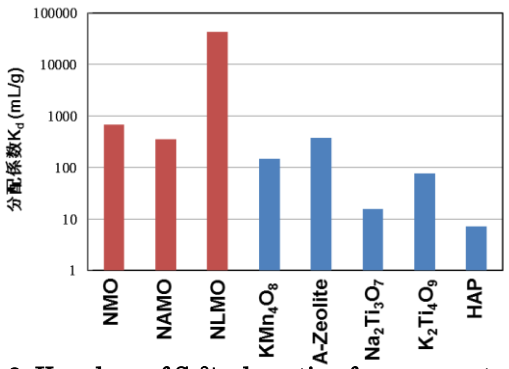



Fig. 3. $K_d$ values of $Sr^{2+}$ adsorption from sea water

**3. 結果・考察**　XRD 測定結果から合成した NMO 試料は主に $Na_{0.44}MnO_2$ トンネル構造、NLMO 試料は $Na_{0.7}MnO_2$ 層状構造、NAMO 試料は $Na_{0.44}MnO_2$ と $Na_{0.7}MnO_2$ の混合物であり、マンガン酸化物の構造 Fig. 1 を示す。$Sr^{2+}$吸着量測定結果から 600℃以上の合成温度では、合成温度の増加に伴い、$Sr^{2+}$吸着量が低下した。同じ温度では NMO＜NAMO＜NLMO の順に $Sr^{2+}$吸着量が増加した。600℃で合成した試料およびその他の各種吸着剤の海水からの $Sr^{2+}$吸着量と分配係数（$K_d$）を Fig. 2 と Fig. 3 に示す。NLMO は最も高い吸着量と $K_d$ 値を示し、A-Zeolite と比べ、吸着量が 3.5 倍、$K_d$ が 100 倍高い。以上の結果から $Na_{0.7}MnO_2$ 層状構造の細孔は $Sr^{2+}$サイズにほぼ対応し、イオンふるい効果により $Sr^{2+}$に対する特異的吸着選択性を示す。そのイオンふるい効果の詳細について発表当日に説明する予定である。

* Qi Feng[1], Changdong Chen[1], Mami Uchida[1] and Reiko Kanda[2]

[1] Kagawa Univ., [2] K&A Environment System

# 多核種除去設備で発生する炭酸塩スラリーの脱水性向上

Dewaterability improvement of the carbonate slurry generated
in the Multi-nuclide Removal Equipment

*篠原 隆明[1], 岩﨑 守[1], 小森 英之[1], 森 浩一[1], 池田 昭[2], 赤城 正晃[2]
[1]栗田工業㈱, [2]㈱東芝

多核種除去設備の前処理プロセスに返送式凝集沈殿を追加設置することによる、炭酸塩濃縮スラリーの脱水性向上効果を可視化して提示する。

**キーワード**：福島第一原子力発電所, 多核種除去設備, 炭酸塩濃縮スラリー, 脱水, 減容化

## １．緒　言

福島第一原発の汚染水は硬度(Ca, Mg) 除去を目的に凝集／ろ過による前処理が行われ、炭酸塩濃縮スラリーが二次廃棄物として発生している。長期保管における漏えいリスク低減、減容、安定化処理を行うには脱水操作が重要となる。炭酸塩濃縮スラリーの脱水性の凝集プロセスによる違いを評価する。

## ２．実　験

通水量 30L/h の連続試験装置を用いて、模擬汚染水(Ca:300, Mg:400, Sr:2[mg/L]) で、**図１**に示す二通りのプロセスで濃縮スラリーを調製し、**図２**に示すような方法で、濃縮スラリーの脱水性を評価した。

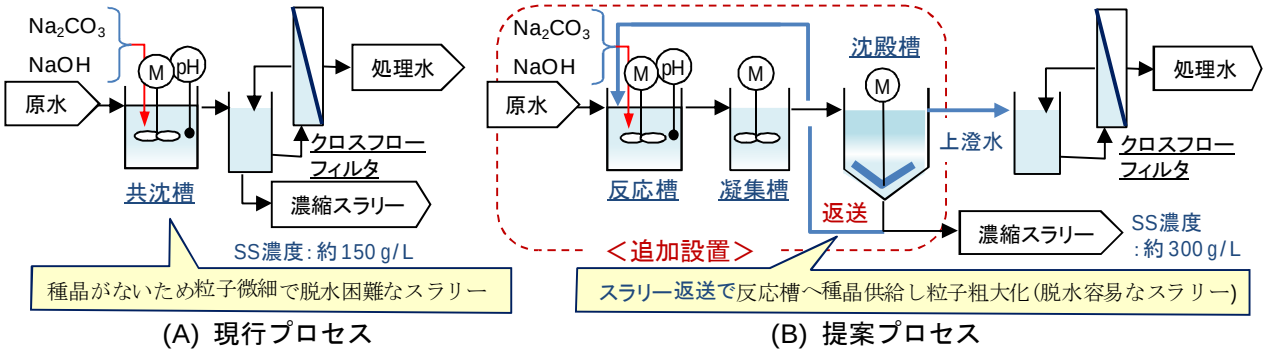



**図１　試験対象とした前処理プロセスの比較**

## ３．結　果

提案プロセスの沈殿槽から得た濃縮スラリーの固体濃度は約 300g/L で、**図２**の試験から、以下のろ過脱水を確認した。

**表１　返送凝集沈殿法濃縮スラリーの脱水性**

| | |
|---|---|
| 吸引圧力 | －0.03～－0.04 MPa |
| ろ過時間 | 約 10 分 |
| ろ過後含水率 | 26 % |

一方、現行プロセス模擬濃縮スラリーは固体濃度 約 150g/L と低いが上記方法ではろ過が困難であった。

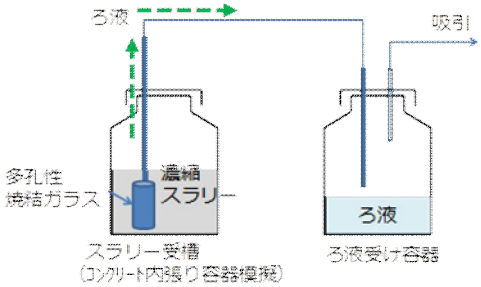



**図２　吸引ろ過試験装置**

## ３．結　論

前処理プロセスの改造により、濃縮スラリー廃棄物を減容しつつ、脱水性を向上できる見通しを得た。

---

*Takaaki Shinohara[1], Mamoru Iwasaki[1], Hideyuki Komori[1], Koichi Mori[1], Akira Ikeda[2], Masaaki Akagi[2]
[1]Kurita Water Industries Ltd., [2]Toshiba Corporation

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

# [2I19-23] Predisposal management of Fukushima Accident waste 4

Chair: Qi Feng (Kagawa Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 5:10 PM - 6:30 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

## [2I19] Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC

＊Isao Yamagishi[1], Takafumi Motooka[1], Ryuji Nagaishi[1], Masahide Takano[1] （1.JAEA）

5:10 PM - 5:25 PM

## [2I20] Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC

＊Takafumi Motooka[1], Ryuji Nagaishi[1], Isao Yamagishi[1] （1.JAEA）

5:25 PM - 5:40 PM

## [2I21] Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC

＊RYUJI NAGAISHI[1], ISAO YAMAGISHI[1], TAKAFUMI MOTOOKA[1], MASAO INOUE[1], TAICHI MATSUMURA[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

5:40 PM - 5:55 PM

## [2I22] Basic Study on Production of Hydrogen Gas by Radiolysis of the Carbonate Slurry Generated from the Multi-Radionuclide Removal System

＊Yoichi Arai[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Akira Ikeda[2,3], Masamichi Obata[2,3], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Toshiba Corporation）

5:55 PM - 6:10 PM

## [2I23] Dose evaluation of adsorption vessels for contaminated water treatment by using radiation transport and shielding calculation codes

＊Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Junichi Katakura[2,1], Masahide Suzuki[2] （1.JAEA, 2.NUT）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# HIC模擬炭酸塩スラリーの照射実験
## (1) 試験概要

Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC

(1) Outline of experiments

*山岸 功[1]，本岡 隆文[1]，永石 隆二[1]，高野 公秀[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所事故の汚染水処理で発生した炭酸塩スラリーは、高性能容器（HIC）に保管されているが、HIC内の水位上昇に伴うたまり水が観察されている。この事象解明のため、模擬炭酸塩スラリーをガンマ線で高線量照射する加速試験を行った。試験の概要および模擬炭酸塩スラリーの性状について報告する。

**キーワード：**照射，炭酸塩，スラリー，スラッジ，放射線分解，水素ガス

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故の汚染水処理では、図に示すように、放射性 Cs を吸着除去後、逆浸透膜(RO)で濃縮した廃液を多核種除去設備（ALPS）の前処理工程で凝集沈殿処理する[1]。初期には鉄共沈の後に炭酸塩沈殿処理を行っていたが（図中の既設）、現在は鉄共沈を経ずに炭酸塩を沈殿させている（図中の増設）。これらのスラリーは、高性能容器 HIC（ポリエチレン製、外形約 1.5 m×高さ約 1.9 m）[2]に保管されており、主に増設の炭酸塩スラリーを収納した HIC の一部で、内部の水位上昇と外部にたまり水が観察され、気相に水素ガスが検出されている[1]。これらの事象を解明するため、模擬炭酸塩スラリーをガンマ線で高線量照射する加速試験を行っており、3 件のシリーズ発表で成果を報告する。本稿では、試験の概要と模擬炭酸塩スラリーについて述べる。




図　汚染水処理における多核種除去設備（ALPS）と炭酸塩スラリーの発生

### 2. 試験の概要

HIC の水たまり発生事象が放射線分解によるガス発生に起因すると考え、スラリー内でのマクロ的なガス発生と保持挙動（シリーズ発表(2)）を調べるとともに、炭酸塩スラリーや炭酸塩溶液におけるミクロ的な放射線分解挙動（シリーズ発表(3)）について検討した。なお、HIC 炭酸塩スラリーの分析結果[3]では、主成分が $Mg(OH)_2$ と $CaCO_3$ で、ベータ線を放出する Sr-90 が主要核種とされるが、本試験では模擬炭酸塩スラリーの外部から Co-60 のガンマ線を照射した。

### 3. 模擬炭酸塩スラリー

模擬炭酸塩スラリーは、東芝の協力のもと、以下の手順で栗田工業（株）にて調製された。まず、人工海水マリンアートを 3 倍希釈後にCa濃度を調整して原水とした。原水を連続凝集装置に供給し、規定量の$Na_2CO_3$を添加しながら、NaOHでpH 12 に調整し、スラリーを得た。これをクロスフローフィルターでろ過することで、懸濁物質（SS）濃度の高い模擬炭酸塩スラリーを得た。SS濃度 95 g/L、148 g/Lの模擬炭酸塩スラリーについて、約 0.3 gを n 回採取し、硝酸溶解後にICP-OESで元素分析した結果を、標準偏差とともに表に示す。主成分がMg塩とCa塩であることを確認した。

表　模擬炭酸塩スラリー中の元素重量測定結果の例（wt%）

| SS 濃度，採取回数 | Na | Mg | K | Ca | Sr |
|---|---|---|---|---|---|
| 95 g/L，n=2 | 0.523±0.003 | 2.892±0.117 | 0.017±0.001 | 2.125±0.078 | 0.017±0.001 |
| 148 g/L，n=5 | 0.459±0.005 | 3.466±0.022 | 0.010±0.000 | 2.204±0.009 | 0.016±0.000 |

注）HIC 炭酸塩スラリーの初期密度は、通常運転時の実績で 150 g/L[1]。

**参考文献**

[1] HIC 上のたまり水発生の原因と対策の検討・実施状況（TEPCO），第35 回特定原子力施設監視・評価検討会 (2015) 他

［2］福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.16 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設）

［3］HIC 上のたまり水発生の原因と対策の検討・実施状況（TEPCO），特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会(第1回) (2015) 他

* Isao Yamagishi [1], Takafumi Motooka [1], Ryuji Nagaishi [1] and Masahide Takano [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

# HIC模擬炭酸塩スラリーの照射実験
# (2) ガンマ線照射下での模擬炭酸塩スラリーのガス保持挙動試験

Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC

(2) Gas retention behavior of simulated carbonate slurry under γ-ray irradiation

*本岡　隆文[1]，永石　隆二[1]，山岸　功[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高性能容器(HIC)上のたまり水の発生原因に関する基礎知見取得のためガンマ線照射実験を行った。模擬炭酸塩スラリーにガンマ線を照射したところ、水位上昇、スラリー内での気泡発生、上澄みの出現、ガス放出を認めた。水位上昇の原因は スラリー内のガス蓄積による体積膨張と考えられた。

**キーワード：**ガンマ線，照射，炭酸塩，模擬スラリー，ガス

## 1. 緒 言

多核種除去設備（ALPS）での凝集沈殿処理により発生した放射性物質を含む炭酸塩スラリーが収容された高性能容器(HIC)では、上蓋にたまり水が発生した[1)]。たまり水発生原因に関する基礎知見取得のため、実機の炭酸塩スラリーを模擬したHIC模擬炭酸塩スラリーを用いたガンマ線照射実験を行った。所定時間毎に水位上昇の有無を目視確認するとともに、水位上昇の原因を目視観察結果から検討した。

## 2. 実 験

HIC模擬炭酸塩スラリーは栗田工業（株）の提供品である。放射線源としてCo-60ガンマ線源を利用した。模擬炭酸塩スラリーを内径20㎜の平底石英管に充填し1日静置した後、ガンマ線を平均8.5kGy/h、積算で48h照射した。所定時間毎に水位上昇の有無を目視確認した。積算線量は約410kGyであった。線量はPMMA線量計と酢酸セルロースフィルム線量計で測定した。高崎量子応用研究所のガンマ線照射施設で実験を実施した。比較としてガンマ線照射なしでも実験を実施した。なお、実機HIC炭酸塩スラリーの主放射線源はベータ線を放出するSr-90であること及び本実験での吸収線量率はHIC内の想定最大吸収線量率の約340倍に相当することを注記しておく。

## 3. 結果と考察

図1に懸濁物濃度95g/Lの模擬炭酸塩スラリーについて、ガンマ線照射と非照射での外観の時間変化を示す。最大で約10%の水位上昇を観察するとともに、スラリー内に気泡の発生とスラリー上部に上澄みの出現を認めた。照射44h後では、気泡がスラリーから上澄みへ移動し気泡内のガスが放出した際に形成したと推察される界面の凹凸を観察した。非照射では水位上昇は認められなかった。今回のサンプルでは、ガンマ線照射下での水位上昇の原因は、炭酸塩スラリー内のガス蓄積による体積膨張と考えられた。HICたまり水発生事象に炭酸塩スラリー内でのガス蓄積が寄与していると推察される。模擬炭酸塩スラリーの放射線分解によるガス発生挙動について、シリーズ発表(3)で紹介する。

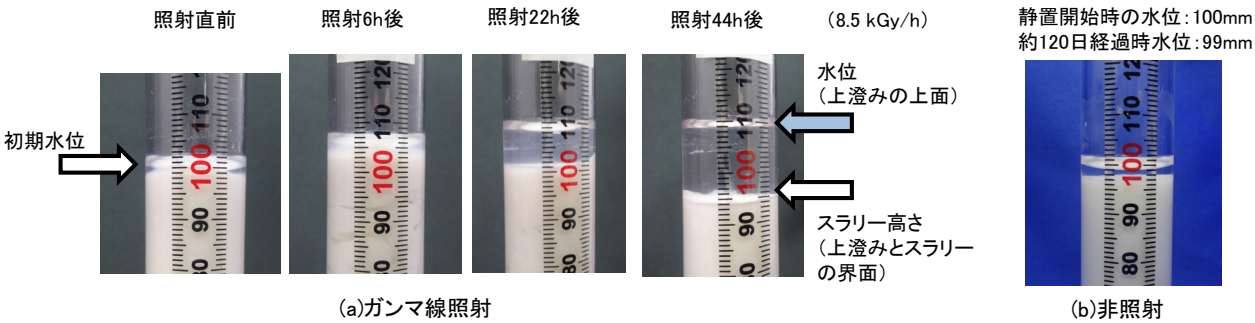



図１　ガンマ線照射と非照射での石英管に充填した模擬炭酸塩スラリーの外観

**参考文献**

[1] HIC 上のたまり水発生の原因と対策の検討・実施状況（TEPCO），第 36 回特定原子力施設監視・評価検討会資料 (2015.7.1)

*Takafumi Motooka [1], Ryuji Nagaishi [1] and Isao Yamagishi [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

# HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験
# (3) 模擬炭酸塩スラリーの放射線分解挙動に関する研究

Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC

(3) Studies on radiolysis behavior of simulated carbonate slurry

*永石 隆二[1]，本岡 隆文[1]，山岸 功[1]，井上 将男[1]，松村 太伊知[1]

[1]日本原子力研究開発機構

多核種除去設備（ALPS）の高性能容器（HIC）中で起きた炭酸塩スラリーの液位上昇に伴うたまり水発生は，スラリー中の Sr-90 等からのベータ線による放射線分解に起因すると考えられるが，詳細は明らかにされておらず，その原因究明を含めたスラリー廃棄物の安全管理の観点から，放射線分解挙動に関する研究を段階的に進めてきた。シリーズ発表として本報告では，処理水中の海水成分や添加物の炭酸塩が与える水の放射線分解への影響について議論するとともに，分解生成物の過酸化水素の熱分解による酸素発生等について述べる。

**キーワード：炭酸塩，海水成分，模擬スラリー，放射線分解，水素ガス**

## 1. 緒言

ALPS での凝集沈殿で生じた炭酸塩スラリー（懸濁物濃度 $C_{SS} \approx 150$ g/L，pH ≈ 12）[1]に含まれる水中には，海水由来のハロゲン化物イオン（$X^-$: $Cl^-$, $Br^-$）[2]，並びに添加剤の炭酸イオン（$CO_3^{2-}$）が残存していると考えられるが，これらは放射線分解で生成した水素（分子）の酸化を抑制し，結果として水素発生を促進することが予想される。また，微細な懸濁物（沈殿物 $CaCO_3$, $Mg(OH)_2$）によってスラリー中には水の 10 倍以上の高い粘性が生じるため，放射線分解後に溶存種から気泡となったガス生成物の一部／全部はスラリー中に保持される[3]ことが予想される。

以上のことを踏まえて，本研究では，放射線分解によるガス発生を中心としたスラリー中の微視的な現象解明を目指して，Co-60 ガンマ線照射実験をはじめとするスラリーの物性評価，過酸化水素の熱分解実験等を進めた。

## 2. 実験

炭酸塩スラリーには主に栗田工業（株）が調製したもの（$C_{SS}$ = 95 g/L 等）を用い，これらをそのまま／希釈して試料とした。比較試料として水溶液には純水，海水，ハロゲン化物塩や炭酸塩を溶解した水等を用いた。試料をガラスバイアル（5-25 cm）に入れ，セプタム付きキャップで封入し，ガンマ線照射施設（JAEA 高崎研）の照射室に設置して，ガンマ線（線量率 4-6 kGy/h，積算線量 < 20 kGy）を照射した。照射後，バイアルのヘッドスペースから気体を一定量サンプリングして，これを GC に注入して気体中の発生ガス濃度を分析した。線量測定は試料と同じ高さの重クロム酸溶液線量計を用いて照射毎に行い，線量計との比較から試料の吸収線量を評価した。

## 3. 結論

放射線分解によるガス発生の一例として，図 1 に水素発生の吸収線量依存性を示す。純水中では OH ラジカルによる水素の酸化（$\bullet OH + H_2 \rightarrow H_2O + \bullet H$）が起きるため，発生収量 $G(H_2)$が 1 次収量 $g(H_2) = 4.7 \times 10^{-8}$ mol/J よりも小さいが，海水中では $X^-$による OH ラジカルの捕捉（$X^- + \bullet OH \rightarrow \bullet X + OH^-$）がスパー内反応（反応時間$\tau = 1/k[Cl^-] > 0.5$ ns）とその後の均一反応（$1/k[Br^-] > 90$ ns）で起きるため，$G(H_2)$は $g(H_2)$よりも若干大きい[2]。炭酸イオン水溶液では海水と同様な OH ラジカル捕捉が均一反応（$1/k[CO_3^{2-}] > 100$ ns）のみで起きるため，$G(H_2)$は $g(H_2)$とほぼ同じになった。また，炭酸塩スラリーでの $G(H_2)$が炭酸イオン水溶液での値よりも小さいのは，主にスラリーに含まれる水へのガンマ線エネルギーの吸収割合（電子分率）が 100 %未満であることに起因する。

本報告では，さらにスラリーによる発生ガス保持率の粘度及び試料高さ依存性[3]，水素の対生成物である過酸化水素の熱分解速度への pH や懸濁物共存の影響等についても述べる。

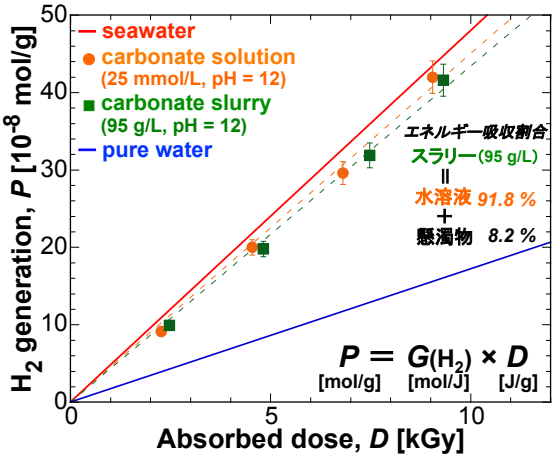



図 1 水溶液及び炭酸塩スラリーからの水素発生
（室温，空気飽和，試料高さ 1 cm，試料撹拌後）

### 参考文献

[1] HIC 上のたまり水発生の原因と対策の検討・実施状況（TEPCO），第 35 回特定原子力施設監視・評価検討会（NRA） (2015) 他.

[2] R. Nagaishi *et al*., “Consideration of radiolytic behavior in diluted and concentrated systems of seawater”, NPC 2014, #10242 (2014) 他.

[3] 永石, 井上ら, 原子力学会 2015 年秋の大会 H01 (2015) 他.

* Ryuji Nagaishi[1], Takafumi Motooka[1], Isao Yamagishi[1], Masao Inoue [1] and Taichi Matsumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

# 多核種除去設備から発生した炭酸塩スラリーの放射線分解による水素発生

Basic Study on Production of Hydrogen Gas by Radiolysis of the Carbonate Slurry Generated from the Multi-Radionuclide Removal System

*荒井 陽一[1,2], 比内 浩[1,2], 駒 義和[1,2], 池田 昭[2,3], 小畑 政道[2,3], 柴田 淳広[1,2], 野村 和則[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] IRID, [3] 株式会社東芝

多核種除去設備の炭酸塩スラリー廃棄物を収納している高性能容器の上部にたまり水が発生した原因の究明に資するため、実スラリーから発生する水素量を様々な条件で測定した。スラリーからは有意量の水素が発生し、その水素発生の G 値は水の G 値と同程度であった。

**キーワード**：福島第一原子力発電所, 多核種除去設備, 放射線分解, 水素ガス発生

**1. 緒言**　多核種除去設備の炭酸塩スラリー廃棄物を収納する高性能容器（HIC）の上部にたまり水が発生した。炭酸塩スラリー廃棄物は主に $^{90}$Sr-$^{90}$Y を含むものであり、この $\beta$ 線によりスラリー中の水の放射線分解により水素ガスが発生し、スラリー内に滞留することによる見かけの体積膨張が一因と推察されている。このため、実スラリーから発生する水素量を測定し、水素発生挙動について調査した。

**2. 試験方法**　実際に多核種除去設備で発生した炭酸塩スラリー($^{90}$Sr：約 $1.3\times10^{7}$Bq/ml[1])を用いた。ガラス容器（容量 30 ml）にスラリー10 ml を入れセプタム（ブチルゴム製）にて密封した。静置したスラリー(約 22ml)の上澄み液を 1.5ml 回収することで固液比を変化させた試料を用意した。シリンジで気層部より 1 ml の気体を採取し、ガスクロマトグラフを用いて水素濃度を測定した。水素濃度の測定結果から水素分子数を算出し、その値を $^{90}$Sr-$^{90}$Y の放射能分析結果と平均エネルギーから算出した吸収エネルギーで除して、水素発生の G 値を算出した。

**3. 結果**　水素濃度の経時変化により、炭酸塩スラリーから発生する水素の総量は時間に比例して増加することを確認した(図 1)。水素発生の G 値は約 0.36 であり、水の放射線分解による G 値(約 0.45)と同程度であった。たまり水中には塩分が検出されており[2]、$Cl^-$は水酸化ラジカル(・OH)と反応するため[3]、水素の再結合が阻害された結果、理論値と同程度の水素発生の G 値を示したと考えられる。試料から発生した水素ガスはスラリーに含まれる水の放射線分解に起因すると推察される。スラリー層中の水素の滞留については 21 日後、スラリー層に保持された水素を気層に追い出すために容器を振とうして水素濃度を測定したところ、振とう前後の水素濃度は同程度であった。メスシリンダーを用いた系とは異なり[4]、スラリー層が 1.8 cm と極端に短い本体系では、水素はスラリー層から気層へと速やかに移行した。固液比の影響については、固液比が 10%程度増加した条件では水素発生量に変化は認められなかった。

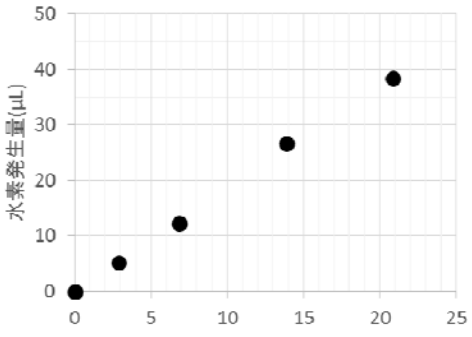


図 1 水素発生量の経時変化

以上より、水素の滞留により見かけの液位が上昇するには、一定のスラリー層の高さや密度が必要であると考えられる。

**※本成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の一部である。**

**参考文献**

[1]比内他, 日本原子力学会「2015 年秋の大会」I11
[2]東京電力株式会社, 特定原子力施設監視・評価検討会(第 34 回)資料 2
[3]熊谷他, 日本原子力学会和文論文誌　Vol.10, No.4, p.235-239 (2011)
[4]東京電力株式会社, 特定原子力施設監視・評価検討会(第 36 回)資料 5-1

*Yoichi Arai[1,2],Hiroshi Hinai[1,2],Yoshikazu Koma[1,2],Akira Ikeda[2,3], Masamichi Obata[2,3],Atsuhiro Shibata[1,2]and Kazunori Nomura[1,2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [3] Toshiba Corporation

# 放射線輸送・遮蔽計算による汚染水処理装置の吸収線量評価

Dose evaluation of adsorption vessels for contaminated water treatment by using radiation transport and shielding calculation codes

*松村 太伊知[1-2]，永石 隆二[1]，片倉 純一[1-2]，鈴木 雅秀[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]長岡技術科学大学

福島第一原子力発電所事故における汚染水処理では、外部放射線の測定や解析によって内部の吸着核種や吸収線量の分布を評価することが期待される。本研究では汚染水処理の代表例として情報が広く公開されているTMI-2事故時の汚染水処理に用いた水没式脱塩システム(SDS)に対して、吸着塔内のゼオライト充填層の吸収線量率及び吸着塔のγスキャニングと充填層内の核種分布との関係の評価を試みた。

**キーワード：TMI-2 事故・水没式脱塩システム吸着塔・吸収線量率・放射性核種・γスキャニング**

## 1. 緒言

放射線輸送・遮蔽計算コードは解析対象によって様々なものがあり、原子力分野では決定論的計算手法である点減衰核計算コード(QAD)、二次元輸送計算コード(DOT)等が許認可での使用実績がある。近年、確率論的計算手法であるモンテカルロ法に基づく計算コードが核燃料施設・装置での遮蔽計算に使われるようになってきた。その一つに PHITS[1]があり、加速器の遮蔽計算等の高エネルギー分野において使用の実績を有し、MCNP 等の他のコードと比較しても多様な放射線・エネルギー領域での計算が可能であり、廃棄物処理処分での応用が期待できる。

そこで本研究では、TMI-2 事故の汚染水処理に関する報告書[2]及びそれらを基にした先行研究[3]を参考に、まず PHITS を用いて混合ゼオライト充填層での吸収線量及びγスキャニングについての解析を試みた。

## 2. 解析

吸着塔内の異なる 2 種類のゼオライトを混合した充填層(IE-96:A-51=3:2)[2]の水分率は、吸収線量率の計算時には 20wt%(100%相対湿度状態)と 39wt%(浸水状態)、$^{137}$Cs のγスキャニング時には 17wt%(乾燥後)[2]と設定した。放射線源として吸着核種のβ線(エネルギースペクトルの考慮の有無)・γ線のエネルギー、放射能量及び核種分布の有[3]・無を充填層内に設定した。吸収線量率の計算では、各吸着核種によって放出した崩壊熱 225W[3]から充填層に付与された吸収エネルギー率を計算し、それとゼオライトの重量から吸収線量率を計算した。γスキャニングによる充填層内の核種分布の推定では、まず、線源が均一に分布した補正用の吸着塔を設定し、吸着塔を上下に移動させた各位置においてコリメータを通り検出器に入射したフラックスを求めた。このフラックスは均一分布時においても測定系に依存して充填層の各位置で大小するため、次に、このフラックスから均一分布を推定できる補正係数を測定系毎に求めた。最終的に、その係数とγスキャニングの実測定値[2]から本来の核種分布を推定した。

## 3. 結果と議論

解析結果の一例として、表 1 に吸着塔内の充填層の吸収エネルギー率・吸収線量率を示す。水分率の上昇とともに吸収エネルギー率は増加し、吸収線量率は減少した。増加と減少の相反する原因は水分率の上昇に伴う密度の増加であり、その増加率(1.28)が吸収エネルギー率の増加率(1.08)よりも大きいため、結果として吸収線量率が減少する。また、β線のエネルギースペクトルを考慮した場合としない場合(平均値)で結果にほとんど違いはみられなかった。しかし、核種分布の有無は統計誤差の範囲を超えて有意な違いを与えた。さらに、先行研究[3]と比較した場合、吸収エネルギー率は 6～8%低い値になった。

本報告では、γスキャニング時の吸着塔−Pb 遮蔽体間の距離が、核種分布の推定値に及ぼす影響についても述べる。

**表 1 充填層の吸収エネルギー率**

| 核種分布 | 有[3] | 無(均一) |
|---|---|---|
| 水分率 (wt%) | 吸収エネルギー率 (W) | |
| 20 | 162 | 155 |
| 39 | 175 | 168 |
| 水分率 (wt%) | 吸収線量率 (kGy/h) | |
| 20 | 3.22 | 3.09 |
| 39 | 2.71 | 2.60 |

**参考文献**
[1]T. Sato et al,, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS,Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)
[2]G.H.Bryan et al., Summary of radioactive operations for zeolite vitrification demonstration program, GEND-038, PNL(1984)
[3]R.Nagaishi et al., Revaluation of Hydrogen Generation by Water Radiolysis in SDS Vessels at TMI-2 Accident,NPC2014(2014)

*Taichi Matsumura[1-2], Ryuji Nagaishi[1], Junichi Katakura[1-2] and Masahide Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA), [2]Nagaoka University of Technology

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

# [2J01-03] Neutron nuclear data measurement

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 11:10 AM - 12:00 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

## [2J01] Mesurement of the 550 keV-Neutron Capture Cross Section and Gamma-ray Spectrum of Y-89

＊Takeshi Nagasaka[1], Masayuki Igashira[1], Tatsuya Katabuchi[1], Tatsuhiro Saito[1], Seigo Umezawa[1], Ryo Fujioka[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

11:10 AM - 11:25 AM

## [2J02] Measurement of high energy gamma-ray spectrum accompanied by neutron induced fission of $^{235}$U

＊Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Torsten Soldner [2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsekhanovich[5], Costel Petrache[6] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institut Laue-Langevin, 3.Institute for Reference Materials and Measurements, 4.University of Manchester, 5.CENBG Bordeaux, 6.CSNSM Orsay）

11:25 AM - 11:40 AM

## [2J03] Developments of new data acquisition system in J-PARC/MLF/ANNRI

＊taro nakao[1], Atsushi Kimura[1], Kazushi Terada[1], Syoji Nakamura[1], Osamu Iwamoto[1], Hideo Harada[1], Tatsuya Katabuchi[2], Masayuki Igashira[2], Jun-ichi Hori[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Kyoto University）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# $^{89}$Y の 550 keV 中性子捕獲断面積と捕獲ガンマ線スペクトルの測定

Measurement of 550-keV neutron capture cross section and capture gamma-ray spectrum of Y-89

*長坂　猛[1]，井頭　政之[1]，片渕　竜也[1]，齋藤　辰宏[1]，梅澤 征悟[1]，藤岡 諒[1]
[1]東京工業大学

元素合成を理解するためには keV 中性子捕獲断面積が重要である。そこで、中性子エネルギー550 keV における $^{89}$Y の中性子捕獲断面積と捕獲ガンマ線スペクトルを測定した。測定結果を過去の実験値及び評価値と比較した。

**キーワード： $^{89}$Y、keV 中性子捕獲断面積、捕獲ガンマ線スペクトル、コンプトン抑止型 NaI(Tl)検出器、宇宙元素合成、飛行時間法**

**1. 緒言**：　$^{89}$Y は恒星内元素合成(特に s-process)の研究において重要な核種である。$^{89}$Y の中性子数は 50 であり、中性子魔法数と呼ばれ、中性子捕獲断面積が小さくなる。そして、s-process 経路上の中性子魔法数を持つ核種は捕獲反応速度が小さいために合成経路のボトルネックを形成する。s-process による元素合成を理解するためには中性子捕獲断面積が重要である。元素合成が起こる温度は kT = 30 keV 程度で、反応を起こす中性子のエネルギー分布は温度 30 keV のマクスウェル分布となる。したがって、s-process 研究において数 keV から数百 keV までの広いエネルギー領域の中性子捕獲断面積が必要となる。そこで、中性子エネルギー550 keV における $^{89}$Y の中性子捕獲断面積を測定した。さらに、反応機構の詳細な情報を得ることができるため、捕獲ガンマ線スペクトルも測定した。

**2. 実験**：　実験では入射中性子エネルギー550 keV において $^{89}$Y の中性子捕獲断面積を中性子飛行時間法(TOF 法)を用いて測定した。実験は東京工業大学・原子炉工学研究所のペレトロン加速器を用いて行われた。550 keV 中性子は、ペレトロンで加速されたパルス陽子ビームによる $^{7}$Li(p,n)$^{7}$Be 反応で発生させた。試料に入射した中性子のエネルギースペクトルは $^{6}$Li ガラスシンチレーション検出器を用いて測定した。試料からの中性子捕獲ガンマ線はコンプトン抑止型 NaI(Tl)検出器によって測定した。検出器からの信号の中性子飛行時間と波高を 2 次元データとして取り込んだ。標準として金試料の測定も行った。

**3. 結果**：　$^{89}$Y の 550 keV 中性子捕獲断面積を誤差 4.9 %で導出した。また、得られた捕獲ガンマ線波高スペクトルをアンフォールディングすることで、$^{89}$Y の捕獲ガンマ線スペクトルも導出した。過去に本研究室において $^{89}$Y の 100 keV 以下のエネルギー範囲における中性子捕獲断面積の測定が行われている[1]。得られた断面積を上述の 100 keV 以下の実験値および評価値を図 1 に示す。図 1 をみると、今回の結果は JENDL-4.0 の評価値を支持している。ENDF/B.7.1 の評価値と比べると、8 %の差があった。

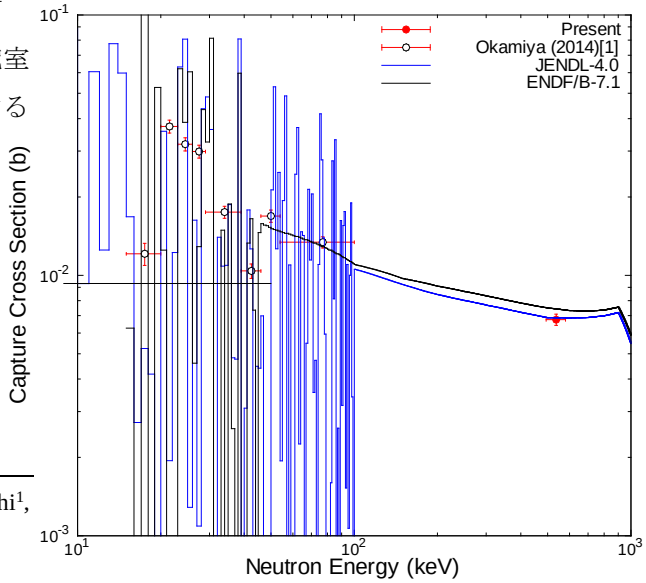



図 1：$^{89}$Y の中性子捕獲断面積

**参考文献**

[1] 岡宮朋裕, 修士論文, 東京工業大学, (2014).

*Takeshi Nagasaka[1], Masayuki Igashira[1], Tatsuya Katabuchi[1], Tatsuhiro Saito[1], Seigo Umezawa[1], Ryo Fujioka[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

# $^{235}$U 中性子核分裂における即発高エネルギーガンマ線スペクトルの測定

Measurement of high energy gamma-ray spectrum accompanied by neutron induced fission of $^{235}$U

*牧井 宏之[1]，西尾 勝久[1]，廣瀬 健太郎[1]，Riccardo Orlandi[1]，小川 達彦[1]，Torsten Soldner[2]，
Franz-Josef Hambsch[3]，Robert Frost[4]，Igor Tsekhanovich[5]，Costel Petrache[6]
[1]原子力機構，[2]ラウエ・ランジュバン研究所，[3]標準物質計測研究所，[4]マンチェスター大学，
[5]ボルドー・グランディニヤン研究所，[6]オルセー原子核研究所

仏国ラウエ・ランジュバン研究所にある高中性子束炉からの大強度冷中性子ビームと高感度 $LaBr_3$(Ce)シンチレータを用いて $^{235}$U 中性子核分裂に伴い発生する高エネルギーガンマ線スペクトルの測定を行った。

**キーワード：**中性子核分裂，ウラン 235，即発ガンマ線スペクトル，ラウエ・ランジュバン研究所

## 1. 緒言

福島第一発電所における廃止措置ではデブリとなった核燃料の取り出しが計画されているが、体系が未臨界であることを保証しながら作業を進める必要がある。環境からの強いバックグラウンドガンマ線下で核分裂事象を観測するため、我々は高エネルギーガンマ線（エネルギー6MeV 以上）に感度を有する未臨界監視検出器を提案している。この検出器開発の基礎データとなる $^{235}$U 中性子核分裂に伴い発生する高エネルギーガンマ線スペクトルの測定を行ったので、その結果を報告する。

## 2. 実験

濃縮 $^{235}$U 標的を真空槽内に設置し、これにラウエ・ランジュバン研究所にある高中性子束炉から供給される大強度冷中性子ビームを照射して測定を行った。核分裂で生成される核分裂片を、真空槽を挟むように設置した 2 台の多芯線比例計数管（MWPC）を用いて測定した。MWPC は早いタイミング信号が得られるために高い計数率条件でも効率良く測定でき、荷電粒子にだけ反応し放射線による性能劣化がない特徴がある。一方、即発ガンマ線は 2 台の $LaBr_3$(Ce)シンチレータを用いて測定した。$LaBr_3$(Ce)シンチレータは早い時間応答を有しており、やはり高い計数率条件での測定に適している。$^{235}$U 中性子核分裂ではこれまで最大 7MeV までのガンマ線しか測定された例がない[1]が、大強度冷中性子ビームと我々が開発した MWPC 及び $LaBr_3$(Ce)シンチレータからなる高効率測定装置を組み合わせた感度増大により、おおよそ 20MeV までのエネルギー領域でガンマ線スペクトルの測定を行うことができた。本発表では得られた測定結果とその解析の詳細について報告するとともに、高エネルギーガンマ線の発生機構について議論する。

### 参考文献

[1] A. Oberstedt et al., Phys. Rev. C 87 (2013) 051602.

*Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Torsten Soldner[2],
Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsekhanovich[5], and Costel Petrache[6]
[1]JAEA., [2]Institut Laue-Langevin, [3]Institute for Reference Materials and Measurements, [4]University of Manchester,
[5]CENBG Bordeaux, [6]CSNSM Orsay

# J-PARC/MLF/ANNRI におけるデータ収集系開発

## Developments of a new data acquisition system at ANNRI

*中尾 太郎[1], 木村 敦[1], 寺田 和司[1], 中村 詔司[1], 岩本 修[1], 原田 秀郎[1],
片渕 竜也[2], 井頭 政之[2],
堀 順一[3]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]東京工業大学, [3]京都大学

抄録:
原子力システム研究開発事業「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の一環として、ANNRI に設置されている中性子捕獲断面積測定体系である Ge 検出器系のデータ収集系更新作業について報告を行う。

**キーワード：**放射線計測

### 1. 背景

J-PARC/MLF/ANNRI ビームラインには、飛行時間法による中性子捕獲断面積測定のための Ge 検出器系が設置され、運用されている。2009 年のビーム運転開始以降 J-PARC のビーム出力は 20 倍以上に増加し、高い統計での実験が可能になった反面、データ収集系に対する要求も高まってきている。そのため、より高速なデータ収集系の構築が ANNRI において求められていた。

### 2. 高速データ収集系構築

新たにデータ収集系用 ADC として Ge 検出器用に CAEN 社製 V1724 100MHz ADC、BGO 検出器用に V1720 250MHz QDC を導入した。標準線源を用いて Ge 検出器の分解能パフォーマンスを確認し、ANNRI ビームラインでの金標的を用いた実験により、捕獲断面積測定に対する飛行時間法の適用性を確認した。同時に高エネルギー側での分解能、エネルギー非線形性といった、データ収集系のパフォーマンスを確認した。さらに、同時計測法のための時間構造解析を行い、Ge 検出器間、Ge 検出器および BGO 検出器間の相関解析の適用性を確認した。また、不感時間の評価により、従来システムに比べて最大 4 倍の高速化が可能であることを確認した。本報告では、あらたに開発されたデータ収集系について、その概要と性能について報告を行う。

本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

*Taro Nakao[1], Atsushi Kimura[1], Kazushi Terada[1], Shoji Nakamura[1], Osamu Iwamoto[1], Hideo Harada[1], Tatsuya Katabuchi[2], Masayuki Igashira[2], Jun-ichi Hori[3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Tokyo Institute of Technology, [3] Kyoto University

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

# [2J04-06] Photonuclear reaction

Chair: Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

## [2J04] Measurements of neutron energy spectra for $^{nat}$C(g,xn) reactions using laser electron photon beam at NewSUBARU

＊Toshiro Itoga[1], Yoshihiro Asano[2], Hiroshi Nakashima[3,2], Toshiya Sanami[4,2,6], Yoshihito Namito[4,6], Yoichi Kirihara[4], Hiroshi Iwase[4,6], Shuji Miyamoto[5], Akinori Takemoto[5], Masashi Yamaguchi[5] （1.Japan Synchrotron Radiation Research Institute, 2.RIKEN, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.KEK, 5.Laboratory of Advanced Science and Technology for Industry, University of Hyogo, 6.SOKENDAI）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2J05] Estimation of neutron capture cross section for Se-79 using Se-80 photonuclear reaction

＊Ayano Makinaga[2,1], Ralph Massarczyk[3], Ronald Schwengner[3], Hideaki Otsu[4], S Mueller[3], M Roeder[3], Konrad Schmidt[3,5], Andreas Wagner[3] （1.Faculty of Science, Hokkaido University, 2.JEin Institute for Fundamental Science, 3.Helmholtz-Zentrum Dresden Rossendorf, 4.RIKEN, 5.Technische Universitaet Dresden）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2J06] Nuclear resonance fluorescence measurement on Pb-207 with laser Compton scattering gamma rays

＊Toshiyuki Shizuma[1], Mohamed Omer[1], Takehito Hayakawa[1], Hideaki Ohgaki[2], Masashi Yamaguchi[3], Akinori Takemoto[3], Shuji Miyamoto[3] （1.JAEA, 2.Kyoto Univ., 3.Univ. of Hyogo）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# NewSUBARU レーザー電子光を用いた $^{nat}$C(g,xn)反応からの中性子エネルギースペクトル測定

Measurements of neutron energy spectra for $^{nat}$C(g,xn) reactions using laser electron photon beam at NewSUBARU

*糸賀 俊朗[1]，中島 宏[2,4]，桐原 陽一[3]，佐波 俊哉[2,3,6]，波戸 芳仁[3,6]，岩瀬 広[3,6]，宮本 修治[5]，武元 亮頼[5]，山口 将志[5]，浅野 芳裕[2,5]

[1]高輝度光科学研，[2]理研，[3]高エネ研，[4]原子力機構，[5]兵庫県大/高度研，[6]総研大

NewSUBARU BL01 において、23.1 及び 26.6 MeV 単色ガンマ線を用いて、グラファイトの中性子生成二重微分断面積を TOF 法により測定した。

**キーワード**：NewSUBARU、レーザー電子光、光核反応、中性子、角度分布，エネルギースペクトル、TOF

## 1. 緒言

数 10 MeV を超えるエネルギーの電子加速器施設の遮蔽設計において、光核反応により生成する中性子の角度・エネルギー二重微分断面積を用いた輸送と核反応の評価は極めて重要である。しかし、現状では二重微分断面積の実験値が非常に少なく、理論計算のモデルや核データの妥当性の評価が困難である。

我々は、光核反応から生成する中性子の二重微分断面積の実験データを系統的に取得することを目的として、NewSUBARU、BL01 を用いた実験を開始している[1]。本報告では、大出力電子加速器でビームダンプとしてよく用いられるグラファイトから生成する中性子のエネルギースペクトルの測定値を報告する。

## 2. 実験・結果

実験方法は以前の報告[1]と同様である。23.1 及び 26.6 MeV 単色ガンマ線を発生させ TOF 法による測定を行うため、電子蓄積リングをエネルギー1140 MeV と 1220 MeV のシングルバンチモードとし、波長 1064 nm, 20 W のレーザー光を繰り返し 25 kHz で入射させた。発生させたガンマ線は光学ハッチ内に設置した 1 cm 径-10 cm 長のグラファイトターゲットに入射させた。中性子検出器として 5' 径-5'長の NE213 シンチレータをガンマ線に対して水平方向 60、90 度、鉛直方向 90 度、ターゲットからの距離約 60 cm に設置した。波形弁別法により中性子イベントを選別、TOF 法でエネルギーを決定し、SCINFUL-QMD コード[2]による検出効率とプラスチックシンチレータでモニタした光子数で除して、スペクトルを導出した。図 1 に結果の例として、入射光子エネルギー23.1 MeV に対する、水平 60 度方向での測定スペクトルを示す。収量の大部分を占める $^{12}$C(g,n) 反応(Q=-18.7 MeV)による比較的エネルギーの低い成分と、$^{13}$C(g,n) 反応(Q=-4.95 MeV)のエネルギーの高い成分が測定されている。

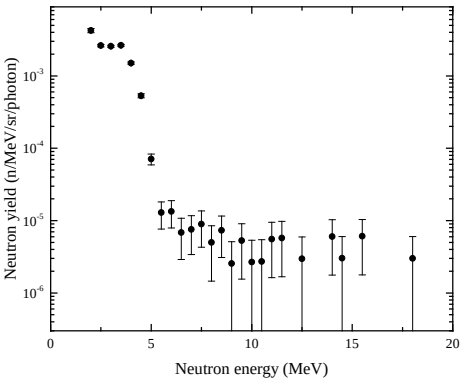



図 1. 中性子エネルギースペクトル

### 参考文献

[1] 糸賀俊朗　他，日本原子力学会「2015 年秋の年会」予稿集，O07，(2015)

[2] D. Satoh, S. Kunieda, Y. Iwamoto, N. Shigyo and K. Ishibashi, Nucl. Sci. Tech. 2 657 (2002)

*Toshiro Itoga[1], Hiroshi Nakashima[2,4], Yoichi Kirihara[3], Toshiya Sanami[2,3,6], Yoshihito Namito[3,6], Hiroshi Iwase[3,6], Shuji Miyamoto[5], Akinori Takemoto[5], Masashi Yamaguchi[5] and Yoshihiro Asano[2,5]

[1]JASRI, [2]RIKEN, [3]KEK,[4] JAEA, [5]LASTI, [6]SOKENDAI

# Se - 80 光核反応を用いた Se - 79 中性子捕獲断面積の導出

Estimation of neutron capture cross section for Se-79 using Se-80 photonuclear reaction

*牧永あや乃[2,1]，Ralph Massarczyk[3]，Ronald Schwengner[3]，大津秀暁[4], Stefan Muller[3], Marko Roeder[3], Konrad Schmidt[3,5], Andreas Wagner[3]

[1]元北海道大学理学研究院,[2]あいんしゅたいん基礎科学研究所,[3]ロッセンドルフ研究所,[4]理化学研究所,[5]ドレスデン工科大学

長寿命核分裂生成物の 1 つである Se-79 の中性子捕獲断面積の導出を目的とし、Se-80 のガンマ線強度関数を得るため、ドレスデン・ロッセンドルフ研究所(HZDR)における制動放射線を用いた中性子閾値以下における Se-80 の核共鳴蛍光散乱の測定を行った。Se-79 中性子捕獲断面積の評価結果について報告を行う。

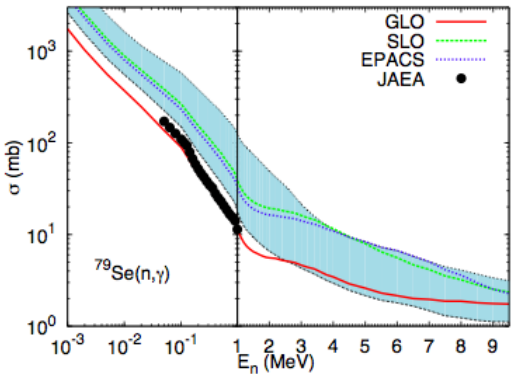
**キーワード**：長寿命放射性廃棄物，核共鳴蛍光散乱，ガンマ線強度関数, Se-79

## 1. 緒言

長寿命核分裂生成物の中性子捕獲断面積は、高速炉や加速器駆動システムによる分離・変換技術の基礎データとして重要であるが、実験用試料の準備や取扱方法が原因で直接測定が困難である場合が多い。一方、間接的な評価法の 1 つとしてガンマ線強度関数法が有効である事が先行研究により示唆されている。これは、光核反応を利用して逆反応である中性子捕獲断面積の評価を行う方法である。本研究では、Se-79 の中性子捕獲断面積の導出を目的とし、中性子閾値以下における Se-80 の核共鳴蛍光散乱の測定を行った。実験により得られたガンマ線強度関数を統計モデルコードの入力とする事により Se-79 の中性子捕獲断面積の導出を試みた。(本研究の実験の詳細については、2014 年春の原子力学会にて報告済みである。[1])

## 2. 実験と結果

実験は、HZDR における電子線形加速器 ELBE より発生させた 11.5MeV の制動放射線を Se-80 試料(同位体濃縮度 99.9%、質量 1952.9mg)へ照射する事により行った。Se-80 試料による散乱線は、ビーム軸から 90 度、127 度方向に設置したゲルマニウム検出器により測定した。約 220 本の遷移ガンマ線が観測された。観測したガンマ線スペクトルを元に光吸収断面積及びガンマ線強度関数を導出した。中性子閾値直下において断面積の増加現象が認められた。得られた結果を統計モデルコード TALYS への入力とし、中性子捕獲断面積を得た。




## 3. 結論

過去の中性子閾値以上の光核反応実験による中性子捕獲断面積の評価結果に比べて、大きな中性子捕獲断面積を得た。誤差を考慮すれば今回の結果と比較的良い一致を示している。

## 参考文献

[1] 日本原子力学会春の年会予稿集(CD-ROM)2014 ROMBUNNO.J04.

*Ayano Makinaga[2,1], Ralph Massarczyk[3], Ronald Schwengner[3], Hideaki Otsu[4], Stefan Muller[3], Marko Roeder[3], Konrad Schmidt[3,5], Andreas Wagner[3]

[1]Faculty of Science, Hokkaido University, [2]JEin Institute for Fundamental Science, NPO Einstein, [3]Helmholtz-Zentrum Dresden Rossendorf, [4]RIKEN, [5]Technische Univesitaet Dresden

# レーザーコンプトンガンマ線を用いた Pb-207 の核共鳴蛍光散乱実験

Nuclear resonance fluorescence measurement on Pb-207 with laser Compton

*静間　俊行[1]，モハマド　オマル[1]，早川　岳人[1]，大垣　英明[2]，
山口　将志[3]，武元 亮頼[3]，宮本 修治[3]
[1]原子力機構，[2]京大、[3]兵庫県立大

兵庫県立大学・ニュースバル放射光施設で稼働中のレーザーコンプトンガンマ線を用いて Pb-207 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。入射ガンマ線の偏光軸と共鳴散乱ガンマ線の放出角度の相関を測定し、励起準位のスピン及びパリティを決定した。

**キーワード：**レーザーコンプトンガンマ線、核共鳴蛍光散乱、双極子遷移

## 1. 緒言

高エネルギー電子とレーザー光とのコンプトン散乱によって得られるレーザーコンプトンガンマ線は、単色性や直線偏光性などにおいて優れた特徴を有している。特に、レーザーコンプトンガンマ線のもつ高い直線偏光性を利用することにより、共鳴散乱ガンマ線の多重極度（E1 または M1）がわかり、励起準位のパリティを高精度で決定することが可能である。

## 2. 核共鳴散乱実験

実験は、兵庫県立大学・高度産業科学技術研究所のニュースバル放射光施設において行った。最大エネルギー5.8、6.3、8.8 MeV のレーザーコンプトンガンマ線を生成し、濃縮 Pb-207 標的に照射した。共鳴散乱ガンマ線を、相対検出効率 120%及び 130%の高純度ゲルマニウム検出器 2 台を用いて計測した。入射ガンマ線の偏光面を縦方向と横方向に変え、水平方向に設置したゲルマニウム検出器を用いて、入射ガンマ線の偏光面と散乱ガンマ線の放出角度の相関を測定した。

## 3. 結果

図 1 に、最大エネルギー5.8MeV のレーザーコンプトンガンマ線の照射によって得られた共鳴散乱ガンマ線のエネルギースペクトルを示す。入射ガンマ線の偏光軸とガンマ線放出方向の角度により、ピーク強度比に違いがあることがわかる。これらの結果をもとに、中性子放出のしきい値エネルギー（6.7MeV）以下の励起準位のスピン、パリティを決定し、双極子遷移強度を求めた。本発表では、実験手法及び測定結果について報告する。

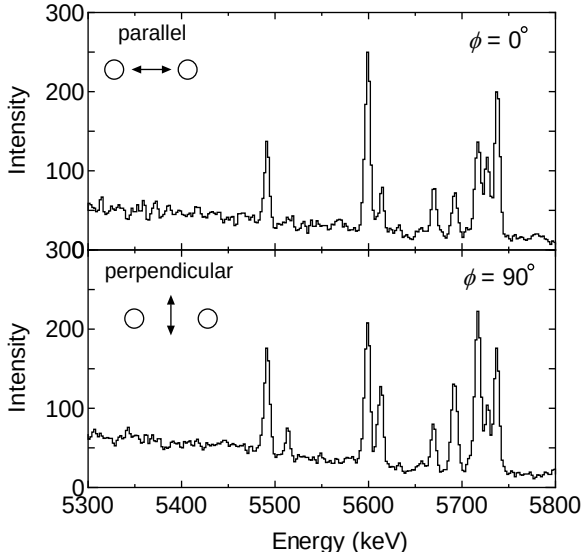



図 1．共鳴散乱ガンマ線スペクトル

* Toshiyuki SHIZUMA[1], Mohamed OMER[1], Takehito HAYAKAWA[1], Hideaki OHGAKI[2], Masashi YAMAGUCHI[3], Akinori TAKEMOTO[3], and Shuji MIYAMOTO[3]
[1]JAEA, [2]Kyototo Univ., [3] Univ. of Hyogo

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

# [2J07-10] Proton or deuteron nuclear data measurement

Chair: Toshiyuki Shizuma (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 3:35 PM - 4:40 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

## [2J07] Measurement of neutron-production double-differential corss sections in most-forward direction for 48-, 63- and 78-MeV proton incidences on lithium, carbon, aluminum, iron and lead targets

＊Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1] （1.JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

## [2J08] Double-differential cross sections for evaporated protons from proton-induced reactions

＊Yuji Yamaguchi[1], Yusuke Uozumi[1], Toshiya Sanami[2] （1.Kyushu Univ., 2.High Energy Accelerator Research Org.）

3:50 PM - 4:05 PM

## [2J09] Systematic measurement of double-differential cross sections for deuteron-induced neutron production reactions at 100 MeV

＊Shouhei Araki[1], Yukinobu Watanabe[1], Mizuki Kitajima[1], Hiroki Sadamatsu[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] （1.Kyushu University, 2.JAEA, 3.KEK, 4.Research Reactor Institute, Kyoto University, 5.RCNP, Osaka University）

4:05 PM - 4:20 PM

## [2J10] Systematic measurement of double-differential cross sections for deuteron-induced neutron production reactions at 100 MeV.

＊Mizuki Kitajima[1], Hiroki Sadamatsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] （1.Kyushu-University , 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.High Energy Accelerator Research Organization, 4.Kyoto University Research Reactor Institute, 5.Research Center for Nuclear Physics, Osaka University）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 48，63 および 78MeV 陽子入射反応におけるリチウム、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 48-, 63- and 78-MeV proton incidences on lithium, 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

陽子入射に対する最前方方向（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 に基づいた 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の陽子入射反応では、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不十分であった。本研究では、理論模型および核データの検証と改良を目的として、約 50MeV から 80MeV 領域の陽子入射反応における最前方方向の中性子生成二重微分断面積を系統的に取得する。

**2. 測定と計算**　測定は日本原子力研究開発機構高崎量子応用研究所 TIARA にて行った。AVF サイクロトロンから供給される 48，63 および 78MeV 陽子ビームを真空チャンバー内に設置した $^{7}$Li (厚さ 3.71 mm)，$^{nat}$C (0.55 mm)，$^{27}$Al (0.50 mm)，$^{nat}$Fe (0.02 mm) および $^{nat}$Pb (0.01 mm) 標的に入射し、生成中性子をビーム軸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最前方方向の中性子を検出し、その運動エネルギーは飛行時間法によって決定した。

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、核内カスケード模型に基づく INCL と最新の評価済み核データライブラリ JENDL-4.0/HE をそれぞれ用いた。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**　測定結果の一例として、78MeV 陽子入射反応における $^{nat}$C からの中性子生成二重微分断面積を図 1 に示す。測定では、$^{13}$C(p,n)$^{13}$N および $^{12}$C(p,n)$^{12}$N 反応（Q 値がそれぞれ-3.0MeV および -18.1MeV）や準自由散乱過程に起因するスペクトル構造が観測された。また、重核である $^{nat}$Pb では Gamow-Teller 型巨大共鳴による幅広いピークが現れた。さらに、実験値と PHITS による計算値の比較から、JENDL-4.0/HE は核反応の Q 値に対応したピーク構造を INCL よりも適切に再現することが分かった。

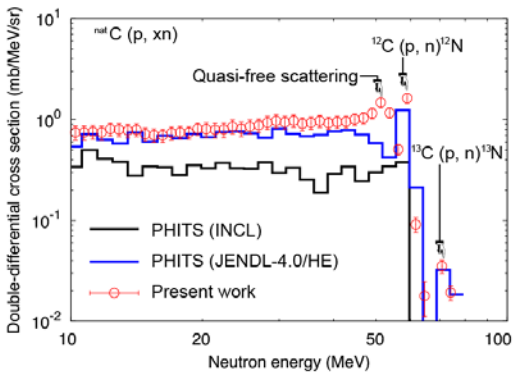



図 1　78MeV 陽子入射における $^{nat}$C からの最前方方向の中性子生成二重微分断面積

*Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1] and Tatsuhiko Ogawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 陽子入射核反応蒸発過程の陽子二重微分断面積の研究

Double-differential cross sections for evaporated protons from proton-induced reactions

*山口 雄司[1]，魚住 裕介[1]，佐波 俊哉[2]

[1]九州大学，[2]高エネルギー加速器研究機構

陽子入射反応における蒸発陽子の角度分布とエネルギー分布を得るために，二重微分断面積測定実験を行った。その結果を報告する。また，一般化蒸発模型(GEM)を用いた蒸発陽子のエネルギースペクトル計算の改良を行った。逆反応断面積の適用範囲を GEM で定義する閾エネルギー以下まで拡張することで，実験値再現性を向上させることができた。

**キーワード**：蒸発過程，陽子

## 1. 緒言

(p,p'x)反応は核内カスケード模型と一般化蒸発模型(GEM)で記述される。GEM は中重核，重い核からの蒸発陽子の角度分布とエネルギースペクトルの実験値を再現しない。$^{89}$Y 標的の例では，5 MeV 付近で 2 倍程度の過大評価，3 MeV 以下の陽子を放出しないなどの問題がある（右図）。本研究では GEM の実験値再現性向上を目的として，蒸発領域を含む二重微分断面積(DDX)の測定を行う。また，すでに低エネルギーの実験値が報告されている $^{89}$Y 標的について，GEM によるエネルギースペクトル計算の実験値再現性向上を試みる。

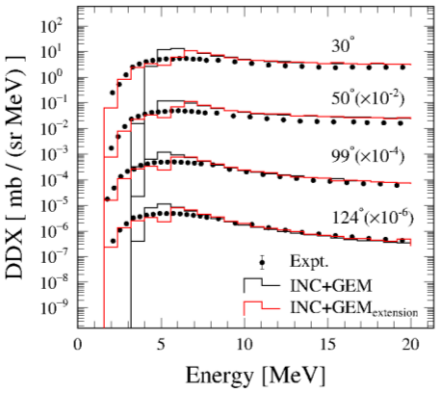



図 入射エネルギー$E_p$ = 61.5 MeV における $^{89}$Y(p,p'x)反応の DDX[1]

## 2. 実験・手法

### 2-1. DDX の測定

放射線医学総合研究所の AVF サイクロトロン施設で実験を行った。散乱チェンバー内に C, Al, Cu, Au 標的を設置し, 40 MeV および 70 MeV 陽子を照射した。標的からの放出陽子を散乱チェンバーの 15°, 60°, 120°, 150°のポートに接続した二次粒子検出器であるブラックカーブカウンター(BCC)で検出した。

### 2-2. GEM の改良

蒸発陽子のエネルギー$\varepsilon$の決定に用いる逆反応断面積$\sigma_{inv} = \sigma_g\alpha(1-V/\varepsilon)$[2]を，$\varepsilon < V$ で gamow の透過因子型 $\exp\{-a\varepsilon^{1/2}/E^2[\cos^{-1}E - E(1-E^2)^{1/2}]\}$[3]で表して拡張した。これによりトンネル効果で放出する陽子を考慮した。

## 3. 結果・考察

図に $^{89}$Y(p,p'x)反応($E_p$ = 61.5 MeV)の DDX を示す。低エネルギー部分の議論のため，20 MeV まで示してある。従来の GEM（黒線）が閾エネルギーを 3 MeV 程度とし，6 MeV 以下で実験値と大きな差を生ずるのに対し，拡張した GEM（赤線）は 2 MeV 程度まで実験値をよく再現しており，再現性を向上できたと言える。5 MeV 付近の過大評価改善は，この範囲の陽子放出がエネルギー範囲の拡張による透過粒子放出分だけ減少したことによると考えられる。

DDX 測定実験の結果については，当日報告する。

### 参考文献

[1] F. E. Bertrand and R. W. Peelle, Phys. Rev. C 8 (1973) 1045.

[2] S. Furihata, Nucl. Instr. and Meth. B 171 (2000) 251.

[3] Richard W. Robinett, "Quantum mechanics", (Oxford University Press, New York, 1997).

*Yuji Yamaguchi[1], Uozumi Yusuke[1] and Toshiya Sanami[2]

[1]Kyushu Univ., [2]High Energy Accelerator Research Org.

# 100MeV 重陽子入射中性子二重微分断面積の系統的測定
# （1）中性子コンバータ:リチウム、ベリリウム及び炭素標的

Systematic measurement of double–differential cross sections for deuteron–induced neutron production reactions at 100 MeV
(1) Neutron convertor: Li, Be. and C

*荒木 祥平[1]，渡辺 幸信[1]，北島 瑞希[1]，定松 大樹[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]JAEA，[3]KEK，[4]京大炉，[5]RCNP

中性子コンバータ材の候補である Li, Be, C 標的に対する 100MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積の測定を大阪大学核物理センターにおいて実施した。NE213 液体有機シンチレータを用いて中性子を測定し、飛行時間法を用いて中性子エネルギースペクトルを導出した。新規測定した二重微分断面積を PHITS の核反応理論モデルの計算結果と比較した。

**キーワード**：重陽子反応、二重微分断面積、中性子測定、中性子コンバータ

**1. 緒言**　近年、工学(核融合材料試験)や医療(BNCT, 医療用 RI の製造)の分野において重陽子加速器中性子源の利用が期待されている。重陽子加速器中性子源の開発には、重陽子と中性子コンバータ材(Li, Be, C 等)や加速器構造材(Al, Fe, Cu, Nb 等)との核反応によって生成される中性子を精度よく予測する必要があり、精度のよい実験データは必要不可欠である。しかし、重陽子反応に関する中性子生成反応の実験データは乏しく、特に二重微分断面積(DDX)の測定データは入射エネルギーが 50MeV 以下に限られる。そこで、我々は実験データの存在しないエネルギー領域での重陽子入射中性子生成 DDX の系統的な測定を計画した。本研究では 100MeV 重陽子入射における Li, Be, C 標的に対する中性子生成 DDX を新規測定し、PHITS 計算と比較した。

**2. 実験・解析**　実験は大阪大学核物研究センター内の N0 コースで行った。102 MeV に加速した重陽子を $^{nat}$Li(厚さ:1 mm), $^{9}$Be(0.2 mm), $^{nat}$C(0.1mm)標的に照射した。スウィンガー電磁石を利用して 0 度から 25 度までの角度を 5 度刻みで測定した。検出器には NE213 液体有機シンチレータを用い、中性子エネルギーは飛行時間法を用いて導出した。

**3. 結果・考察**　代表例として右図に C 標的に対する 0 度における 102MeV 重陽子入射中性子生成 DDX の実験結果と PHITS[1]による計算結果(INCL[2]+GEM)との比較を示す。PHITS 計算では動的過程に INCL モデル、蒸発過程に GEM モデルを用いており、図内に各成分を示す。INCL モデルの計算は重陽子反応の特徴である入射エネルギーの半分付近の幅広いピーク構造示すが、その絶対値や形状の再現性には問題があることが分かった。

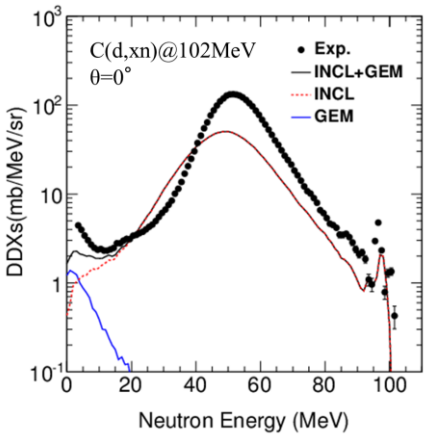



図　C 標的に対する 102MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積

**参考文献** [1] T. Sato et al, J. Nucl. Sci. Technol. 50, 9, 913-923(2013).　[2] A. Boudard et al, Phys. Rev. C 87, 014606 (2013).

*Shouhei Araki[1], Yukinobu Watanabe[1], Mizuki Kitajima[1], Hiroki Sadamatsu[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Horishi Yashima[4], Tatsushi Shima[5]　[1]Kyushu Univ., [2]JAEA., [3]KEK, [4]KURRI, , [5]RCNP

# 100 MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積の系統的実験
# （2）加速器構造材：アルミニウム、銅、ニオブ

Systematic measurement of double-differential cross sections for deuteron-induced neutron production reactions at 100 MeV.
(2) Accelerator structure materials: Al, Cu, and Nb

*北島　瑞希[1]，定松　大樹[1]，渡辺　幸信[1]，荒木　祥平[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]JAEA，[3]KEK，[4]京大炉，[5]RCNP

100 MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積の系統的な測定を大阪大学核物理センターにおいて実施した。NE213 有機液体シンチレータを用いて中性子を測定し、飛行時間法を用いて中性子エネルギースペクトルを導出した。本報告では、Al, Cu, Nb 標的に対する二重微分断面積の実験結果と PHITS 等の核反応理論モデルの計算結果とを比較した。

**キーワード：**重陽子反応，二重微分断面積，測定，加速器構造材

**1. 緒言**　核融合材料の照射試験や核変換による放射性廃棄物の低減の研究などの多分野において重陽子加速器中性子源が注目されている。重陽子加速器中性子源の開発には、中性子変換材(Li, Be, C 等)や加速器構造材(Al, Fe, Cu, Nb, Ta 等)にビームが照射した際、重陽子と物質の相互作用により生成する中性子収量を予測するために、中性子生成断面積の実験データが必要となる。しかし、重陽子反応に関する中性子生成反応の実験データは乏しく、特に二重微分断面積(DDX)の測定データは入射エネルギーが 50MeV 以下に限られる。そこで、我々は実験データの存在しないエネルギー領域での重陽子入射中性子生成 DDX データの系統的測定を計画した。本研究では、加速器構造材である Al, Cu, Nb に着目して 100 MeV 重陽子入射中性子生成 DDX データの新規測定を行い、PHITS[1]を用いた計算と比較した。

**2. 実験・解析**　大阪大学核物理研究センターの N0 コースで実験を行った。102 MeV に加速した重陽子をスウィンガー電磁石内の $^{27}$Al (厚さ:0.1 mm), $^{nat}$Cu (0.01 mm), $^{93}$Nb (0.01 mm)標的にそれぞれ照射した。標的の位置を変えることで、0 度から 25 度までの角度を 5 度刻みで液体有機シンチレータ NE213 を用いて検出した。中性子エネルギーの決定には飛行時間法を用いた。

**3. 結果**　右図に Al 標的における 0 度方向の 102 MeV 重陽子入射中性子生成 DDX データの測定結果と PHITS による計算結果との比較を示す。PHITS の核反応モデルには INCL モデルと GEM モデルを用いた。計算結果(INCL+GEM)は 20MeV 以下の部分において実験値を概ね再現できているが、ピークにおいて過小評価となることがわかった。

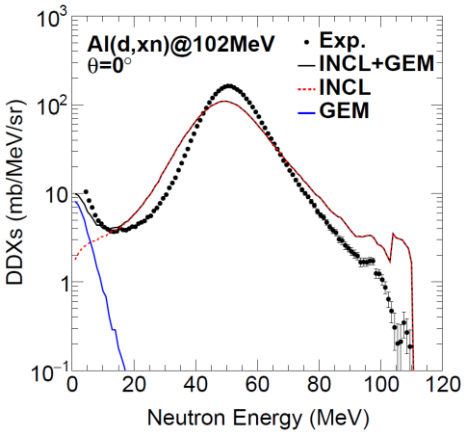



図　Al 標的に対する 102MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積

**参考文献**　[1] T. Sato et al, J. Nucl. Sci. Technol. 50, 9, 913-923(2013)

*Mizuki Kitajima [1], Hiroki Sadamatsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki [1], Tadahiro Kin [1], Yosuke Iwamoto [2], Daiki Satoh [2], Masayuki Hagiwara [3], Hiroshi Yashima [4], Tatsushi Shima [5]
[1]Kyushu Univ, [2]JAEA., 3KEK, [4]KURRI, [5]RCNP.

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

# [2J11-15] Nuclear transmutation of LLFP

Chair: Osamu Iwamoto (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 4:40 PM - 6:00 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

## [2J11] Cross section measurement of residues produced in proton and deuteron-induced spallation reactions using the inverse kinematics method

＊Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Keita Nakano[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Yasuhiro Togano[3], Satoshi Takeuchi[3] （1.Kyushu University, 2.RIKEN, 3.Tokyo Insitutute of Technology）

4:40 PM - 4:55 PM

## [2J12] Cross section measurement of residues produced in proton and deuteron-induced spallation reactions using the inverse kinematics method

＊Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Yasuhiro Togano[3], Satoshi Takeuchi[3] （1.Kyushu Univ., 2.RIKEN, 3.Tokyo Tech）

4:55 PM - 5:10 PM

## [2J13] Cross section measurement of residues produced in proton and deuteron-induced spallation reactions using the inverse kinematics method

＊Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Yasuhiro Togano[3], Satoshi Takeuchi[3] （1.Kyushu Univ., 2.RIKEN, 3.Titech）

5:10 PM - 5:25 PM

## [2J14] Improvement of efficiency of transmutation of long life fission products using proton beam

＊Koji Niita[1] （1.Research Organization for Information Science and Technology）

5:25 PM - 5:40 PM

## [2J15] Development of Ti:Sapphire Laser System for the Resonant Ionization Laser Ion Source at RIKEN-RIBF-SLOWRI

＊Hideki Tomita[1,2], Takahide Takamatsu[1,2], Daiki Matsui[1,2], Volker Sonnenschein[1], Mikael Reponen[2], Tetsu Sonoda[2], Atsushi Nakamura[1], Klaus Wendt[3], Michiharu Wada[2,4], Tetsuo Iguchi[1] （1.Nagoya Univ., 2.RIKEN Nishina Center, 3.Johannes Gutenberg-University Mainz, 4.KEK）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 逆運動学手法を用いた陽子・重陽子による核破砕反応の残留核生成断面積測定 （1）実験目的と概要

Cross section measurement of residues produced in proton- and deuteron-induced reactions using the inverse kinematics method

(i) Objective and outline of experiment

*渡辺 幸信[1]、川瀬 頌一郎[1]、中野 敬太[1]、荒木 祥平[1]、金 政浩[1]、
王 赫[2]、大津 秀暁[2]、櫻井 博儀[2]、武内 聡[3]、栂野 泰宏[3]、中村 隆司[3]、前田幸重[4]、
他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]九州大学, [2]理化学研究所、[3]東京工業大学、[4]宮崎大学

理研 RIBF の BigRIPS 及び ZeroDegree スペクトロメータを用いた逆運動学的手法により、長寿命核分裂生成物核種に対する陽子及び重陽子による核破砕反応の同位体生成断面積の系統的な測定を行った。本シリーズ講演の(1)では、主として研究背景・目的および実験概要について述べる。

**キーワード：** 核破砕反応、残留核生成断面積、逆運動学手法、陽子、重陽子、断面積測定

## 1. 研究背景・目的

原子力発電に係わる解決すべき課題のひとつとして、使用済み燃料の再処理で発生する高レベル放射性廃棄物(HLW)の処理・処分問題がある。HLW には長寿命放射性核種が含まれ、長期間の保管に対する不安が払しょくされておらず、HLW ガラス固化体の地層処分場の選定を困難にしている。この状況を打破すべく、HLW 中に含まれる長寿命核分裂生成物(LLFP)を分離回収、短寿命核種または安定核種に核変換するために必要な技術の確立を目指し、革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）「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」（藤田プログラム･マネージャー）が 2014 年度後半に始動した。現状では LLFP 核変換に関連した核反応データは非常に少ないため、合理的な核変換反応経路の提案に必要とされる核反応データの新規取得プロジェクトが、本 ImPACT プログラムの中で計画・実施されている。

本研究は、理研 RI ビームファクトリー(RIBF)を用いた核データ取得プロジェクトの１つで、逆運動学手法を用いることで、LLFP 核種（$^{79}$Se, $^{93}$Zr, $^{107}$Pd, $^{135}$Cs）に対する陽子・重陽子入射核破砕反応からの残留核生成断面積の系統的な実験データを取得することを目的とする。

## 2. 実験概要

345 MeV/u に加速した $^{238}$U ビームを $^{9}$Be ターゲットに照射し、LLFP 核種を含む 2 次ビームを得る。次に RI ビーム生成分離装置 BigRIPS で 2 次ビームの選別し、ビーム核種の識別を行う。BigRIPS を通過した 2 次ビームを ZeroDegree スペクトロメータ(ZDS)の入口に設置した固体標的（$CH_2$, $CD_2$, 及び C）に入射する。標的との核反応で生成された残留核を ZDS で核種識別し、核種毎の生成量を測定し、$CH_2$ 及び $CD_2$ のデータから C のデータを差し引くことで、最終的に陽子及び重陽子入射核破砕反応による核種生成断面積を得る。今回取得した 100MeV/u の $^{93}$Zr（LLFP）と $^{93}$Nb（安定核）に対する実験データ解析の詳細ならびに理論モデル計算との比較については、後続の発表の中で報告される。

**謝辞**： 本研究は、総合科学技術･イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

*Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Keita Nakano[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Satoshi Takeuchi[3], Yasuhiro Togano[3], Takashi Nakamura[3], Yukie Maeda[4], and for ImPACT-RIBF collaboration
[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN, [3]Tokyo Institute of Technology, [4]Univ. of Miyazaki

# 逆運動学手法を用いた陽子・重陽子による核破砕反応の残留核生成断面積測定 (2)100 MeV/u $^{93}$Zr 入射反応

Cross section measurement of residues produced in proton- and deuteron-induced reactions using the inverse kinematics method (ii) 100 MeV/u $^{93}$Zr induced reaction

*川瀬 頌一郎[1], 渡辺 幸信[1], 中野 敬太[1], 荒木 祥平[1], 金 政浩[1], 王 赫[2], 大津 秀暁[2], 櫻井 博儀[2], 武内 聡[3], 栂野 泰宏[3], 中村 隆司[3], 前田幸重[4], 他 ImPACT-RIBF collaboration

[1]九州大学, [2]理化学研究所、[3]東京工業大学、[4]宮崎大学

理研 RIBF の BigRIPS 及び ZeroDegree スペクトロメータ(ZDS)を用いた逆運動学的手法により、長寿命核分裂生成物（LLFP）核種に対する陽子及び重陽子による核破砕反応の同位体生成断面積の系統的な測定を行った。本講演(2)では逆運動学的手法の詳細と $^{93}$Zr 核入射反応の解析結果について報告する。

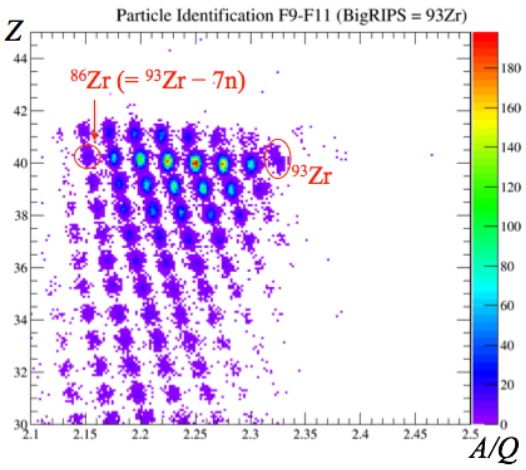
**キーワード：核破砕反応、残留核生成断面積、逆運動学的手法、陽子、重陽子、断面積測定、ジルコニウム-93**

## 1. 研究目的

本研究では $^{93}$Zr をはじめとした LLFP 核種に対する陽子・重陽子入射核破砕反応による残留核生成断面積データを高精度かつ系統的に取得することを目的としている。本研究で用いた逆運動学的手法には LLFP の核データを取得する上で二つの大きな利点がある。取り扱いが困難な放射性標的を測定に必要としないことと、残留核の寿命に関わらず単一のセットアップで広範囲の核種について系統的に生成断面積を取得できることである。

## 2. 実験概要・結果

実験は理研 RI Beam Factory (RIBF) にて行った。まず $^{93}$Zr を含む二次ビームを $^{238}$U の飛行核分裂によって生成した。生成直後の二次ビームには多種の重イオンが含まれているが、それらは超伝導 RI ビーム生成分離装置 BigRIPS によって分離・識別が行われた。二次ビームはその後 BigRIPS 下流に設置された $CH_2$、$CD_2$、および炭素標的に照射され、核反応によって生成された残留核は標的下流に位置する ZDS を用いて再び粒子識別を行った。最終的に二次ビームの個数と個々の残留核の生成量から残留核生成断面積を得た。得られた断面積について核内カスケードモデル INCL および統計崩壊モデル GEM を用いた計算との比較を行ったところ、生成断面積の絶対値は全体としてまずまずの一致を示したものの、中性子数の減少量が少ない核種については生成断面積が過大評価される傾向にあることが分かった。




図：ZDS での陽子数 $Z$ と質量電荷比 $A/Q$ の相関。図中の島はそれぞれ異なる核種に対応している。

**謝辞**： 本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

*Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Satoshi Takeuchi[3], Yasuhiro Togano[3], Takashi Nakamura[3], Yukie Maeda[4] for ImPACT-RIBF collaboration

[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN, [3]Tokyo Institute of Technology, [4]Univ. of Miyazaki

# 逆運動学的手法を用いた陽子･重陽子による核破砕反応の残留核生成断面積測定 （3） 100 MeV/u $^{93}$Nb 入射反応

Cross section measurement of residues produced in proton- and deuteron-induced spallation reactions using the inverse kinematics method

(iii) 100 MeV/u $^{93}$Nb induced reaction

*中野 敬太[1]，渡辺 幸信[1]，川瀬 頌一郎[1]，荒木 祥平[1]，金 政浩[1]，
王 赫[2]，大津 秀暁[2]，櫻井 博儀[2]，栂野 泰宏[3]，武内 聡[3]，中村 隆司[3]，前田 幸重[4]，
他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]九州大学，[2]理化学研究所，[3]東京工業大学，[4]宮崎大学

理研 RIBF の BigRIPS 及び ZeroDegree Spectrometer を用いた逆運動学的手法により、長寿命核分裂生成物核種に対する陽子及び重陽子による核破砕反応の同位体生成断面積の系統的な測定を行った。本講演(3)では、100 MeV/u $^{93}$Nb 入射反応測定の結果について報告を行う。

**キーワード：**核破砕反応，残留核生成断面積，逆運動学的手法，陽子，重陽子，断面積測定，ニオブ-93

## 1. 緒言

理化学研究所 RI ビームファクトリーの BigRIPS 及び ZeroDegree Spectrometer (ZDS) を用いて LLFP のひとつである $^{93}$Zr を含む 2 次ビームを生成し、安定物質標的に照射する逆運動学的手法により残留核生成断面積測定実験が行われた。本研究では、この実験で生成された 2 次ビームに含まれている安定核 $^{93}$Nb 入射反応の解析を行い、$^{93}$Nb に対する陽子･重陽子入射核破砕反応による残留核生成断面積を求める。その後、放射化法を用いた陽子入射同位体生成断面積の測定データ[1]と本研究の逆運動学による測定結果を比較することで本研究で用いた手法の妥当性について検証を行う。

## 2. 実験概要･結果

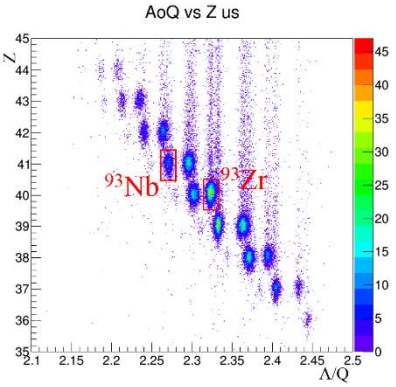



図: BigRIPS における粒子識別図

まず、加速した $^{238}$U の 1 次ビームを 1 次標的である $^{9}$Be に照射し、多様な RI を含む 2 次ビームを得た。次に BigRIPS で 2 次ビームの選定、ビーム核種の識別を行った。核種の識別が行われた 2 次ビームは 2 次標的 ($CH_2$, $CD_2$, C) に照射され、その後 ZDS で生成核種の粒子識別が行われる。図に BigRIPS における粒子識別図を示す。縦軸は原子番号 *Z*, 横軸は質量電荷比 *A*/*Q* を示し、$^{93}$Zr と $^{93}$Nb の双方が得られていることが確認できる。ZDS における粒子識別も同様に行い、残留核生成断面積を導出した。本研究で得られた断面積と核反応モデルによる計算結果及び放射化法による測定データとの比較も発表内で報告する。

**謝辞：**本研究は、総合科学技術･イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

**参考文献**

[1] Yu. E. Titarenko, V. F. Batyaev, A. Yu. Titarenko *et al.*, Phys. Atom. Nucl., Vol. 74, No. 4, 537 (2011).

*Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Shouhei Araki[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Satoshi Takeuchi[3], Yasuhiro Togano[3], Takashi Nakamura[3], Yukie Maeda[4], and for ImPACT-RIBF collaboration
[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN, [3]Tokyo Institute of Technology, [4]Univ. of Miyazaki

# 陽子ビームを用いた長寿命核分裂生成物の核変換の効率化

Improvement of efficiency of transmutation of long life fission products using proton beam

*仁井田 浩二[1]

[1]一般財団法人高度情報科学技術研究機構

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化のために、陽子ビームを用いた長寿命核分裂生成物の核変換の効率向上の手法を PHITS のシミュレーションを用いて検討し提案する。

**キーワード：核変換、高レベル放射性廃棄物、陽子ビーム、長寿命核分裂生成物、PHITS**

## 1. 緒言

高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成物(LLFP)について、合理的な核変換を行うための技術を確立し、長寿命核分裂生成物の短寿命化あるいは資源化を目指している。本発表では、数値シミュレーションを用いて高エネルギー陽子入射核変換の効率化を検討し、変換標的の複数の LLFP の組み合わせを変化させることによる核変換の効率向上を示す。

## 2. 計算手法、計算体系

シミュレーションコードとして、粒子・重イオン輸送コード PHITS[1]を用いた。LLFP としては、$^{137}$Cs, $^{107}$Pd, $^{93}$Zr, $^{79}$Se の 4 核種を対象とし、まず 4 核種単体の円柱体系を想定し、陽子を円柱の底面中心に入射した時の 1 個の核変換に必要なエネルギー（変換エネルギー）を比較した。円柱の長さは、入射エネルギーで決まる陽子の飛程の 1.1 倍とし、半径は、各対象核種の条件を等しくするために、変換密度（1 モル当たりの変換数）が等しくなるように決定した。図の横軸は、入射陽子のエネルギー、縦軸は変換エネルギーである。陽子の飛程が平均自由行程より大きくなる 500MeV までは、変換エネルギーは一様に減少するが、それより高いエネルギーでは、核種ごとの振る舞いが大きく異なる。

## 3. 結論

シミュレーションの解析から、500MeV 以上の変換エネルギーの核種による大きな差は、陽子により生成される 2 次中性子の効果であり、中性子が最も多い 0.1MeV から 1MeV 領域で、各核種の中性子吸収断面積が最大で一桁違うことが原因であることが分かった。従って、変換効率を上げるには、円柱の中心部に Cs 等の吸収断面積の小さい核種を配し、陽子で効率よく核変換し、外側に Pd 等の吸収断面積の大きな核種を配し中性子で核変換することにより、複合系全体として変換効率の向上が図られる。実際、Cs-Pd 体系では、単体の体系より、使用済燃料組成で 2.8 倍、変換率が向上することが分かった。

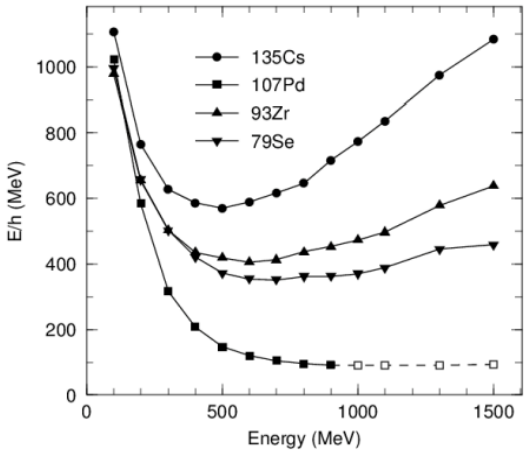



図. 変換エネルギーの入射エネルギー依存性

**謝辞**

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

**参考文献**

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913(2013).

*Koji Niita[1]

[1]Research Organization for Information Science and Technology

# 理研 RI ビームファクトリー-SLOWRI における 共鳴イオン化レーザーイオン源のための Ti:Sapphire レーザーシステムの開発

Development of Ti:Sapphire Laser System for the Resonant Ionization Laser Ion Source at RIKEN-RIBF-SLOWRI

*富田 英生[1,2]、高松 峻英[1,2]、松井 大樹[1,2]、Volker Sonnenschein[1]、Mikael Reponen[2]、園田 哲[2]、中村 敦[1]、大嶽 遼平[1]、Vincent Degner[1,3]、齋藤 洸介[1]、山崎 淳[1]、Pascal Naubereit[3]、Klaus Wendt[3]、和田 道治[2,4]、井口 哲夫[1]

[1]名古屋大学、[2]理化学研究所仁科加速器研究センター、[3]ヨハネスグーテンベルク大学マインツ、[4]高エネルギー加速器研究機構

理化学研究所 RI ビームファクトリーの低速 RI ビーム施設(SLOWRI)にて共鳴イオン化レーザーイオン源の開発を進めている。SLOWRI に高繰り返し率 Ti:Sapphire レーザーを導入し、オフライン基礎実験を行った。

**キーワード**：共鳴イオン化レーザーイオン源、RI ビームファクトリー、低速 RI ビーム施設

**1. 緒言**　理化学研究所 RI ビームファクトリー（RIBF）の低速 RI ビーム施設の一部として、共鳴イオン化レーザーイオン源 PArasitic Laser Ion-Source: PALIS の開発が進められている。これは、RIBF に既設の入射核破砕片分離器（BigRIPS）から提供される高速 RI ビームをガスセルによって高効率に減速し、レーザー共鳴イオン化を用いて低速 RI イオンビームとして取り出すものである。ここで、小型ガスセルを BigRIPS の second focal plane (F2)近傍に設置することによって、メインビーム以外の、本来は使用されない RI を取り出し、メインビーム実験と平行して各種の実験に提供することが可能となる。PALIS における共鳴イオン化用レーザー光源として、２台の高繰り返し率 Ti:Sapphire(Ti:Sa)レーザーを導入し、オフライン基礎実験を行った。

**2. 共鳴イオン化用 Ti:Sa レーザーシステムとオフライン基礎実験**　PALIS 用高繰り返し率 Ti:Sa レーザーシステムの概要を Fig. 1 に示す。高繰り返し率 Ti:Sa レーザーにより、基本波 670~950 nm、二倍波(SHG) 345~475 nm、３倍波(THG) 223~317 nm を得ることができる。これら２台とともに、既設の高繰り返し率色素レーザーを組み合わせることにより、最適なイオン化スキームを選定することができる。今回は、基礎実験用チャンバーを用いて Cu 共鳴イオン化を確認した。また、Cu 共鳴イオン化に用いる２色のレーザービームが約 60 m 遠方の F2 近傍へ伝送できることを実証した。

**3. 結言**　PALIS のために、高繰り返し率 Ti:Sa レーザーを用いてオフライン Cu 共鳴イオン化基礎実験を行った。また、長距離のビーム伝送を実証した。PALIS では、RI ビームがガスジェットとともに取り出されるため、狭帯域レーザー光源と組み合わせることで高分解能レーザー核分光を実現すれば、超微細構造・同位体シフトより短半減期 RI の核スピン、核モーメント、核荷電半径などの情報を得ることが可能となる。今後、オンライン実験に向けて PALIS におけるガスジェットの高分解能レーザー共鳴イオン化分光を実証する予定である。

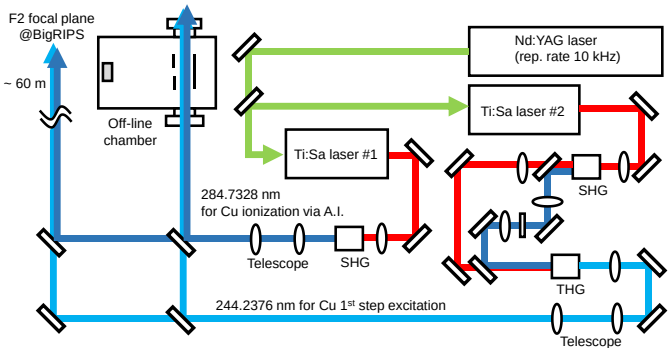



**Fig. 1 PALIS 用高繰り返し率 Ti:Sa レーザーシステム（Cu 共鳴イオン化基礎実験体系）**

*Hideki Tomita[1,2], Takahide Takamatsu[1,2], Daiki Matsui[1,2], Volker Sonnenschein[1], Mikael Reponen[2], Tetsu Sonoda[2], Atsushi Nakaura[1], Ryohei Ohtake[1], Vincent Degner[1], Kousuke Saito[1], Atsushi Yamazaki[1], Pascal Naubereit[3], Klaus Wendt[3], Michiharu Wada[2], Tetsuo Iguchi[1]

[1]Nagoya Univ., [2]RIKEN Nishina Center, [3]Johannes Gutenberg-University Mainz, Germany, [4]KEK

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

# [2K01-04] imaging technology

Chair: Keitaro Hitomi (Tohoku Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 9:45 AM - 10:50 AM Room K (Lecture Rooms C C101)

## [2K01] Development of a Ultra-tiny Hand-held Compton Camera for Minimum Spaces

Yasuaki Nakamura[1], Kenji Shimazoe[2], ＊Zishan Wu[1], Hiroyuki Takahashi[2,1] （1.Dept. of Bioengineering, The Univ. of Tokyo, 2.Dept. of Nuclear Engineering and Management, The Univ. of Tokyo）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2K02] Development of the observation technique of the dynamic behavior of the iron element in the plant using Micron RI imaging system

＊Yuma Saneshige[1], Keizo Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Hirotsugu Arai[1] （1.SCHOOL OF ENGINEERING,TOHOKU UNIVERSITY）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2K03] Development of Image Reconstruction Method for Fast Neutron Pinhole Camera using Nuclear Emulsion

＊yuya izumi[1], Yoichiro Nakayama[1], Hideki Tomita[1], Kunihiro Morishima[1], Shota Hayashi[1], MunSeong Cheon[2], Mitsutaka Isobe[3,4], Kunihiro Ogawa[3,4], JungMin Jo[5], Tetsuo Iguchi[1] （1.Nagoya Univ., 2.NFRI, 3.NIFS, 4.SOKENDAI, 5.Seoul National Univ.）

10:15 AM - 10:30 AM

## [2K04] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part2)

＊Kunihiro Morishima[1], Akira Nishio[2], Masaki Moto[2], Mitsuaki Kuno[2], Yuta Manabe[2], Toshiyuki Nakano[2], Nakamura Mitsuhiro[3], Tsuji Kenji[4], Yamasaki Tadashi[4] （1.Nagoya University, IAR, 2.Nagoya University, Physics, 3.Nagoya University, IMaSS, 4.CHUBU Electric Power Co., Inc.）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# Development of an Ultra-Tiny Hand-held Compton Camera for Minimum Spaces

Yasuaki Nakamura[1], Kenji Shimazoe[2], *Zishan Wu[1], Hiroyuki Takahashi[1,2]

[1]Dept. of Bioengineering, The Univ. of Tokyo, [2]Dept. of Nuclear Engineering and Management, The Univ. of Tokyo

We will demonstrate on newly developed ultra-tiny hand-held Compton Camera, which is able to be inserted into minimum spaces such as a laparoscopic port or ducts in nuclear power plants.

**Keywords:** Gamma ray Imaging, Compton Camera

## 1. Introduction

In the surgical fields, intra-operative $^{18}$F-FDG detection has been required for less-invasive surgery [1]. We have developed an ultra-tiny hand-held Compton camera, which is able to be inserted into laparoscopic ports to be placed as close as possible to objects to enhance its efficiency and spatial resolution.

## 2. Material and Methods

Our Compton camera consists of Though Silicon Via (TSV) type Multi Pixel Photon Counters (MPPCs, HAMAMATSU, S12892PA-50), relatively new semiconductor photo detector, coupled one-by-one to GFAG scintillator crystals (2 x 2 x 3 mm$^3$) [2]. It has diameter of ø11.8 mm and 4 layer of 12 pixels cross-shape MPPC-GFAG array (Fig. 1).

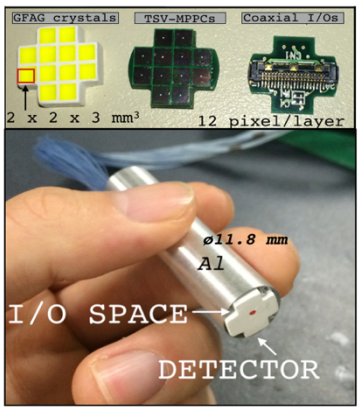



Fig.1 A photograph of our Compton camera

## 3. Results and Conclusion

For a shielded $^{22}$Na source where individually placed 10 mm in front of the detector of the center and the left top, these reconstruction images were clearly resolved and spatial resolution of 4 mm (FWHM) was achieved (Fig.2). Other imaging results and read-out electronics will also be presented on the conference.

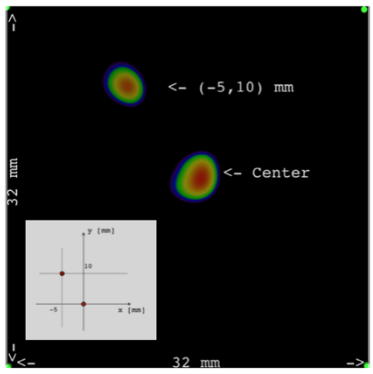



Fig.2 A reconstruction DICOM image

### References

[1] Molina MA, et al., Cancer Imaging, 2009, 9, 56-62.

[2] http://www.c-and-a.jp/GFAG.html

# ミクロンRIイメージング法による植物中の鉄の動態観察技術の開発

Development of the observation technique of the dynamic behavior of the iron element in the plant using Micron RI imaging system

*実重　雄磨[1],石井　慶造[1],松山　成男[1],寺川　貴樹[1],藤原　充啓[1],新井　宏受[1]

[1]東北大学大学院工学研究科

植物細胞中の鉄トレーサの動的挙動を、X線CCDカメラにピンホールカメラの原理を適用させたミクロンRIイメージングシステムを用いて観察した。

**キーワード**：ミクロンRIイメージングシステム,X線CCDカメラ

## 1.諸言

我々のグループでは、植物細胞中の鉄元素の動的挙動を観察することを目的に、X線CCDカメラにピンホールカメラの原理を適用させたRIイメージング技術(ミクロンRIイメージングシステム)を開発中である。本システムでは、被写体から放出されたX線がピンホールを通ってCCDのピクセルに到達すると、その放出位置と検出位置がピンホールを介して結ぶことができるので、被写体のRIトレーサ分布を拡大・反転してCCD全体に映し出すことができる。本研究では、強酸性のRIトレーサを植物が健全に吸収し測定できる様にpH調整等を行い、この溶液を植物に吸収させた。測定中に植物の生理的活動を活性化するため、植物用LEDを照射し続けた状態でミクロンRIイメージングシステムを用いることで、植物中のRIトレーサ分布の時間的変化を観察した。

## 2.実験方法・結果

使用薬剤として $^{55}FeCl_3$(RI 溶液)、$FeCl_3$(担体溶液)、EDTA 溶液(キレート剤)、NaOH(塩基性溶液)を用いた。EDTA溶液を用いて$Fe^{3+}$をキレート化させ植物が吸収しやすい状態にし、加熱処理を施した後、NaOHを加えることでキレート作用が起こりやすいpHに調整した。

測定時の被写体の様子、取得した積算輝度分布画像を以下の図2に示す。本葉付近にピンホール直下点が一致するように被写体を設置することで、本葉、茎、2枚の子葉を同時に測定でき、鉄トレーサの部位ごとの変化を観察できるようにした。



図1.:測定時のピンホール直下の被写体の様子

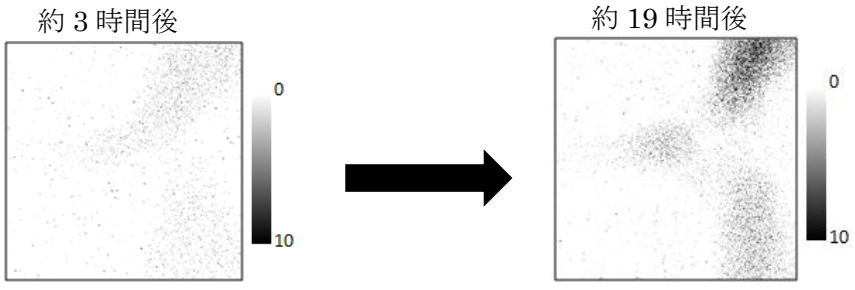



図2.:積算輝度分布画像

## 3.結論

本研究では植物がRIトレーサを吸収でき、長時間生存可能な溶液の調整に成功した。この実験体系でRIイメージング技術を用いることにより植物細胞中の鉄元素の動的挙動の観察が可能となった。

*Yuma Saneshige[1], Keizo Ishii,[1] Shigeo Matsuyama,[1] Atsuki Terakawa,[1] Mitsuhiro Fujiwara,[1] Hirotsugu Arai[1]

[1]School of Engineering,Tohoku University

# 原子核乾板を用いた高速中性子ピンホールカメラにおける画像再構成法の開発

Development of Image Reconstruction Method
for Fast Neutron Pinhole Camera using Nuclear Emulsion

*和泉佑哉[1], 中山陽一朗[1], 富田英生[1], 森島邦博[1], 林 翔太[1], MunSeong Cheon[2], 磯部光孝[3,4],
小川国大[3,4], JungMin Jo[5], DongHwan Kim[5], 中竜大[1], 中野敏行[1], 中村光廣[1], 井口哲夫[1]
[1]名古屋大学, [2]NFRI, Korea, [3]核融合研, [4]総研大, [5]Seoul National University, Korea

原子核乾板を用いた高速中性子ピンホールカメラにおける画像再構成法について検討した。また、韓国NFRI超伝導トカマク装置KSTARの重水素実験にてDD中性子のピンホールイメージを取得し、モンテカルロシミュレーション計算モデルとの比較を行った。

**キーワード：**高速中性子, 中性子イメージング, 原子核乾板, 画像再構成

## 1. 緒言

高速中性子イメージングは、核融合実験における核融合反応の空間分布推定や、隠匿された特定核物質探知、加速器周辺の高速中性子線量評価などへの応用が期待されている。原子核乾板は、高速中性子と水素原子核との弾性散乱により生成される反跳陽子を記録できる固体飛跡検出器であり、反跳陽子の飛跡は現像処理を行うことで可視化される。可視化された乾板中飛跡を解析することで反跳陽子の飛跡密度分布を取得し、それを画像再構成することで高速中性子イメージングが可能となる。これまでに、原子核乾板とピンホールコリメータを用いた高速中性子カメラが提案され、その特性評価が進められている[1]。本研究では、韓国NFRI超伝導トカマク装置KSTARでの重水素プラズマ実験にてDD核融合反応により生成されるエネルギー2.5 MeVのDD中性子発生プロファイル測定を念頭に、高速中性子ピンホールカメラにおける画像再構成の検討を行うとともに、KSTARにおける中性子輸送モンテカルロシミュレーションモデルを構築し、実験結果との比較を行った。

## 2. 高速中性子ピンホールイメージの再構成と核融合プラズマ実験における中性子イメージングへの適用

粒子・重イオン輸送計算コードPHITSによる中性子輸送モンテカルロシミュレーションにて2.5 MeV中性子源に対する画像再構成の適用検討を行った。Fig.1に中性子源及び計算体系、また、Fig.2にピンホール通過後の飛跡密度分布と、その再構成像を示すが、2.5 MeV中性子源に対してイメージングが可能であることを確認した。次に、超伝導トカマク実験装置KSTARに原子核乾板を用いた高速中性子ピンホールカメラを設置し、プラズマ中心方向に対する検出器視野方向を変化させて、測定を行った。重水素実験中の放電（#10447-10487）で得られた原子核乾板上の反跳陽子飛跡密度分布についてPHITSによる中性子輸送計算モンテカルロシミュレーションモデルを構築して計算した結果ともにFig.3に示す。実験と計算の結果は良く一致しており、KSTARモンテカルロシミュレーション計算モデルの妥当性が確認された。

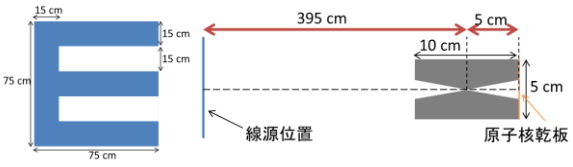



**Fig.1** 中性子源及び実験体系

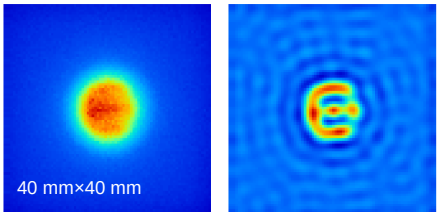



**Fig.2** 飛跡密度分布(左)、再構成像(右)

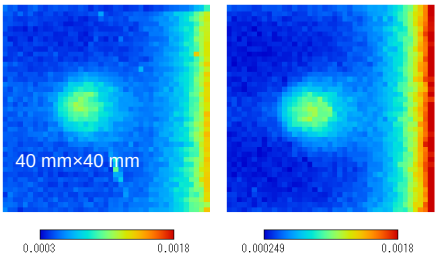



**Fig.3** 飛跡密度分布(左: 実験、右: 計算)

## 3. 結言

高速中性子カメラを超伝導トカマク実験装置KSTARの重水素実験へ適用し、DD中性子に起因する反跳陽子飛跡密度分布を得た。また、KSTARモンテカルロシミュレーション計算モデルを構築し、その妥当性を確認した。今後、画像再構成により、DD中性子発生プロファイルを求め、本手法の適用性を明らかにするとともに、トモグラフィックイメージングについて検討を進める予定である。

**参考文献** [1] H. Tomita *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **85**, 11E120, (2014).

*Yuya Izumi[1], Yoichiro Nakayama[1], Hideki Tomita[1], Kunihiro Morishima[1], Shota Hayashi[1], MunSeong Cheon[2], Mitsutaka Isobe[3,4], Kunihiro Ogawa[3,4], JungMin Jo[5], DongHwan Kim[5], Tatsuhiro Naka[1], Toshiyuki Nakano[1], Mitsuhiro Nakamura[1], and Tetsuo Iguchi[1]
[1]Nagoya Univ., [2]NFRI, [3]NIFS, [4]SOKENDAI, [5]Seoul National Univ.

# 原子核乾板を用いた透過型ミューオンラジオグラフィによる浜岡原子力発電所２号機格納容器下部の観測（その２）

Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part2)

*森島 邦博[1]，西尾 晃[1]，毛登 優貴[1]，久野 光慧[1]，眞部 祐太[1]，中野 敏行[1]，中村 光廣[1]，辻 建二[2]，山崎 直[2]
[1]名古屋大学，[2]中部電力（株）

宇宙線ミューオンラジオグラフィを用いて原子力発電所の原子炉圧力容器・原子炉格納容器下部を遠隔非破壊にて検知するための技術開発として、浜岡原子力発電所 2 号機において“電源不要かつコンパクト”な検出器である原子核乾板を既設のサブドレン内に設置・観測する手法の開発を進めている。

**キーワード：**ミューオンラジオグラフィ, 透過型, 原子核乾板, 宇宙線, 原子炉格納容器

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の原子炉内燃料デブリを遠隔非破壊にて検知する技術として、ミューオンの透過性を利用した透過型ミューオンラジオグラフィの開発とその適用が進められている。これまでに、福島第一原子力発電所１号機及び２号機の観測が実施されているが、いずれも地上部にミューオン検出器を設置している。ミューオンラジオグラフィは、上空から飛来する天然の宇宙線ミューオンを用いるため、原子炉圧力容器(RPV)底部及び原子炉格納容器(PCV)底部の観測のためには、検出器を地下に設置する必要がある。我々は、このような用途には、電源不要かつコンパクトでありながら十分な角度分解能を持つ原子核乾板検出器が適していると考え、これまでに浜岡原子力発電所２号機の原子炉建屋地下２階に検出器を設置する事で PCV 底部を含めた観測の可能性を実証してきた[1]。現在、ボーリング孔などの狭い空間内への原子核乾板設置による観測の実証試験として、浜岡原子力発電所２号機の原子炉建屋周辺の既存の排水用立坑（サブドレン）下部に原子核乾板を設置して PCV 下部を観測する試験を進めている。

## 2. 実験の概要と展望

原子核乾板検出器を軽量なアルミハニカム製の治具に固定し、浜岡原子力発電所２号機のサブドレンへ設置した。この検出器は完全に防水されており、また５kg 程度と軽量であるために搬入が容易である。今後、この原子核乾板を回収し、名古屋大学で現像、原子核乾板読み取り装置によるミューオン軌跡のデジタルデータ化、飛来方向の分布の統計的分析を行う事で原子炉を通過してくるミューオンのイメージを作成し分析を進める予定である。サブドレンは原子炉建屋外にあるため、これまでに行った建屋地下２階の観測位置よりも原子炉から離れており、RPV 及び PCV 底部の位置はより低角度になる。本発表では、このような観測位置の違いによるイメージの差異の分析などの技術開発に関する報告を行う。

### 参考文献

[1] 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集（P18）

*Kunihiro Morishima[1], Akira Nishio[1], Masaki Moto[1], Mitsuaki Kuno[2], Yuta Manabe[1], Toshiyuki Nakano[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Kenji Tsuji[2] and Tadashi Yamasaki[2]
[1]Nagoya Univ., [2] CHUBU Electric Power Co., Inc.

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

# [2K05-08] PET, medical application

Chair: Noriaki Nakao (Shimizu Corporation)

Sun. Mar 27, 2016 10:50 AM - 12:00 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

## [2K05] Widening the high spatial resolution area of Positron Emission Tomography by consisting of 100 3-dimentional position sensitive detector blocks

＊Manato Kikuchi[1], Keizo Isii[1], Sigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Sodai Takyu[1], Tetsuo Matsuyama[1], Yohei Yamamoto[1], Ryohei Ito[1], Motohiro Inoue[1] （1.Department of Quantamscience and Energy Engineering, Tohoku University）

10:50 AM - 11:05 AM

## [2K06] Development of the 3-dimentional position sensitive CdTe detector for the ultra-high resolution PET device for human brain

＊Motohiro Inoue[1], Keizo Ishii[2], Shigeo Matsuyama[2], Atsuki Terakawa[2], Sodai Takyu[2], Tetsuo Matsuyama[1], Ryohei Ito[2], Yohei Yamamoto[2], manato kikuchi[2] （1.Department of Biomedical Engineering,Graduate school of Biomedical Engineering,Tohoku University, 2.Department of Quantum Science and Energy Engineering,Graduate school of Engineering,Tohoku University）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2K07] Basic response evaluation of optical fiber type small size dosimeter using optically stimulated luminescence for 225 MeV/u proton ions

＊Yuho Hirata[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], Toshiyuki Toshito[3], Takayuki Yanagida[4], Kentaro Fukuda[5] （1.Graduate School of Engineering Nagoya University, 2.National Institute of Radiological Sciences, 3.Nagoya Proton Therapy Center, Nagoya City West Medical Center, 4.Nara Institute of Science and Technology, 5.Tokuyama Corporation）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2K08] Development of boron concentration monitor using prompt gamma ray for BNCT

＊Hiroki Tanaka[1], Yoshinori Sakurai[1], Takushi Takata[1], Minoru Suzuki[1], Shin-ichiro Masunaga[1], Kiyotaka Akabori[2], Akira Maruhashi[1], Koji Ono[1] （1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Sumitomo Heavy Industries, Ltd）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 三次元位置敏感型百角形検出器ブロックによる PET の高空間分解能領域の広域化

Expansion of high special resolution area of PET Using 80 3D position sensitive detector blocks

*菊池 愛斗[1], 石井 慶造[1], 松山 成男[1], 寺川 貴樹[1], 田久 創大[1], 山本 洋平[1], 松山 哲生[1], 伊藤 亮平[1], 井上 寛裕[1]

[1]東北大学工学研究科

CdTe 検出器を用いた超高空間分解能頭部用半導体 PET 装置の視野内高空間分解能領域の広域化のための、新型検出器ブロック開発、及びその性能評価を行った。

**キーワード：PET, CdTe**

当研究室ではヒトの脳科学や新治療技術の研究への応用を目指し、空間分解能 1mm 以下の頭部用 PET 装置の開発を目指している。これまでに、2 次元位置敏感型 CdTe 検出器(Strip-2-Dimensional Position Sensitive Detector : Strip-2D-PSD)を 80 枚積層することで検出器ブロックとした、正 10 角形のガントリーを持つ PET 装置を開発、その性能評価を行ってきたが、視野中心での空間分解能は良好な結果である一方、視野端部では大きな劣化が見られた。この原因として、ノイズの多い検出器等が全体数の 4 割程度含まれており、現状のブロック体系ではその改善は難しい。そこで、新たに検出器を 8 枚ごとに積層した検出器ブロックを開発、PET ガントリーを構成した。本研究では、この新体系での空間分解能の測定および評価を行う。

まず、旧検出器ブロックで構成された PET 装置と、新検出器ブロックで構成された PET 装置に搭載された検出器の位置検出性能をγ線一様照射により比較した。その結果、正常な検出器が 65%から 83%に増加、ノイズ等で使用できない検出器が 25%から 5%と性能の向上がみられた。また、位置検出が正常でない検出器数は 10%から 12%と増加してしまったが、これは正常な検出器が増加したためであると考えられる。

次に、本装置の空間分解能を $^{22}$Na 点線源を使用して測定し、前体系のものと比較した（図参照）。前体系の空間分解能は、視野端に移動するほど大きな劣化が見られたが、本体系では、多くの点で空間分解能が改善され、最も悪い場所で 2.1mm と大きな改善が見られた。依然として視野端での空間分解能の劣化は見られたが、検出器素子間では 1.3mm の分解能があることから、問題は画像再構成過程にあると考えられる。

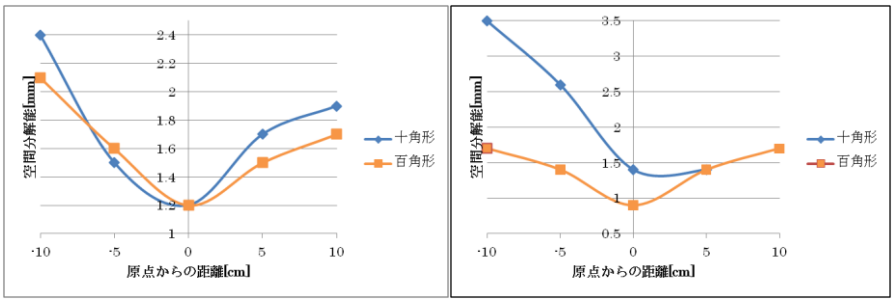



図　X 軸方向の半値幅の Profile（左）、y 軸方向の半値幅の Profile（右）

本研究では、先行研究において作成された PET 装置で確認された、視野内の高空間分解能領域を広げることを目的とし、新体系の PET 装置の性能評価を行ったが、検出器ブロックおよび PET 装置の位置検出性能、PET 装置の空間分解能を改善することができた。画像再構成手法による分解能の劣化も確認され、適当な補正法を確立することで更なる空間分解能の向上が見込めると考えられる。

*Manato Kikuchi[1], Keizo Ishii[1] , Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Sodai Takyu[1], Yohei Yamamoto1, Tetsuo Matsuyama[1], Ryohei Ito[1], and Motohiro Inoue[1]

[1]School of Engineering, Tohoku University

# 超高分解能頭部用 PET のための三次元位置敏感型半導体検出器の開発

Development of the 3-dimentional position sensitive CdTe detector for the ultra-high resolution PET device for human brain

*井上 寛裕[1]、石井 慶造[1]、松山 成男[1]、 寺川 貴樹[1]、 田久 創大[1]、
松山 哲生[1]、伊藤 亮平[1]、 山本 洋平[1]、 菊池 愛斗[1]
[1]東北大学

本研究では、CdTe 半導体検出器 Strip-2D-PSD を用いた 1mm 以下の高空間分解能を持つ頭部用 PET 装置の開発を目指し、システムとして安定動作する三次元位置敏感型検出器を開発することを目的とする。

**キーワード：PET ( PET )**

## 1. 緒言

我々は、1mm 以下の超高分解能をもつ頭部用 PET の開発を目指している。先行研究にて、高抵抗性ストリップ型二次元位置敏感型(Strip-2D-PSD)テルル化カドミウム半導体検出器を 80 枚積層することで検出器ブロックとし、10 検出器ブロックでガントリーとした頭部用 PET が開発された。Strip-2D-PSD は陽極側の高抵抗性ストリップ構造により、γ線入射位置に応じた位置分布情報を得ることができるが、開発された検出器の内正常にポジションマップに二つ目状のノイズが発生していることが判明している。そのために、ノイズ原因の調査、ノイズ特性・エネルギー特性の評価による検出器の安定動作の確認を行った。

## 2. 実験・結果

既に明らかになっている検出器ブロックの問題点を解決する為に、Strip-2D-PSD が 8 枚で 1 ユニットを構成する新検出器ユニットを開発した。そして、原因不明であった二つ目状のノイズの原因を特定する為に、簡易体系でのγ線の一様照射による対照実験を行った結果、基板の固定が甘く、新検出器ユニットのアルミ板と各パーツとの電気的接触が不十分であったためにノイズが発生していたことが判明した。

次に FPC ケーブルが長くたわんでいたため、新検出器ユニットの FPC ケーブルを短くした新検出器ユニットⅡを開発した。これを前の実験と同様にγ線の一様照射を行って信号波形を記録し、新検出器ユニットを比較した結果、ノイズ電圧変化は特になかったが、ゲインが増大し、エネルギー特性が向上したことが判明した。また、FPC ケーブルのたわみがなくなったことにより、ユニットの測定環境を変えたときのノイズを低減することに成功した。

## 3. 結論

新ユニットを用いて二つ目状のノイズの原因調査を行った結果、ノイズの発生原因はタイミングアンプ基板および RENA3 基板の固定状態が甘かったためであると判明した。これにより全ての検出器で一様なγ線分布を取得できるようになった。ただし試作された新検出器ユニットは、FPC ケーブルが不必要に長かったため、これを短縮し、それに合わせてユニット自体も小型化した新検出器ユニットを開発した。その後、ユニットを小型化したことによる Strip-2D-PSD のエネルギー特性およびノイズ特性の向上について検証・評価を行った結果、FPC ケーブルの短縮によりエネルギー特性が向上することが確認できた。また安定測定環境におけるノイズ特性の向上は見られなかったものの、測定環境が変化した場合にも小型化したユニットならば比較的良好なノイズ特性を保ち続けることがわかった。

---

*Motohiro Inoue[1]、 Keizo Ishii[1] 、Shigeo Matsuyama[1]、Atsuki Terakawa[1]、Sodai Takyu[1]、Ryohei Ito[1]、Yohei Yamamoto[1]、and Manato Kikuchi[1]

[1]Tohoku Univ.

# 光刺激蛍光体を用いた光ファイバ型小型線量計の 225 MeV/u 陽子線に対する基礎的な応答の評価

Basic response evaluation of optical fiber type small size dosimeter using optically stimulated luminescence for 225 MeV/u proton ions

*平田悠歩[1]，瓜谷章[1]，渡辺賢一[1]，山﨑淳[1]，古場裕介[2]，松藤成弘[2]，
歳藤利行[3]，柳田健之[4]，福田健太郎[5]
[1]名古屋大学大学院工学研究科，[2]放射線医学総合研究所，[3]名古屋陽子線治療センター，
[4]奈良先端科学技術大学院大学，[5]株式会社トクヤマ

粒子線などの放射線治療において、体内に挿入し照射中にオンラインで線量評価を行う目的で、光ファイバの先端に光刺激蛍光体を配した線量計の開発を行っている。現在は、その線量計の実用化に向けて様々な特性の評価や改良を行っている。使用している線量計は粒子線のもつ LET に対して依存性をもつことが分かっている。今回は陽子線照射実験を行い線量計の基礎的な応答の調査を行った。

キーワード：重粒子線治療、線量評価、光刺激蛍光体、光ファイバ

**１．緒言**　粒子線治療は精細な線量分布を形成し、患部に線量を集中できるため、正常組織に対する余分な被曝を低減することが可能である。その一方で照射位置のわずかなずれは患部への線量を大幅に低下し、重大な事故を引き起こす可能性を含んでいる。このような事故を防ぐため、体内の患部により近い場所で、オンラインで線量評価を行うことが望ましく、そのためには体内に挿入可能な小型線量計の開発が必要になる。我々の研究グループでは、体内に挿入可能な小型線量計として、光ファイバの先端に光刺激蛍光体を配した線量計の開発を進めている。これまでに我々は小型線量計の炭素線への応答を評価した。今回は陽子線治療での応用を目指すため、小型線量計の陽子線に対する基礎的な応答を評価した。

**２．実験**　粉末状にした光刺激蛍光体を、コア径 400 μm の石英ファイバの先端に配して蛍光体プローブを作製した。このプローブに対し名古屋市陽子線治療センターにおいて 225 MeV/u の陽子線照射実験を行った。蛍光体プローブを水中に設置し陽子線の照射口からの距離を変化させ陽子線が水中に作る線量分布を測定した。応答の比較のため製作した蛍光体プローブと共に基準線量計として電離箱を設置した。

**３．結果・考察**　光刺激蛍光体に Eu:BaFBr を用いた蛍光体プローブと電離箱により得られた信号強度の水中深度分布を図 1 に示す。信号強度は蛍光体プローブと電離箱で比較を行うため 0 mm の深さにおいて規格化を行った。Bragg peak にて蛍光体プローブは電離箱と比較して応答が落ち込むことが分かった。これは高い線エネルギー付与（LET）領域において蛍光体内部の励起された電子の密度が高くなったため、励起電子の一部が発光に起因することができなくなってしまったためである。同様の現象は炭素線の Bragg peak においても観測された。

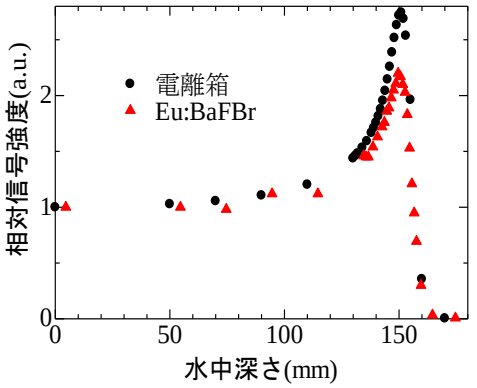



図 1　蛍光体プローブと電離箱の信号強度の水中深度分布

*Yuho Hirata[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], Toshiyuki Toshito[3], Takayuki Yanagida[4], Kentaro Fukuda[5]
[1]Nagoya Univ., [2]National Institute of Radiologcal Sciences, [3]Nagoya Proton Therapy Center, [4]Nara Institute of Science and Technology, [5]Tokuyama corp.

# BNCT のための即発ガンマ線を用いたホウ素濃度モニターの開発

Development of a boron concentration monitor using prompt gamma-ray for BNCT

*田中　浩基[1]，櫻井　良憲[1]、高田　卓志[1]、鈴木　実[1]、増永　慎一郎[1]、
赤堀　清崇[2]、丸橋　晃[1]、小野　公二[1]
[1]京都大学原子炉実験所，[2]住友重機械工業株式会社

本研究ではホウ素中性子捕捉療法を実施する際に実現が望まれているリアルタイムホウ素濃度モニターの開発を行っており、プロトタイプ機の構築、特性試験を実施したので報告する。

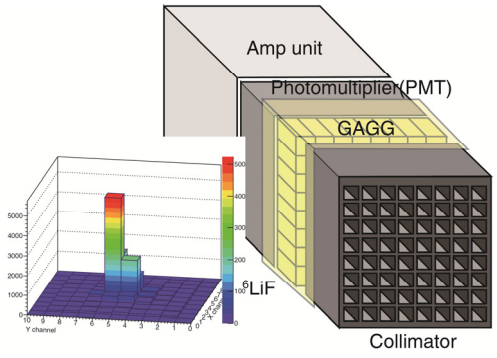
**キーワード：ホウ素中性子捕捉療法、ホウ素濃度モニター、即発ガンマ線、SPECT**

## 1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法(Boron Neutron Capture Therepy:BNCT)は $^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ 反応によって生じる高 LET の荷電粒子を用いてがん細胞を選択的に死滅させる放射線治療である。線量評価の高度化のために照射中の中性子フラックスとホウ素濃度の測定が望まれている。中性子フラックスモニターの開発は進み[1]、臨床応用が可能となったのに対し、ホウ素濃度測定は照射直前の採血による評価が行われているのが現状である。本研究では熱中性子とホウ素との核反応によって生じる 478keV の即発ガンマ線を用いたホウ素濃度モニターの開発を行っており、プロトタイプ機の構築及び特性試験を実施したので報告する。

## 2. ホウ素濃度モニター

これまでに SPECT の手法を BNCT に適応する研究が行われてきたが[2]、BNCT の照射場はガンマ線、中性子線のバックグランドが高いため、いまだ実機は実現していない。図に本研究で開発しているホウ素モニターの概略図を示す。反射材によって区切られた 8x8 の Ce:GAGG シンチレータをマルチチャンネル光電子増倍管の光電面上に設置した。シンチレータの前面には鉛コリメータを設置した。Ce:GAGG シンチレータには熱中性子吸収断面積の大きなガドリニウムが含まれているため、シンチレータアレイは濃縮 $^{6}LiF$ の遮蔽材で囲んだ。64 チャンネルの信号はアンプユニットで増幅整形の後に ADC へと入力され、それぞれの波高値が記録される。$^{137}Cs$ からの 662keV ガンマ線を用いて特性試験を実施した。全 64 チャンネルの波高分布から 662keV の光電ピークを検出し、ゲインの調整を実施した。コリメートした 662keV のガンマ線のイメージングを取得することができ、一連のシステムの動作を確認することができた。




## 3. 結論と今後の予定

ガンマ線の入射位置の二次元イメージを取得することができたが、さらにエネルギー分解能を向上させるために Ce:GAGG に適した MPPC の使用を考えている。中性子場における放射線損傷に配慮して適応可能か見極めたい。今後は実際の照射場において十分な遮蔽を施した上で照射実験を行う予定である。

## 参考文献

[1]H. Tanaka et al., 2011 IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference, 416-418

[2]T. Kobayashi, et al., Medical Physics, 27, 2124-2132(2000)

*Hiroki Tanaka[1], Yoshinori Sakurai[1], Takushi Takata[1], Minoru Suzuki[1], Shin-ichiro Masunaga[1], Kiyotaka Akabori[2], Akira Maruhashi[1], Koji Ono[1]

[1]Kyoto University Research Reactor Institute, [2]Sumitomo Heavy Industries, Ltd.

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

# [2K09-15] Element and nuclide analysis, radioactivity measurement

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo city Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:40 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

## [2K09] Measurement of the wide range of the energy using WD-PIXE

＊Kota Imaizumi[1], Keizo Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1] （1.Master's Course, Quantum Science Engineering Major, Graduate School of Engineering, Tohoku University）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2K10] Development of the high sensitivity portable Sr-90 detector which is available in Cs-134 and 137 radiation field

＊Hibiki Hosokawa[1], Keizo Ishii[2], Shigeo Matsuyama[2], Atsuki Terakawa[2], Tsuyoshi Sato[2] （1.Quantum Science and Energy Engineering, Mechanical and Aerospace Engineering, School of Engineering, tohoku university, 2.Quantum Science and Energy Engineering Major, Graduate School of Engineering, Tohoku university）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2K11] Analysis of L X-ray Spectra of Transuranium Elements Measured by a Microcalorimeter

＊Tetsuya Sugimoto[1], Keisuke Maehata[1], Naoko Iyomoto[1], Kenji Ishibashi[1], Keisuke Nakamura[2], Yuki Morishita[2], Koji Takasaki[2], Kazuhisa Mitsuda[3] （1.Kyushu Univ., 2.JAEA, 3.JAXA）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2K12] Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions(2)

＊Shuichi Hasegawa[1], Kyonghum Jung[1], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2] （1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2K13] Development of resonance ionization mass spectrometry of Sr isotopes (3)

＊Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Shuichi Hasegawa[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo）

3:45 PM - 4:00 PM

## [2K14] Extrapolation curves using EGS5 code for 4πβ-γ coincidence counting method

＊Yasuhiro Unno[1], Toshiya Sanami[2,3], Shinichi Sasaki[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Akira Yunoki[1] （1.AIST, 2.KEK, 3.SOKENDAI）

4:00 PM - 4:15 PM

## [2K15] gamma-ray coincidence measurements of Fukushima soil samples II

＊Tetsuro Hinoue[1], Shin Ito[1] （1.Kindai University Atomic Energy Research Institute）

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 波長分散型 PIXE における広範囲エネルギー測定

Measurement of the wide range of the energy using WD-PIXE

*今泉光太[1]，遠山翔[1]，松山成男[1]，石井慶造[1]，寺川貴樹[1]
[1]東北大学工学研究科量子エネルギー工学専攻

福島第一原子力発電所事故の影響で生じた放射性セシウムによる汚染土壌の除染技術確立に向け、化学状態分析が可能な WD-PIXE システムを導入した。本システムの分光結晶を交換することで可検出エネルギーの広範囲化を図った。

**キーワード：**PIXE，結晶分光器，マイクロビーム，セシウム

土壌中の放射性セシウムの多くは粘土に吸着しており、粘土から放射性セシウムを取り出す方法が現在精力的に研究されている。マイクロ PIXE(Particle Induced X-ray Emission)分析法は、高感度での多元素同時分析が可能であり、試料表面上の元素の二次元濃度分布を得ることができる。その高い汎用性からマイクロ PIXE 分析法は汚染土壌分析にも応用されており、土壌中セシウムの移行にリンや塩素などの元素との関連性が報告されている例もある[1)]。今後除染方法を確立していく上で、マイクロ PIXE によるミクロスコピックな元素分布だけでなく、土壌中での元素の化学状態分布を知ることは非常に有益であると考えられる。そこで東北大学マイクロビームラインシステムに波長分散型(Wavelength Dispersive)PIXE システムを導入した。本装置は von Hamos 型で湾曲結晶と CCD カメラから構成されている。これまで分光結晶に PET(002)を採用したシステムでシリコン Si とその化合物のシリコンナイトライド $Si_3N_4$ や石英ガラス $SiO_2$ の $K_\alpha$ 線と $K_\beta$ 線のスペクトルを測定し、その化学状態を判別できている[2)]。この分光結晶では 1.7-2.9keV の範囲での測定が可能であるが、本研究では可検出エネルギー範囲の拡張を目指し、新たに分光結晶として Ge(111)、Mica(002)、TAP(001)を導入した。

表１：各結晶の詳細

| Crystal | Reflector plane | 2d(nm) | Energy range(keV) |
|---|---|---|---|
| Ge | 111 | 0.653 | 2.2-3.9 |
| PET | 002 | 0.874 | 1.7-2.9 |
| Mica | 002 | 1.980 | 0.7-1.3 |
| TAP | 001 | 2.575 | 0.6-1.0 |

各結晶の詳細を表 1 に示す。これにより可検出エネルギー範囲を 0.6-3.9keV まで拡張することが可能であり、これらの結晶を用いた場合のエネルギー分解能等の評価を行った。

各結晶の可検出エネルギー範囲に収量の多い Kα 線が該当する元素を試料として選出することとし、Ge(111)に対して硫黄 S(S-$K_\alpha$)、Mica(002)に対して食塩 NaCl(Na-$K_\alpha$)、TAP(001)に対してテフロン $(C_2F_4)_n$(F-$K_\alpha$)を採用した。このときエネルギー分解能の基準値を、一般的な化学結合エネルギーと測定される X 線エネルギーより概算し、$\Delta E/E=5.0\times10\text{-}4$ とする。結晶に Ge(111) を用いた場合では、フィッティングしたスペクトルの半値幅からエネルギー分解能は $3.51\times10^{-4}$ となり、基準値よりも高いエネルギー分解能を示した。したがって十分なエネルギー分解能を満たしたため、硫化亜鉛 ZnS と硫酸アルミニウム $Al_2(SO_4)_3$ に対しても S-$K_\alpha$ のスペクトルを得たところ、図 1 に示すようなケミカルシフトが観測された。

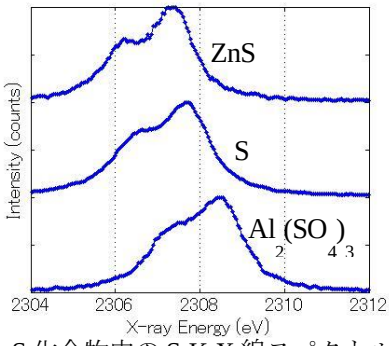



図１：S 化合物中の S-$K_\alpha$X 線スペクトル

**参考文献**

[1] F.Fujishiro, et al. , Nucl. Instru. Meth. Phys. Res. B. **318**(2014)99-101.

[2]S.Toyama, et al. , International Journal of PIXE, Vol. **24**, Nos. 3&4(2014)111-120

*Kota Imaizumi[1], Sho Toyama[1], Shigeo Matsuyama[1], Keizo Ishii[1], Atsuki Terakawa[1]
[1]Quantum Science and Energy Engineering , Tohoku University

# Cs-134, 137 放射線場で使用可能な可搬型高感度 Sr-90 検出器の開発

Development of the high sensitivity portable Sr-90 detector
which is available in Cs-134 and 137 radiation field

*細川 響[1], 石井 慶造[2], 松山 成男[2], 寺川 貴樹[2], 佐藤 剛志[2]
[1]東北大学　工学部　機械知能・航空工学科　量子サイエンスコース,
[2]東北大学大学院　工学研究科　量子エネルギー工学専攻

2 層の平板型ガス検出器でエネルギー損失測定の同時計数を行うことによりγ線のバックグラウンドを低減し、また 6 面を覆うことにより 4πカウンターとした高感度で簡易に $^{90}$Sr を検出する方法を考案した。本研究では、検出器を 1 ユニット制作しβ線のエネルギー損失計測装置としての性能を評価した。

**キーワード**：Sr-90、GEM、MPGD、 β線

福島の高線量地域の試料を化学処理せず現場で $^{90}$Sr を検出しようとすると、周辺環境および試料中に含まれる $^{137}$Cs 及び $^{40}$K からの 0.511MeV～1.31MeV のβ線、1.41MeV 以下のγ線が大きなバックグラウンドとなる。そこで、$^{90}$Sr の娘核種である $^{90}$Y からのβ線のエネルギーが 2.28MeV と高いこと、ガス検出器では電子に対してγ線の感度が非常に低いことに着目し、2 層の平板型ガス検出器でエネルギー損失測定の同時計数を行うことによりバックグラウンドを低減し、また 6 面を覆うことにより 4πカウンターとした高感度で簡易に $^{90}$Sr を検出する方法を考案した。本研究では、ガス電子増幅器(GEM)を 2 枚用いた 2 層ガス検出器(図 1)を 1 ユニット制作し、β線のエネルギー損失計測装置としての性能評価実験を行った。実験では、$^{90}$Sr 線源を使用し 2 層ガス検出器の上下それぞれにおいてエネルギー損失スペクトルの取得に成功した(図 2)。また $^{90}$Sr 線源および $^{137}$Cs 線源を用いバックグラウンドβ線の遮蔽に使用するアクリル板の厚さを変化させながら計数率を比較し、アクリル板の厚さを適切にすることで実際に $^{137}$Cs からのβ線を遮蔽しつつ $^{90}$Y からのβ線を検出可能であることが確認された。さらに、線源と検出器の立体角を変化させながら計数率を比較した結果、計数率と立体角の比例関係が得られ、放射能測定器としての機能を疑似的に確認することが出来た。一方、微量の $^{90}$Sr を検出するには現状では検出効率が低いことが判明したため、今後は検出効率の向上のため GEM や電極の材質形状を再検討する必要がある。また、実際に同時係数回路を組み込みγ線によるバックグラウンドを低減することが求められる。

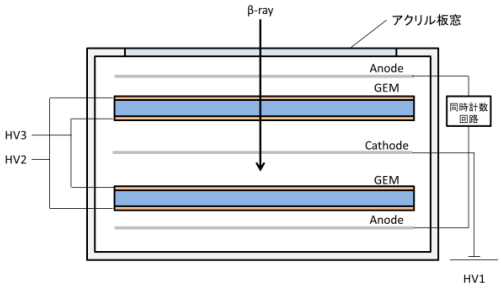


図 1：2 層ガス検出器の概要

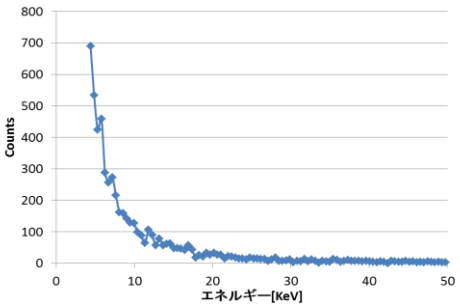


図 2：$^{90}$Y のエネルギー損失スペクトル

*Hibiki Hosokawa[1], Keizo Ishii[2], Shigeo Matsuyama[2], Atsuki Terakawa[2], Tsuyoshi Sato[2]
[1]Quantum Science and Energy Engineering, Mechanical and Aerospace Engineering, School of Engineering, tohoku university,
[2]Quantum Science and Energy Engineering Major, Graduate School of Engineering, Tohoku university

# TES 型マイクロカロリーメータを用いた超ウラン元素 L X 線の分析

Analysis of L X-ray Spectra of Transuranium Elements Measured by TES Microcalorimeter

*杉本 哲也[1]，前畑 京介[1]，伊豫本 直子[1]，石橋 健二[1]，中村 圭佑[2]，森下 祐樹[2]，
高崎 浩司[2]，満田 和久[3]
[1]九大院・工，[2]原子力研究開発機構，[3]宇宙航空研究開発機構

超ウラン元素である $^{244}$Cm の α 崩壊に伴って $^{240}$Pu から放射される LX 線を、超伝導転移端(TES)型マイクロカロリーメータを用いて計測した。スペクトル解析の結果から、14.28keV の Pu $L_{\alpha 1}$ 線ピーク半値幅に対する TES 型マイクロカロリーメータのエネルギー分解能として 32.7eV が得られた。

**キーワード**：L X 線，超ウラン元素，TES 型マイクロカロリーメータ

## 1. 緒言

核燃料に含まれる超ウラン元素の同位体定量分析の手段として、α 崩壊後の内部転換に続いて放出される L X 線の高エネルギー分解能スペクトル計測が期待されている。本研究では、優れたエネルギー分解能を有する TES 型マイクロカロリーメータを用いて、核燃料再処理工程における代表的な超ウラン元素の一つである $^{244}$Cm 線源から放出される L X 線のスペクトル計測で取得された検出信号パルスを解析した

## 2. スペクトル解析

### 2-1. 最適フィルタ処理

計測でコンピュータに記録された検出信号パルスを最適フィルタにより解析し波高値を求めた。このとき、検出信号パルス波形のエネルギー依存性を考慮した。また、連続計測における温度変動による TES 型マイクロカロリーメータの応答特性への影響を補正した。

### 2-2. フォークト関数によるフィッティング

線源より放出される L X 線には固有の自然幅があり、ピーク形状はローレンツ関数により近似される。また、検出器のインパルス応答はガウス関数により近似される。そのため、実際に計測されたスペクトルをこれらの畳込みであるフォークト関数によってフィッティングした。図 1 は自然幅 12.2 eV の Pu $L_{\alpha 1}$ 線ピークのフィッティング結果であり、半値幅の検出器エネルギー分解能として 32.7eV が得られた。

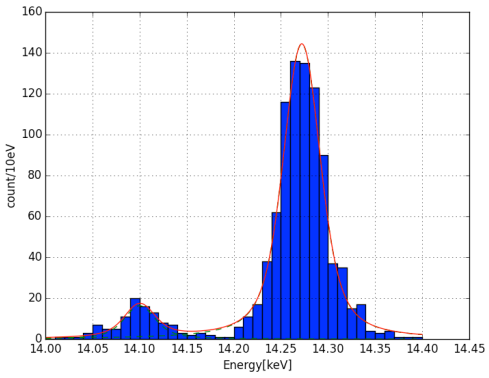



図 1. Pu $L_{\alpha 1}$ 線ピークのフィッティング結果

## 3. 結論

$^{244}$Cm 線源から放出される L X 線のスペクトル計測で取得された検出信号パルスを解析し、14.28keV の Pu $L_{\alpha 1}$ 線ピーク半値幅に対する TES 型マイクロカロリーメータのエネルギー分解能として 32.7eV を得た。超ウラン元素から放出される主要な L X 線ピークを明確に同定することを示し、TES 型マイクロカロリーメータでの L X 線計測による超ウラン元素同位体定量分析の可能性が示された。

*Tetsuya Sugimoto[1], Keisuke Maehata[1], Naoko Iyomoto[1], Kenji Ishibashi[1], Keisuke Nakamura[2], Yuuki Morishita[2],
Kouji Takasaki[2] and Kazuhisa Mitsuda[3]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA, [3]JAXA

# ストロンチウム同位体イオンのレーザー冷却による分光分析法の開発（２）

Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions(2)

*長谷川 秀一[1]，鄭 京勲[1]，山本 和弘[1]，若井田 育夫[2]，宮部 昌文[2]

[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

$^{90}$Sr をはじめとするストロンチウム同位体の迅速分析法の開発が求められている。本研究ではイオントラップ・レーザー冷却法を用いた新たな分光分析手法の開発を進めている。本発表では、新たに開発中の装置を中心に、ストロンチウム同位体イオンのレーザー冷却について最近の成果を報告する。

**キーワード：**レーザー分光・分析，ストロンチウム

## 1. 緒言

福島第 1 原子力発電所事故における放射性核種のうち、$^{90}$Sr は摂取に伴う長期内部被ばくが問題となりうるにも係わらずβ崩壊核種であるため、その計測が困難であることが知られている。放射化学的手法や質量分析的手法が行われているが、それぞれ長所短所があり、新たな手法の開発が望まれている。そこで、我々は近年進展の著しいレーザー技術を利用した、元素および同位体の原子構造の違いに起因した同位体選択的な分析手法である多段階レーザー共鳴イオン化法とイオントラップ・レーザー冷却技術に着目して、単一同位体レベルでの分離・計測技術の確立を目指した研究および開発を進めている。前回の発表で、複数のストロンチウム安定同位体のレーザー冷却によるイオン可視化について報告した[1]。本発表では、現在製作している新たなイオントラップ装置について報告する。

## ２．実験

前回の報告[1]の通り、422 nm（基底状態 5s $^2S_{1/2}$と励起状態 5p $^2P_{1/2}$の遷移）および 1092 nm（5p $^2P_{1/2}$から準安定状態 4d $^2D_{3/2}$の遷移）を用いたレーザー冷却法により、四重極電場に捕獲されたストロンチウム同位体イオンの個別観測を実現している。実際に $^{90}$Sr の観測を行う際には、高い同位体選択性が必要となる。そこで、我々は多段階レーザー共鳴イオン化法と四重極質量分析器の併用を検討している。その概念図を図１に示す。共鳴イオン化法により生成されるイオンは四重極質量分析器に導かれる。このプロセスで高い同位体選択性を得ることができる。しかしながら、四重極質量分析器は質量分離のためイオンに余分な運動エネルギーを与えることになる。新たな装置ではその対策として、バッファーガス冷却を検討している。これは、セル内に希ガスなどを封入することで、それらとイオンの衝突によりイオンの運動エネルギーを減衰させる冷却法である。多重極交流電場によるイオンガイドを設置し、その中でイオンを輸送することで、イオンが衝突により散逸しないようにトラップへと導く。低エネルギーで導かれたイオンはトラップ内でレーザー冷却されることで、高い効率でイオンからの蛍光観測が可能となる。現在このような概念に基づく装置を開発中であり、その結果について報告する。

本研究は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施した「レーザーを用いた海産物中 $^{90}$Sr の迅速分析法技術開発」の成果である。

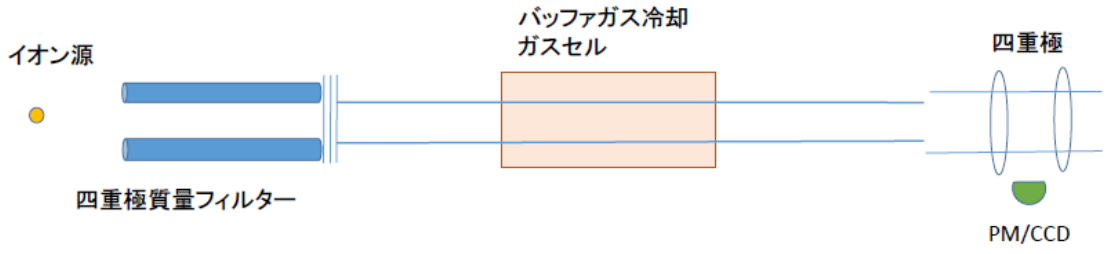



図１　イオンガイド・トラップ装置概念図

## 参考文献

[1] 長谷川秀一、鄭京勲、山本和弘、若井田育夫、宮部昌文「ストロンチウム同位体イオンのレーザー冷却による分光分析法の開発」P24　日本原子力学会「2015 年秋の大会」静岡大学

*Shuichi Hasegawa[1], Kyonghum Jung[1], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2] and Masabumi Miyabe[2]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency

# レーザー共鳴イオン化法によるストロンチウム同位体分析法の開発（3）

Development of resonance ionization mass spectrometry of Sr isotopes (3)

*宮部 昌文[1]，大場 正規[1]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]，長谷川 秀一[2]

[1]原子力機構，[2]東京大学

レーザー共鳴イオン化質量分析法とイオントラップ計測法を組み合わせた放射性ストロンチウムの同位体分析のために、Sr 原子の 3 段階共鳴イオン化過程の同位体選択性やイオン検出効率などを明らかにした。

**キーワード：**ストロンチウム，共鳴イオン化質量分析，King-plot，同位体分析，RIMS

## 1. 緒言

福島第 1 原発事故に関わる放射能計測では、純 $\beta$ 崩壊核種で、$^{90}$Zr などによる同重体干渉も生じる $^{90}$Sr の計測（放射化学的分析法、ICP 質量分析法）に、複雑で時間のかかる化学分離操作が求められることが問題となっている。本研究では、元素や同位体の原子構造の違いを利用して、特定同位体のみを高効率でイオン化できる多段階共鳴イオン化法と、イオンを長時間捕捉することで高感度な計測が可能なイオントラップ計測法を組み合わせることで、迅速かつ高感度な $^{90}$Sr 分析法の開発を目指している。本報告では、これまでに選んだ電離効率、同位体選択性の高い 3 段階電離スキームを用いて評価した共鳴イオン化過程全体の同位体選択性やイオン検出効率について述べる。

## 2. 実験と結果

装置は以前報告したものと同じである[1]。圧力 1x10$^{-7}$torr の真空容器で、試料を装荷したグラファイトチューブに約 40A を流して約 700 度に加熱し、Sr 原子ビームを発生させた。試料には $^{84}$Sr と $^{87}$Sr の濃縮同位体試料の硝酸溶液を蒸発乾固させた Ti フォイル試料を用いた。3 台の波長安定化半導体レーザーを用いて、これまでの研究で選んだ以下の 3 段階スキームにより原子をイオン化し、四重極質量分析器で測定した。

0 cm$^{-1}$ ($5s^2(^1S_0)$) → 21698 cm$^{-1}$ ($5s5p(^1P_1)$) → 36960 cm$^{-1}$ ($5p^2(^1D_2)$) → 60417.4 cm$^{-1}$(J=3)

測定した同位体毎の電離スペクトルの例を図に示す。得られた同位体シフトと文献[2]で報告されている同位体シフトから King-Plot 法を用いて $^{90}$Sr のピーク位置と、超微細構造で分裂した $^{87}$Sr の重心位置を求め、図に下向き矢印で示した。$^{87}$Sr の位置は測定した $^{87}$Sr の分布領域と概ね一致している。得られた同位体シフトから、$^{90}$Sr の同位体選択性を評価すると $10^5$ 程度となった。これは、使用する質量分析器やイオントラップの同位体選択性も加味すると、食品中の $^{90}$Sr の濃度基準が分析可能なレベルである。本研究では、このほか、装荷した原子数とイオン計測数からの検出効率などを評価した。

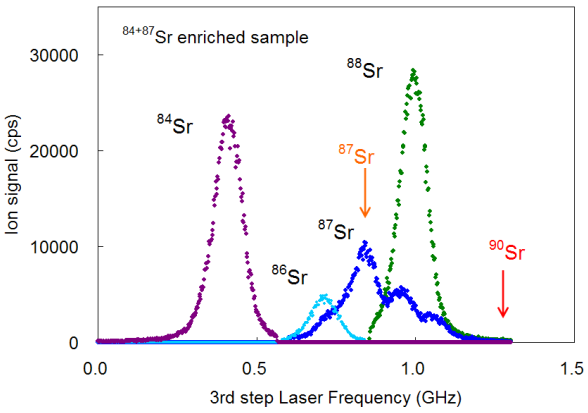



図 Sr の濃縮同位体試料の電離スペクトル

本研究は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施した「レーザーを用いた海産物中 $^{90}$Sr の迅速分析法技術開発」の成果である。

### 参考文献

[1] M. Miyabe *et al* J. Nucl. Sci. Technol. 43 (2006) 305-310

[2] M. Anselment *et al* Z. Phys. D3 (1986) 421-422

*Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Shuichi Hasegawa[2]

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

# EGS5 コードを用いた 4πβ-γ 同時計数法の効率外挿曲線のシミュレーション

Extrapolation Curves using EGS5 code for 4πβ-γ coincidence counting method

*海野 泰裕[1]，佐波 俊哉[2,3]，佐々木 慎一[2,3]，萩原 雅之[2,3]，柚木 彰[1]
[1]産総研，[2]高エネ研，[3]総研大

4πβ-γ 同時計数法で放射能の絶対値を決定する効率外挿曲線を模擬する手法を、EGS5 コードを用いて開発した。この計算では、β 線と γ 線の通常の輸送に加えて、各々を同時に計数する事象まで模擬した。模擬した結果を実測と比較した。この手法により、効率外挿曲線が変化する様子を調べた。

**キーワード：**放射能，シミュレーション，β 線，γ 線，同時計数

## 1. 緒言

4πβ-γ 同時計数法では、β 線、γ 線とそれらの同時計数率を測定する。これらの計数率から、放射能の絶対値を決定するために、β 線の検出効率を 100 %に近似する効率外挿曲線を描く。この曲線を描くために用いるフィッティングの選択によって、真の放射能の値からずれが生じる可能性がある。そのため、最適なフィッティングを求めるための議論が、主に実測と数値計算に基づいて、続いている[1]。本研究では、この問題を解決する方法として、EGS5 コード[2]を用いた効率外挿曲線のシミュレーション手法を開発した。

## 2. 手法

崩壊データに沿った確率で、親核種から娘核種に至るまでの β 線と γ 線の放出を模擬するプログラムを作製し、光子と電子を輸送する EGS5 コードと組み合わせた。シミュレーションの中で設定された検出器での沈着エネルギーは、一回の崩壊が起きる間の情報を保持し、β 線検出器と γ 線検出器の同時検出イベントを模擬できるようにした。今回は、Cs-134 の崩壊データを用いた。β 線と γ 線は同じ地点から発生するものとし、互いの角相関は考慮していない。プラスチックシンチレーション検出器を β 線用、NaI(Tl)シンチレーション検出器を γ 線用にした測定装置を実際に組み、本シミュレーションと結果を比較した。

## 3. 結論

Cs-134 の主な γ 線光電ピークである 605 keV と 796 keV に計数窓を設定して得た結果を図 1 に示す。横軸は β 線検出効率（$\varepsilon_\beta$）の関数であり、効率外挿曲線と y 軸との交点により放射能の絶対値が決定される。605 keV の場合は、実測点に沿った効率外挿曲線をシミュレーションが再現できているが、796keV の場合は差異が生じている。このシミュレーションで、模擬する実測条件により、曲線の傾き、形状が変化することが分かった。

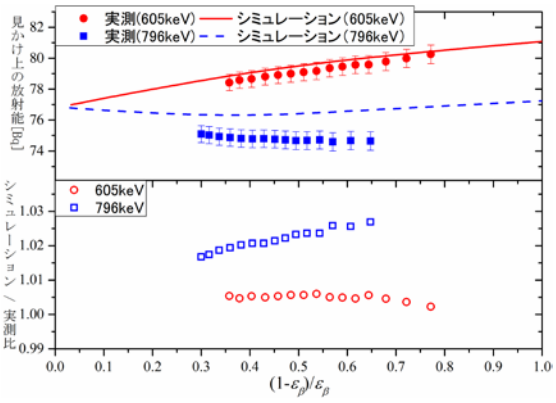



図 1:シミュレーションと実測の比較
（上：効率外挿曲線、下：実測点での差異）

**参考文献**

[1] Bobin, C., 2007. Primary standardization of activity using the coincidence method based on analogue instrumentation, *Metrologia*, Vol. 44, No. 4, pp. S22-S31, 2007

[2] Hirayama, H., Namito, Y., Bielajew, A.F., Wilderman, S.J., Nelson, W.R., 2005. The EGS5 code system, SLAC-R-730, KEK Report 2005-8

*Yasuhiro Unno[1], Toshiya Sanami[2], Shinichi Sasaki[2], Masayuki Hagiwara[2] and Akira Yunoki[1]
[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, [2]High Energy Accelerator Research Organization (KEK)

# ガンマ線同時測定法を用いた福島土壌サンプルの測定 Ⅱ

Gamma-ray coincidence measurements of Fukushima soil samples Ⅱ

*樋上 哲郎[1]、伊藤 眞[1]
[1]近畿大学原子力研究所

福島県で採取した土壌サンプルからのγ線を、NaI(Tl)シンチレーション検出器及び真性 Ge 検出器を用いた同時測定法により分析している。本発表では、得られた二次元エネルギースペクトルの解析結果を発表する。

**キーワード：ガンマ線，同時測定，福島**

## 1. サンプル採取

福島県福島市荒川運動公園付近（北緯 37.745 度、東経 140.461 度付近）において、2011 年 5 月 21 日 13 時 40 分に表層土(30 x 30 ㎝$^2$の面積で地表面深さ約 1 ㎝)を近大原研芳原新也博士が採取した。採取した土壌サンプルは U-8 容器に封入し、表面洗浄を行い、近大原研に持ち帰った[1]。

## 2. 実験

NaI(Tl)- NaI(Tl)、 NaI(Tl)-真性 Ge の組み合わせで同時測定を行い、検出器間角度はそれぞれ 180 度、90 度とした。検出器から得られるエネルギー信号をそれぞれ A、B とし、2 つの信号の Bipolar Zero Cross より時間信号 T を得た。これら A、B、T の信号を Event by Event によりリストモード測定を行った。Bipolar Zero Cross Timing の結果、NaI(Tl)2 台の場合は約 44 nsec、NaI(Tl)-真性 Ge の場合は約 200 nsec の時間分解能が得られた。

## 3. 結果・考察

NaI(Tl)-NaI(Tl)により得られた二次元スペクトルを図 1、図上の Event を解析した結果を表 1 に示す。同時測定を行うことにより、同時性のない単一のγ線である、Cs-137 の 662 keV の光電ピークが除去されたことが確認できた。また NaI(Tl)-真性 Ge の解析では、図 1 の D、E、F の他に新たな Event G として 569 及び 563 keV γ線の後方散乱 Event が見出された。発表ではこれらの Event 解析結果を報告し、その意味を考察する。

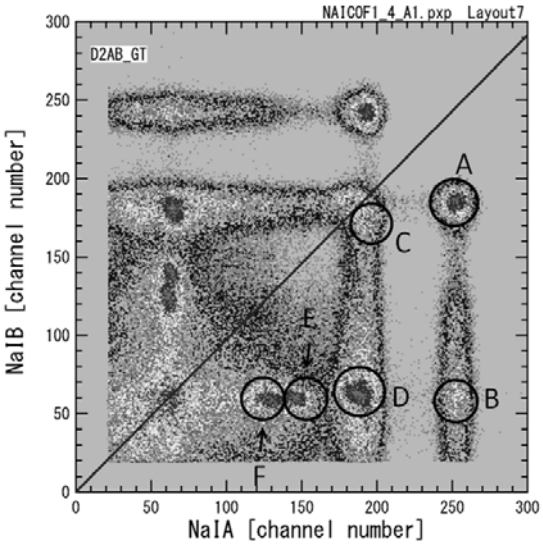



図 1. NaI(Tl)-NaI(Tl)二次元エネルギースペクトル(図中の傾斜線は鏡映対称軸)

表 1. 図 1 上の Events

| | NaIA | NaIB |
|---|---|---|
| A | 796 keV | 604 keV |
| B | 796 keV | 同時性のある$E_\gamma^B$ |
| C | 604 keV | 569 keV |
| D | 796 keV の$K_c^{max}$ | 796 keV の$E_\gamma^B$ |
| E | 662 keV の$K_c^{max}$ | 662 keV の$E_\gamma^B$ |
| F | 604 keV の$K_c^{max}$ | 604 keV の$E_\gamma^B$ |

(コンプトン散乱角がπの時の反跳電子のエネルギーを$K_c^{max}$、散乱γ線のエネルギーを$E_\gamma^B$とする。)

**参考文献**

[1] 芳原新也他、”福島第一原発事故による中通り地区市街地における放射性汚染状況の調査”、近畿大学原子力研究所年報 vol.48、p11-21 (2011)

*Tetsuro Hinoue[1] and Shin Ito[1]
[1]Kindai University Atomic Energy Research Institute

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 202-3. Neutron Source, Neutron Technology

# [2K16-18] Development and applications of neutron sources

Chair: Takeshi Fujiwata (AIST)

Sun. Mar 27, 2016 4:40 PM - 5:30 PM  Room K (Lecture Rooms C C101)

## [2K16] Development of 3.95 MeV X-band electron linac based mobile neutron source for on-site moisture detection of industrial and societal infrastructures

＊Jean-Michel Bereder[1], Mitsuru Uesaka[1], Yoshichika Seki[1] （1.UTokyo Uesaka Lab）

4:40 PM - 4:55 PM

## [2K17] Measurement of dependency of neutron intensity on proton beam power and profile at J-PARC spallation neutron source

＊Masahide Harada[1], Kenichi Oikawa[1], Tetsuya Kai[1], Shinichiro Meigo[1], Motoki Ooi[1], Hiroshi Takada[1] （1.J-PARC Center, JAEA）

4:55 PM - 5:10 PM

## [2K18] Development of stereopsis on compact neutron sources

＊Seiji Tasaki[1], Masamitsu Kawamura[1], Yutaka Abe[1] （1.Department of Nuclear Engineering Kyoto University）

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# Study on Mobile 3.95 MeV X-band Electron Linac based Neutron Source

*Jean-Michel Bereder[1] Yoshichika Seki[1] Mitsuru Uesaka[1]

[1]The University of Toyko

Abstract

We have developed a mobile 3.95 MeV linac based beryllium neutron source. By use of the mobile linac based neutron source, 200g of water under the asphalt of thickness of 7cm was detected. As the future work, we will suppress neutron background noise by shielding the detector and optimize the beryllium neutron target in order to perform high signal-to-noise ratio water inspection.

Keywords: Neutron Source, Mobile Electron Linear Accelerator, Bridge Inspection, Water Detection

## 1 Introduction

The deterioration due to penetration of water of hollow floor panel type road, which is widely used in highway, is a severe problem. The hollow floor plate type bridges have a relatively thick concrete structure compared with other type of bridges, hence the use of neutron ray is necessary for water inspection. We have developed a mobile 3.95 MeV linac based neutron source for nondestructive moisture detection of concrete structure.

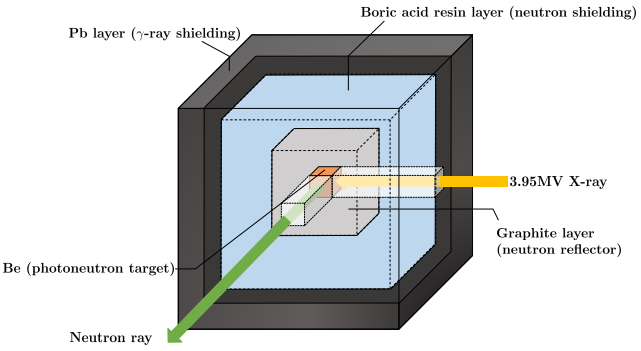



Fig. 1 Outline of the neutron target

## 2 Development of mobile electron linac based neutron source

We have combined the Be target with a graphite reflector, a boric acid resin layer for neutron shielding, a lead layer for $\gamma$-ray shielding, and a polyethylene layer as the neutron moderator (Fig.1). The Be target and 3.95 MV mobile X-ray source compose a mobile neutron source system. The optimization of Be thickness and neutron/$\gamma$-ray shielding simulation was done by using Monte-Carlo method.

## 3 Experiment of Water Detection in Concrete Sample

The experiment of water detection of concrete structure was conducted by use of the newly developed mobile linac based neutron source (Fig.2). 200g of water under the asphalt of thickness of 7cm was detected with $1\sigma$ of confidence level, and the significance level increased to $3\sigma$ by reducing the background noise.

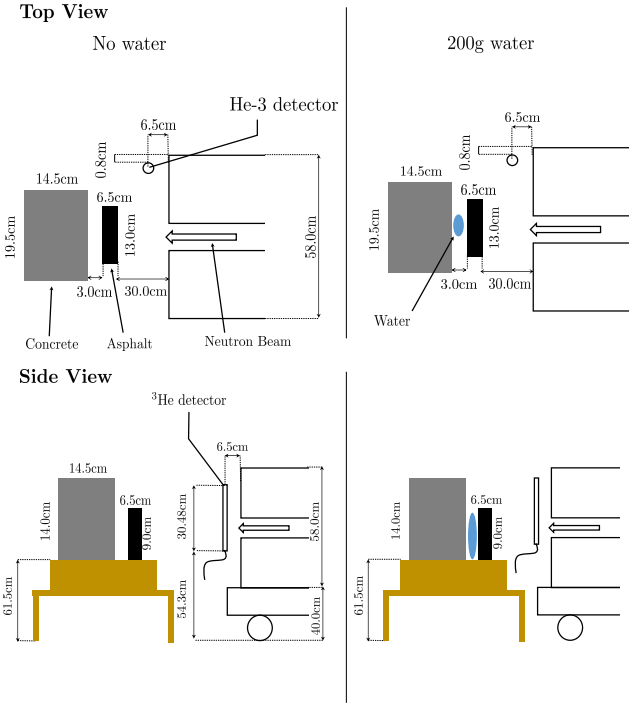



Fig. 2 Setup of the experiment of detection of water inside concrete structure

## 4 Conclusion

We have succeeded in developing Be photoneutron target for 3.95 MeV electron linac based X-ray source. We have also succeeded in water detection experiment of concrete structure, with $3\sigma$ of significance. As the future work, we will suppress neutron background noise by shielding the detector, in order to perform high signal-to-noise ratio water inspection. Moreover, we are going to optimize the Be neutron target by reducing the shielding materials, keeping enough radiation safety.

## References

[1] M. Uesaka et al. : J. Phys. B: At. Mol. Opt. Phys. 47(2014) 234008 (9pp)
[2] 国交省: 老朽化の対策の取り組み (2013)

# J-PARC 核破砕中性子源における中性子強度の陽子ビーム強度・プロファイル依存性の測定

Measurement of dependency of neutron intensity on proton beam power and profile at J-PARC spallation neutron source

*原田 正英[1]、及川 健一[1]、甲斐 哲也[1]、
明午 伸一郎[1]、大井 元貴[1]、高田 弘[1]
[1]原子力機構

J-PARC の物質・生命科学実験施設にある核破砕中性子源の核特性の検証を目的として、中性子源特性試験装置 NOBORU にて、発生する冷・熱中性子の強度と入射陽子のビーム強度とプロファイルとの関係を、He-3 中性子モニターによるスペクトル測定と金箔放射化法とを組み合わせて測定した。

**キーワード：** J-PARC、中性子、中性子測定、陽子、核破砕中性子源

## 1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設にある核破砕中性子源では、3GeV 陽子ビーム強度 1MW での定常運転に向けて、段階的に出力を上げており、2015 年度は 500kW で運転を実施した。核破砕中性子源の核特性の検証は、中性子実験装置へ性能通りの中性子を供給しているかを確認する重要な工程である。低出力運転時の試験で、陽子ビーム強度と発生する中性子強度が比例関係にないことがわかった。この原因は、シミュレーション計算などから、損傷低減のために、変化させている陽子ビームプロファイルにあることが推測された。そこで、陽子ビームの 1MW 運転が視野に入ってきた現在、性能通りの中性子強度が得られることを確認するために、発生する冷熱中性子の強度と入射陽子のビーム強度・プロファイルとの関係を測定した。

## 2. 測定手法

測定は、中性子源特性試験装置 NOBORU にて行った。大強度であるために、中性子の数え落としやガンマ線等のバックグランド成分の混入などが想定されたため、厚さ 0.1mm の金箔を用いた金箔放射化法と、低検出効率（$10^{-3}$～$10^{-5}$）の He-3 中性子モニターによる飛行時間法とを組み合わせ、高精度な中性子強度測定が行える工夫をした。さらに、再現性のあるコリメータ系の採用、数え落としのチェック、複数の計測系での確認なども取り入れることで、誤差を 1% 以下に抑えた。陽子ビームの強度及びプロファイルの条件毎に、中性子強度の測定を行い、陽子ビーム強度及びプロファイルは、陽子ビームラインに設置されているビームモニターにより確認した。

## 3. 結果

図 1 に、中性子強度の陽子ビーム強度依存性の測定結果を示す。陽子ビーム出力と中性子強度は、ほぼ比例関係にあることが確認できた。さらに、核反応シミュレーション計算（MCNPX）との比較も行い、測定結果と良い一致することも確認した。詳細は、当日報告する。

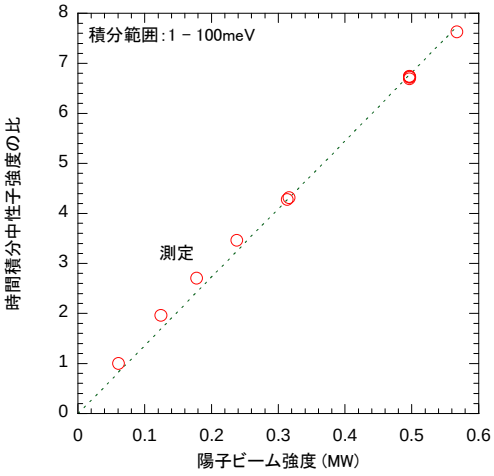


図 1、中性子強度の陽子ビーム強度依存性

*Masahide Harada[1], Kenichi Oikawa[1], Tetsuya Kai[1], Shinichiro Meigo[1], Motoki Ooi[1], Hiroshi Takada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 小型中性子源によるステレオグラム撮像法の開発

Development of a Stereopsis using Compact Neutron Sources

*田崎 誠司[1]，川村 昌充[1]，安部 豊[1]
[1]京都大学

小型の加速器を用いた中性子源は、中性子束は低いものの、実験の容易さや減速材までの距離を縮められるなどの利点がある。本発表では、イメージングの手法の一つとして、少ない撮像枚数で立体的な構造を再現できるステレオグラム撮像法を京大理学部の小型中性子源で開発した結果を報告する。

**キーワード：**ステレオグラム、小型中性子源、中性子イメージング

## 1. 緒言

中性子は、物質への透過性、X 線とは異なる相互作用を持つこと等の特徴から、非破壊分析のための有用なプローブとなっている。しかしながら大型の中性子施設は国内に数か所しかなく、利用のためのハードルが高い。これに対応するため、現在わが国では小型の加速器を用いたコンパクトな小型中性子源の開発が進んでいる。このような小型中性子源は中性子束は低いが、容易に利用できるので、使い方によっては工学的に有用なツールとなり得る。

中性子の非破壊検査法の一つに中性子 CT があり、物体内部の 3 次元構造を明らかにするための有効な手法となっているが、小型中性子源では 1 枚の透過画像の撮像に 10 分程度の時間がかかるため、CT のように数百枚の画像を要する手法の利用は限定される。しかしながら、試料の奥行き情報を得るだけであれば、試料の角度を変えて撮像するステレオグラム撮像法で可能である。本研究では、中性子を用いてステレオグラム撮像を行い、解析を行った結果を報告する。

## 2. ステレオグラム撮像の実験配置と結果

ステレオグラム撮像は、京都大学理学部の小型中性子源(KUANS)を用いて行った。図 1 のように試料を回転できるステージに載せ、発散角 1/50 ラジアンにコリメートした中性子ビームを照射して 2 次元位置感度型検出器で試料の角度を変えて撮像した。1 枚当たりの撮影時間は 15 分である。試料として、位置を変えて 4 種類のプラスチックの棒を配置したものを用いた。撮影したイメージの例を図 2 に示す。試料を 0～11 度の範囲で回転させることで、各棒の位置がシフトするので、シフト量と角度から棒の位置が求められ、実際の配置がほぼ再現できる。また、図 2 の像は平行法でみると各棒が奥行き方向に分布していることが分かる。

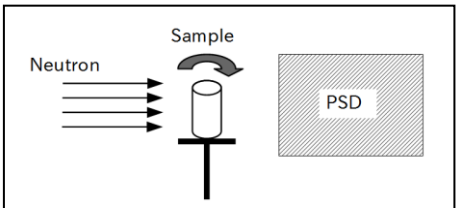


図 1 実験配置

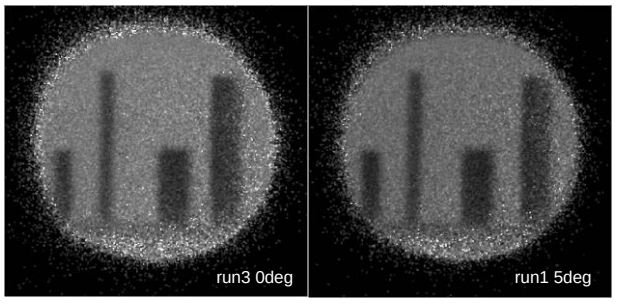


図 2 中性子イメージの例

*Seiji Tasaki[1],Masamitsu Kawamura[1] and Yutaka Abe[1]
[1]Kyoto Univ..

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

# [2L07-11] Fusion materials engineering (Divertor)

Chair: Bun Tsuchiya (Meijo Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:05 PM  Room L (Lecture Rooms C C105)

## [2L07] Application of Friction-Stir Process for Mechanically Strengthening CuCrZr-alloy

＊Dai Hamaguchi[1], Yoshiaki Morisada[2], Hidetoshi Fujii[2], Hiroyasu Tanigawa[1], Kazumi Ozawa[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Osaka University）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2L08] Hydrogen isotope exchange in tungsten damaged by self-ion irradiation

＊Yoshihiro Susuki[1], Ikuji Takagi[1] （1.Kyoto University）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2L09] KMC simulation of rhenium and osmium interstitial atoms in tugnsten

＊Tomoaki Suzudo[1], Akira Hasegawa[2] （1.JAEA, 2.Tohoku Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2L10] Grain structure and tensile property changes of rhenium and potassium doped tungsten materials due to recrystallization

＊Makoto Fukuda[1], Kohei Tsuchida[1], Yuma Kajishima[1], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami[1]
（1.Tohoku university）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2L11] Deformation behavior of tungsten materials for plasma facing components at high temperature

＊Akira Hasegawa[1], Yasuyuki Sakai[1], Tsunenori Tabata[1], Makoto Fukuda[1], Shuhei Nogami[1]
（1.Tohoku university）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 摩擦攪拌プロセス(FSP)を応用したクロムジルコニウム銅合金の機械的強化法開発

Application of Friction-Stir Process for Mechanically Strengthening CuCrZr-alloy

*濱口　大[1]，森貞 好昭[2]，藤井 英俊[2]，谷川 博康[1]，小沢 和巳[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]大阪大学

ITER 等の核融合炉におけるダイバータ等の冷却管材としての使用を想定し、銅合金の課題である耐照射性の向上を目的として、摩擦攪拌プロセスの純銅及びクロムジルコニウム銅合金への適用性評価を行った。

キーワード：ダイバータ，クロムジルコニウム銅，摩擦攪拌プロセス，耐照射性

## 1．緒言

銅および銅合金は、ITER 等の核融合炉におけるダイバータや第一壁等プラズマ対向材のヒートシンク材や冷却管材として用いる事が想定されているが、純銅は強度や耐照射性に問題がある事より、強度と熱伝導性の観点より時効析出硬化型銅合金のクロムジルコニウム銅合金（ITER-Gr）を用いる事となっている。ところが、クロムジルコニウム銅は製造時熱履歴制御要求が非常に厳しく、またダイバータコンポーネントを製作する際の接合に伴う入熱によって強度特性が損なわれる可能性がある等の課題がある。また、中性子照射影響についても、これまでの原子炉照射実験により、150℃以下の照射温度では非常に低い照射量でも顕著な照射硬化がみられ、それに伴う加工硬化能の低下と一様伸びの喪失が問題となっている[1]。その為ダイバータ冷却管材としてのクロムジルコニウム銅の使用は、その組織安定化と耐照射性向上が鍵を握っている。そこで本研究は、結晶粒の微細化と組織改良による耐照射性向上と強化が期待される摩擦攪拌プロセス（FSP）に着目し、純銅による本プロセスの最適適用条件の検討とクロムジルコニウム銅合金の組織改良、及びダイバータ冷却管へ本プロセスを適用する為の手法開発を目的とする。

## ２．実験および結果

前回は、最適な FSP 加工条件の策定を目的として、OFC 純銅に対し工具回転速度 50～500 RPM の間の 5 つの条件で検討した結果について報告した。そこで、OFC 銅では 100～300 RPM の回転速度で最大の硬化量が得られる事を確認したが、ピン長に対して攪拌部が比較的浅い事や、鬆などの欠陥の形成が見られる等の課題点が明らかとなった。FSP では一般的に、回転速度が低いと鬆などの欠陥形成頻度が大きくなる事や、回転速度が攪拌部の深さに影響する事が知られているが、銅は融点が比較的低いこともあり、あまり回転速度を上げる事が出来ない。その為これらの課題点の対処法として、今回はプロセス中に液体 $CO_2$ を用いて強制冷却を行う方法で同様の FSP 処理を OFC 銅に対して行った。その結果、前回と同様に 200 及び 300 RPM の回転速度で最大の硬化量を得た他、未冷却では硬化されなかった 500 RPM に於いても硬さ上昇を確認した。また、低い回転速度でも鬆などの欠陥の形成が無かった事より、液体 $CO_2$ 冷却法が一定の効果を発揮出来る事が確認された。この様な強制冷却手法の有用性検討と同時に、クロムジルコニウム銅合金への FSP 適用性、特にダイバータ冷却管への適用を目指した手法開発も同時に行った。詳細については本講演にて報告する。

### 参考文献

[1] M. Li et al. / Journal of Nuclear Materials 393 (2009) 36–46

*Dai Hamaguchi[1], Yoshiaki Morisada[2], Hidetoshi Fujii[2], Hiroyasu Tanigawa[1], Kazumi Ozawa[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Osaka University

# 自己イオン照射したタングステン中での水素同位体交換挙動

Hydrogen isotope exchange in tungsten damaged by self-ion irradiation

*鈴木　美博[1]，高木　郁二[1]

[1]京都大学

自己イオン照射したタングステン中に捕捉された重水素を、水素の交換によって除去する実験を行った。水素プラズマに曝露した方が真空に曝露するよりも重水素の量は速やかに減少した。重水素濃度の変化は捕捉および脱捕捉の過程を考えると説明することができる。

**キーワード：**水素同位体交換、捕捉、再結合、照射損傷、タングステン

## 1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向壁は高エネルギー中性子に照射され、照射損傷に起因するトラップにトリチウムが捕捉されると考えられている。本実験では水素同位体によるトリチウム除去法の有用性を重水素を用いて確認した。

## 2. 実験

タングステン試料に 4.8MeV のタングステンイオンを室温で約 $10^{19}$ $m^{-2}$ 照射した後に 673K で二時間加熱して水素の捕捉サイトを生成させた。次に重水素プラズマに十分な時間曝露した後、プラズマを水素に切り替えて曝露を続けるか、あるいはプラズマを停止して真空に放置した。この間の重水素濃度の時間変化を核反応法を用いてその場測定した。620K における結果を図 1 に示す。水素プラズマ曝露では真空放置に比べ重水素濃度が速やかに減少することが分かった。

## 3. 結論

水素放出の過程が再結合律速であると仮定すると、実験結果を説明することは出来なかったが、脱トラップ律速を仮定すると説明することができた。このとき、脱トラップの速度定数の前項は $10^{13}$/s 程度で、620K におけるトラップエネルギーは約 2.1eV であった。これは既往の研究結果[1,2]とよい一致を示した。トラップエネルギーとは水素が脱トラップする際に必要な活性化エネルギーである。解析により、トラップサイトには複数の水素が捕捉され、トラップエネルギーは水素が 1 個の時に 2.4eV、最大まで入っている時に 1.8eV と個数に依存することが示唆された。水素プラズマ曝露ではトラップエネルギーは変わらないが、真空放置では濃度が低下するにつれてトラップエネルギーが大きくなることが、水素プラズマ曝露の方が重水素が速やかに減少する理由であると考えられる。

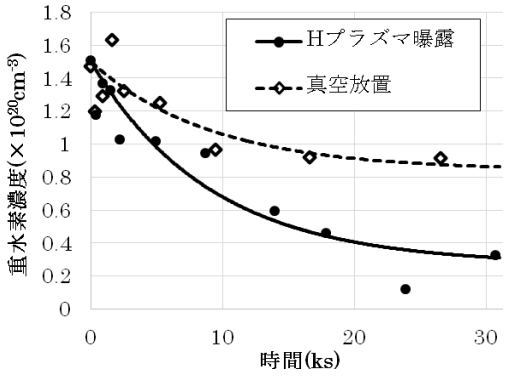



図 1：H プラズマ曝露と真空放置の比較

**参考文献**

[1] K. Schmid, et al., J. Nucl. Mater., **426** (2012) 247-253.

[2] S. Markelj, et al., J. Nucl. Mater, **469** (2016)133-144.

*Yoshihiro Susuki[1], Ikuji Takagi[1]

[1]Kyoto University.

# タングステン中のレニウムおよびオスミウム格子間原子の拡散 KMC シミュレーション

KMC Diffusion Simulations for Rhenium and Osmium Interstitials in Tungsten

*鈴土　知明[1]，長谷川　晃[2]
[1]原子力機構，[2]東北大学

タングステン中のレニウムおよびオスミウムの格子間原子の拡散挙動を解析するため、キネティックモンテカルロ法による数値シミュレーションを行った。その結果、それらの格子間原子はそれぞれタングステンと混合ダンベルを形成し回転および移動を繰り返しながら３次元運動することが確認された。

**キーワード：**プラズマ対向材料，照射環境、溶質原子拡散、キネティックモンテカルロ法

## 1. 緒言

タングステン(W)は高融点、高スパッタリング抵抗、低水素吸蔵などのすぐれた性質から将来の核融合炉における第一壁やダイバータにおけるプラズマ対向材として期待されている。しかしながら、中性子照射下で核変換により発生するレニウム(Re)やオスミウム(Os)が析出し材料の機械的性質を劣化させることが危惧されている。本研究では、計算科学的手法を用いて照射誘起析出のモデル化・予測に必要な Re や Os の拡散挙動を明らかにすることを目的とする。

なお、本研究は JSPS 科研費、24561044、15K06672 の助成を受けたものである。

## 2. シミュレーションモデル

KMC は、予め起こりえるイベント確率をリスト化しその情報に従って空間に広がった系を時間発展させる数値計算手法であり、格子欠陥挙動解析のシミュレーションに広く用いられている。本研究では、予め行った第一原理計算[1]にもとづいて、上記イベントリストを作成した。KMC 構築には JAEA で開発した KMC 構築用のオープンソースツール PAKSS を用いた。

## 3. 結果

１次元運動する自己格子間原子(SIA)とは異なり、これらの溶質原子は 3 次元運動することがわかった（例として Re の格子間原子の軌道を図 1 に示す）。しかしながら詳細な解析の結果、それらの拡散係数は同じ 3 次元運動の空孔拡散のように移動障壁エネルギーによって単純にモデル化できないことがわかった[2]。

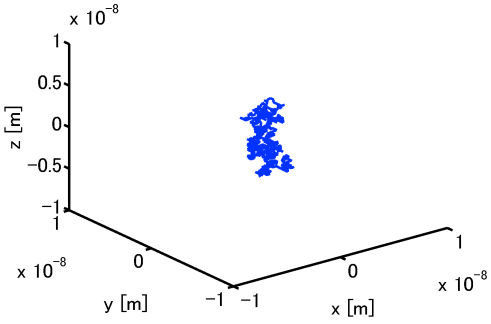



図 1　KMC 時間発展による W-Re 混合ダンベルの軌跡：1 次元運動の SIA とは異なり、3 次元の軌跡になっている。

### 参考文献

[1] T. Suzudo et al., *Modeling Simulations Mater. Sci. Engin.* 22 (2014) 075006.
[2] T. Suzudo, M. Yamaguchi, A. Hasegawa , *J. Nucl. Mater.* 467 (2015) 418—423.

*Tomoaki Suzudo[1] and Akira Hasegawa[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku Univ.

# レニウム及びカリウムドープしたタングステン材料の再結晶による結晶粒組織及び引張特性変化

Grain structure and tensile property changes of rhenium and potassium doped tungsten materials due to recrystallization

*福田 誠, 土田 航平, 梶島 侑馬, 長谷川 晃, 野上 修平
東北大学

核融合炉プラズマ対向機器用に開発した、レニウム及びカリウムをドープしたタングステン材料の結晶粒組織及び引張特性に及ぼす再結晶の影響を調査した結果を報告する。

**キーワード：タングステン，レニウム，カリウム，再結晶，結晶粒組織，引張特性**

## 1. 緒言

タングステン（W）は現在、核融合炉ダイバータのプラズマ対向壁の材料として期待されており、小型モックアップを用いた繰り返し熱負荷試験による健全性評価等が進められている。その中で、10–20 MW/m$^2$の繰り返し熱負荷時の温度変動に起因した熱応力と、W の再結晶脆化によると考えられるき裂の発生や冷却性能の喪失が報告されている[1-3]。機器の信頼性や寿命向上のためには、W の機械特性向上と再結晶脆化や照射脆化への耐性向上が必要とされている。それに対し、先行研究においてレニウム（Re）及びカリウム（K）を添加した K ドープ W-3%Re 等の W 合金を作製した。本研究では、これらの開発材の再結晶に伴う組織及び引張特性変化を調査し、合金化の効果を評価することを目的とした。

## 2. 実験方法

本研究では、純 W、W-3%Re、K ドープ W、K ドープ W-3%Re を使用した。これらは(株)アライドマテリアル製であり、粉末焼結及び熱間圧延後、900℃、1 時間の応力除去熱処理が施された、圧延率 60 及び 80%の板材である。これらの材料に対して 1100–2300℃で 1 時間の熱処理後、光学顕微鏡及び FE-SEM/EBSD により結晶粒組織の変化を調査した。また、受け入れまま材と、1500 及び 2300℃で 1 時間熱処理した試験片を用いて、室温–1300℃で引張試験を実施した。試験は真空中で行い、ひずみ速度は 1x10$^{-3}$ s$^{-1}$ とした。

## 3. 結果・考察

図に受け入れまま及び 2300℃熱処理後の純 W 及び K ドープ W-3%Re の最大引張強度の温度依存性を示す。純 W の場合、300 –1100℃において、熱処理による強度低下が顕著に認められた。K ドープ W-3%Re の場合、純 W と同じ温度域において強度低下が認められたものの、その低下量は純 W に比べ小さかった。熱処理材の結晶粒組織観察の結果、K ドープ W-3%Re の結晶粒成長が純 W に比べ抑制されており、1500 及び 2300℃の熱処理による結晶粒成長が抑制された結果、K ドープ W-3%Re は純 W よりも高い強度を示したものと考えられる。講演では、純 W 及び W 合金の再結晶挙動を明らかにするとともに、引張特性に及ぼす熱処理及び再結晶の影響と Re 及び K ドープの影響を検討した結果を報告する。

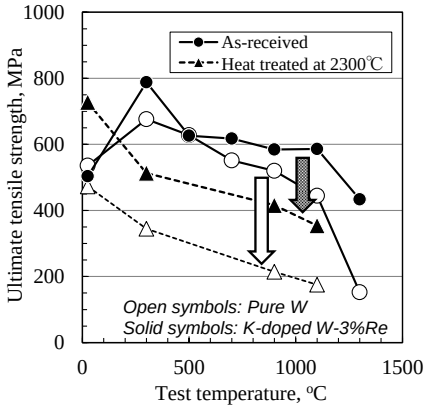



図 純 W 及び K ドープ W-3%Re の熱処理前後の引張強度温度依存性

**参考文献**

[1] P. Gavila et al., Fus. Eng. Des., 86 (2011) 1652-1655.
[2] M. Missirlian et al., Phys. Scr., T145 (2011) 014080.
[3] M. Richou et al., Fus. Eng. Des., 86 (2011) 1771-1775.

*Makoto Fukuda, Kohei Tsuchida, Yuma Kajishima, Akira Hasegawa, and Shuhei Nogami
Tohoku Univ

# 核融合炉プラズマ対向機器用タングステン材料の高温変形挙動

Deformation behavior of tungsten materials for plasma facing components at high temperature

*長谷川 晃, 酒井 康幸, 田畠 恒紀, 福田 誠, 野上 修平
東北大学

核融合炉プラズマ対向機器用に開発したタングステン材料の高温における変形挙動を調査し、タングステンの高温変形挙動に対するレニウムやカリウム添加の影響について評価した。

**キーワード：タングステン，タングステン合金，プラズマ対向機器，変形挙動**

## 1. 緒言

核融合炉ダイバータのプラズマ対向機器用材料として期待されるタングステン（W）は、実機環境において繰り返し熱負荷を受けることによりき裂が発生し、機器の除熱機能が低下することが懸念されている。これまでの研究において、純 W の機械特性を向上させるとともに、熱負荷や粒子線照射による再結晶及び照射脆化への耐性を向上することを目的とし、レニウム（Re）及びカリウム（K）を添加した K ドープ W-3%Re 等の W 合金を作製した。先行研究において、Re や K を添加した W 合金は純 W に比べ優れた引張強度を有することが明らかになったが、これらの元素の添加により変形挙動が変化していることが示唆された。本研究では、W の高温変形挙動に及ぼす Re や K 添加の影響を明らかにすることを目的とした。

## 2. 実験方法

本研究では、純 W、K ドープ W、K ドープ W-3%Re を使用した。これらの材料は(株)アライドマテリアル製であり、粉末焼結及び熱間圧延後、900 ℃、1 時間の応力除去熱処理を施した、圧延率 80%の板材である。受け入れまま材及び、1500 ℃、1 時間熱処理材に対して、900 及び 1100 ℃において、3.3 x $10^{-5}$、1.0 x $10^{-3}$、3.3 x $10^{-2}$ $s^{-1}$ のひずみ速度で引張試験を実施し、引張試験前後の試験片表面及び、試験後の試験片破断面を光学顕微鏡及び走査型電子顕微鏡 (SEM) を用いて観察した。

## 3. 結果・考察

図に 1500℃、1 時間熱処理後の純 W 及び K ドープ W-3%Re を 1100℃にて 3.3x$10^{-5}$ $s^{-1}$ のひずみ速度で引張試験した後の破断部近傍の試験片表面の SEM 観察結果を示す。純 W においては、粒界すべりにより形成した多数の空隙が観察された。K ドープ W-3%Re においても、空隙が観察されたものの、純 W に比べ、その数密度及び開口幅は小さい傾向が認められた。その傾向は、破断部近傍だけではなく、破断部から 3 mm 程度離れた位置にかけて認められた。この原因として、Re 及び K を添加することにより W の結晶粒組織が微細化したこと、Re 添加により結晶粒内の転位の易動度に変化が生じたこと等が考えられる。引張試験により得られた応力-ひずみ曲線からは、K ドープ W-3%Re は純 W に比べ最大引張強度が高く、破断伸びが小さい傾向が認められた。講演では、熱処理前後の W 材料の変形機構及び、最大引張強度等の引張特性の変化に及ぼす Re や K 添加の影響を検討した結果を報告する。

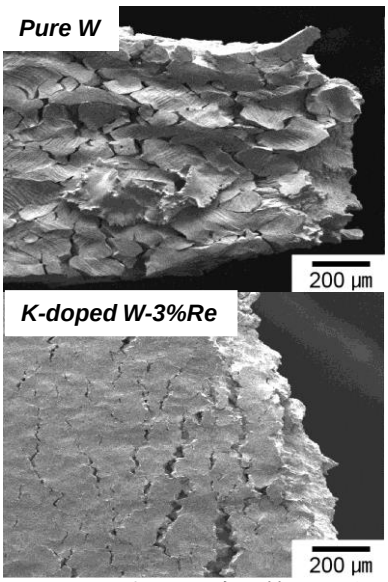



図 1500 ℃、1 時間熱処理後の純 W 及び K ドープ W-3%Re の引張試験後の試験片表面観察結果

*Akira Hasegawa, Yasuyuki Sakai, Tsunenori Tabata, Makoto Fukuda, Shuhei Nogami
Tohoku Univ.

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

# [2L12-16] Fusion materials engineering (Tungsten materials)

Chair: Dai Hamaguchi (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 4:05 PM - 5:25 PM  Room L (Lecture Rooms C C105)

## [2L12] Structual Integrity Evaluation of Divertor after Cyclic Heat Loading

＊Michitoshi Toyota[1], Atsuo Sakata[1], Wenhai Guan[1], shuhei Nogami[1], Makoto Fukuda[1], Akira Hasegawa[1] （1.Tohoku University）

4:05 PM - 4:20 PM

## [2L13] Behavior of Tungsten with Heavy Ion Irradiation

＊Tsunenori Tabata[1], Taehyun Hwang[1], Makoto Fukuda[1], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami [1], Hiroyasu Tanigawa[2], Kazumi Ozawa[2] （1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University, 2.Japan Atomic Energy Agency）

4:20 PM - 4:35 PM

## [2L14] Behavior of Tungsten with Heavy Ion Irradiation

＊TAEHYUN HWANG[1], Ohno Satoshi[1], Tsunenori Tabata[1], Makoto Fukuda[1], Shuhei Nogami[1], Akira Hasegawa[1], Kazumi Ozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2] （1.Tohoku university, 2.Japan Atomic Energy Agency）

4:35 PM - 4:50 PM

## [2L15] Variation of Structural Strength of Tungsten Divertor by Microstructure Control and Alloying

＊WENHAI GUAN[1], Shuhei Nogami[1], Makoto Fukuda[1], Michitoshi Toyota[1], Kento Niki[1], Akira Hasegawa[1] （1.Tohoku University）

4:50 PM - 5:05 PM

## [2L16] Surface morphology and deuterium retention on tungsten surface melted by high heat flux

＊yukinori hamaji[1], Lee Heun[2], Arkadi Kreter[3], Soeren Moeller[1], Masayuki Tokitani[1], Suguru Masuzaki[1], akio Sagara[1], Makoto Oya[2], Yoshio Ueda[2], Ryuichi Sakamoto[1] （1.National institute for Fusion Science, 2.Osaka University, 3.Forschungszentrum Juelich GmbH）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 繰返し熱負荷を受けたダイバータの構造健全性評価

Structural Integrity Evaluation of Divertor after Cyclic Heat Loading

*豊田 倫敏[1]，坂田 敦生[1]，管 文海[1]，野上 修平[1]，福田 誠[1]，長谷川 晃[1]
[1]東北大学

繰返し熱負荷を受けたタングステン製モノブロックダイバータについて、熱負荷による損傷の状態解析および損傷形成過程の予測、マクロき裂導入後の構造健全性の検討を実施した。

**キーワード：**タングステン，ダイバータ，繰返し熱負荷，構造健全性評価

## １．緒言

核融合炉ダイバータは、熱負荷の繰返しによって損傷が発生し、寿命が決まると考えられる。タングステン（W）製のモノブロックダイバータでは、熱負荷面近傍における再結晶化や熱伝導経路方向のマクロき裂形成を現状では許容せざるを得ない見込みである。よって、ダイバータの長期の構造健全性維持のためには、マクロき裂以外の損傷の影響や、その形成による残存強度や残存熱伝導率などの評価が必要である。本研究では、熱負荷試験によりマクロき裂が導入された W モノブロックダイバータについて、熱負荷による損傷の状態解析を行って損傷形成過程の予測とマクロき裂導入後の構造健全性を検討することを目的とした。

## ２．実験方法

本研究では、原子力機構の電子ビーム照射施設 JEBIS を用いて、熱負荷試験を実施した純 W 製モノブロックダイバータを用いた（*）。熱負荷は、10 MW/m$^2$×75 cycle に引続き、20 MW/m$^2$×300 cycle であり、負荷時間はどちらも 10 sec、冷却時間は 20 sec であった。10 MW/m$^2$ 熱負荷後に可視損傷は見られず、20 MW/m$^2$ 熱負荷によりマクロき裂の導入が確認された。この熱負荷試験体に対し、外表面および内部断面のき裂形成などの損傷状態の解析、マクロき裂破面の解析、内部断面の硬さおよび粒径の測定、各部分から切り出した微小試験片の引張特性の評価を実施した。

## ３．結果

内部断面の金相組織は、異なる二つの領域（領域ⅠおよびⅡ）が観察された。熱負荷の影響の小さい領域（領域Ⅱ）の結晶粒は、熱伝導経路方向に長軸を有する伸びた形状をしていた。一方、熱負荷面側の領域（領域Ⅰ）では、熱負荷面に向かうに連れて結晶粒の幅が大きくなり、最表面ではアスペクト比が約 1 になった。硬さは、領域Ⅱでは一定の値を示したが、領域Ⅰでは熱負荷面側に近づくにつれ値が小さくなった。FEM 解析による温度分布予測結果を考慮すると、熱負荷面側では、場所によって最高到達温度が異なり、そのため組織の回復と再結晶化の程度が異なり、最表面では完全に再結晶化していることが示唆された。

ダイバータの熱伝導径路方向と垂直な方向を引張軸とした試験片を製作し、700℃の試験温度において引張試験を行った結果を図 1 に示す。縦軸に最大引張強さ、横軸は解析による予測又は実際の加熱履歴の温度を示す。青色●のプロットは熱負荷ままの試験片であり、温度は解析による予測値である。赤色▲のプロットは、熱履歴の影響のほとんどない領域（解析による予測値は 160℃~350℃）から製作した試験片に対し、真空中 1 時間の熱処理を施したものであり、温度はその熱処理温度としている。熱負荷まま試験片では、予測加熱温度 1400℃以上において再結晶化によるとみられる強度低下が見られた。領域Ⅰから製作した一部の熱負荷まま試験片では、組織変化ではない要因による急峻な応力低下などが見られたが、再現性はなく、ダイバータ内にランダムにごくわずか存在するミクロき裂などの影響が示唆された。熱処理試験片の強度は、予測加熱温度の熱履歴を受けた熱負荷まま試験片と同程度であった。以上より、熱負荷後の残存強度に対しては、熱履歴に応じた回復や再結晶化などの組織変化の影響が支配的であり、ミクロき裂などの損傷は、ダイバータ内に非常に低い密度でランダムに存在している可能性があることが示唆された。

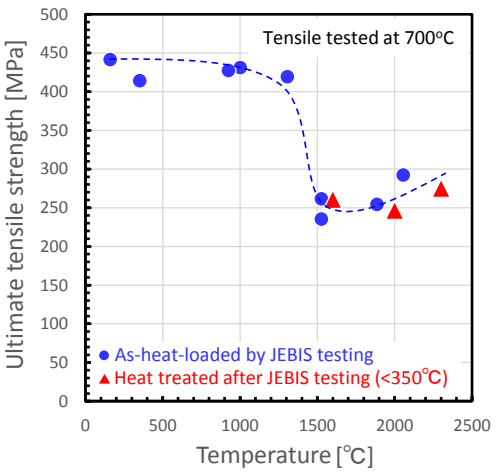



図 1 引張試験結果の熱処理温度依存性

**＊謝辞：**本研究で使用した熱負荷試験体は、日本原子力研究開発機構・鈴木哲博士および大阪大学・上田良夫博士から提供を受けた。ここに感謝の意を表する。

*Michitoshi Toyota[1], Atsuo Sakata[1] , Wenhai Guan[1], Shuhei Nogami[1], Makoto Fukuda[1], Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku University

# 重イオン照射したタングステンの挙動
# （1）レニウム添加したタングステンの重イオン照射による硬化挙動

Behavior of Tungsten with Heavy Ion Irradiation
(1) Hardening Behavior in Heavy Ion Irradiation on Rhenium Doped Tungsten

*田畠 恒紀[1]，黄　泰現[1]，福田　誠[1]，長谷川　晃[1]，野上　修平[1]，小沢　和巳[2]，谷川　博康[2]
[1]東北大・工，[2]日本原子力研究開発機構

核融合炉プラズマ対向材料の候補として期待されるタングステン(W)に、レニウム(Re)を添加した W-Re 合金に重イオン照射を実施した。照射後の試料に対し、ナノインデンテーション硬さ試験を実施し、レニウム添加したタングステンの照射硬化挙動を調査した。

**キーワード：**タングステン，レニウム，照射硬化，重イオン照射

**1. 緒言：** 核融合炉のプラズマ対向材料であるタングステン(W)は、中性子照射を受けることにより機械特性が変化し、照射脆化すると予想される[1]。それに対し、過去の研究では、3~10 %のレニウム(Re)を W に添加することで、低照射量領域での照射硬化の抑制が示唆されている[2]。しかし、実機相当の高損傷量を原子炉における中性子照射で実現し、Re 添加の効果を調査することは、制御性・損傷速度等の点から難しく、短時間で多くの損傷を導入できる重イオン照射によって、高損傷量領域における Re 添加硬化を予測する必要がある。本研究では、重イオンを照射した W-Re 合金にナノインデンテーション硬さ試験を実施し、W の Re 添加による照射硬化挙動を評価することを目的とした。

**2. 実験：** 供試材は粉末焼結後、熱間圧延等で板材にした後に 900 ℃、20 分の応力除去熱処理を施した(株)アライドマテリアル製の W-3%Re 合金である。重イオン照射は(独)日本原子力研究開発機構 高崎量子応用研究所の 3 MV タンデム加速器を使用した。照射に用いたイオン種は 18 MeV の W イオンであり、照射温度は 500 及び 800 ℃、損傷量は 0.1～8 dpa の範囲である。SRIM 計算をもとに、表面から 500 nm におけるはじき出し損傷量を公称値とした。ナノインデンテーション硬さ試験は室温で実施し、押込み深さは損傷領域を含みかつ照射領域を超えない 0.3 μm とした。データは 30 点平均の値をとった。

**3. 結果・考察：** 同じ条件で重イオン照射した純 W[3]の結果とともに、本研究で得られた W-3%Re の照射硬化量を図 1 に示す。重イオン照射した純 W 及び W-3%Re は、照射量が 1 dpa まで増加するのに伴って硬化量が増加した。5 dpa 照射後の純 W の硬化量は 1 dpa 照射後と同程度であった一方、W-3%Re の硬化量は減少した。図に示すように 8 dpa 照射後は W-3%Re の照射硬化量は再び増加した。W-3%Re の硬化量が 5 dpa 照射後で減少した原因について、材料の製造時に導入された加工転位が回復したためと考えられる。一方、8 dpa で硬化量が増加した原因としては、照射による Re クラスターの形成が挙げられる。先行研究では 5-wt%の Re 添加した W に 13 dpa の重イオン照射を行った際に、Re クラスターの形成が報告されており[4]、本研究における W-3%Re で Re 濃度や dpa が小さいものの、同様に Re クラスターが形成されたと考えられる。

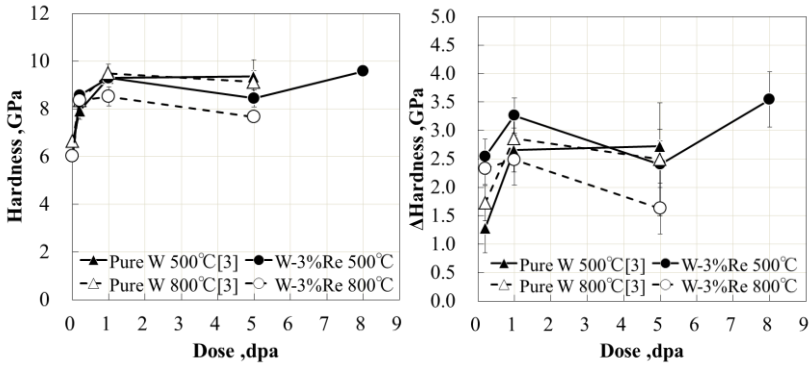



図 1 純 W 及び W-3%Re の照射硬化量

**参考文献：** [1] H. Bolt et al., J. Nucl. Mater., 307 – 311 (2002) 43 - 52.
[2] A. Hasegawa et al., J. Nucl. Mater., (2015) in press.
[3]T. Hwang et al., Poster # 351, ICFRM-17, Eurogress Aachen, Germany October 11th - 16th, 2015.
[4]D. E. J. Armstorong et al., J. Nucl. Mater., 432 (2013) 428 - 436.

*Tsunenori Tabata[1], Taehyun Hwang[1], Makoto Fukuda[1], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami[1], Kazumi Ozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2]
[1] Tohoku University, [2] Japan Atomic Energy Agency

# 重イオン照射したタングステンの挙動
# （2）タングステンの照射硬化に及ぼすレニウム及びカリウムドープの複合影響

Behavior of Tungsten with Heavy Ion Irradiation

(2) Multiple effect of Re and K addition on irradiation effect of W

*黄 泰現[1]，田畠 恒紀[1]，福田 誠[1]，野上 修平[1]，長谷川 晃[1]，
小沢 和巳[2]，谷川 博康[2]
[1]東北大学，[2]日本原子力研究開発機構

核融合炉プラズマ対向壁の候補材料であるタングステンにカリウムとレニウムを添加したタングステン合金に対して重イオン照射を実施し、その後ナノインデンテーション硬さ測定と微細組織観察を行うことで、カリウムとレニウムの添加がタングステンの照射硬化挙動に及ぼす影響を調査した。

**キーワード**：タングステン，レニウム，カリウム

## 1. 緒言

プラズマ対向機器の候補材と考えられているタングステン(W)は、中性子照射によって引張特性や靭性が低下することが知られている。これまでに、引張強度などの機械特性の向上と再結晶温度の上昇が期待できるカリウム(K)[1]と、靭性の向上及び照射硬化の抑制が期待されるレニウム(Re)[2]を添加した K ドープ W-3%Re の開発を進めており、本研究ではこの合金の照射効果を明らかにするため、重イオン照射を行い、純 W 及び K ドープ W-3%Re の照射硬化に及ぼす K と Re 添加による複合影響を調査した。

## 2. 実験

本研究では、粉末焼結と熱間圧延で製作し、900 ˚C で 20 分間の応力除去熱処理を行った純 W と K ドープ W-3%Re を使用した。これらの材料に対し、日本原子力研究開発機構 高崎量子応用研究所の 3 MV タンデムイオン加速器で W イオン照射を実施した。照射温度は 500 及び 800˚C、はじき出し損傷量は 0.2 ~ 5 dpa の範囲とした。照射後、試験片に対してナノインデンテーション硬さ試験を行った。押込み深さはイオン照射による損傷領域を超えない 0.3 μm とした。

## 3. 結果・考察

図 1 に W イオン照射した試料のナノインデンテーション硬さ試験結果を示す。500 及び 800˚C で照射した純 W においては、0.2 ~ 1 dpa の照射による照射硬化が認められた。また、1 dpa 以上では照射硬化が飽和する傾向が認められた。800˚C で照射した K ドープ W-3%Re では純 W に比べ 0.2 及び 1 dpa 照射後の照射硬化量が小さく、照射の影響がほとんど見られなかった。その原因として、固溶 Re と、K 添加により形成した K バブルの作用によって導入された高密度の転位等のシンクが、照射硬化を抑制したものと考えられる。講演では、K と Re の複合添加が W の照射硬化に及ぼす影響とそのメカニズムについて調査、検討した結果を報告する。

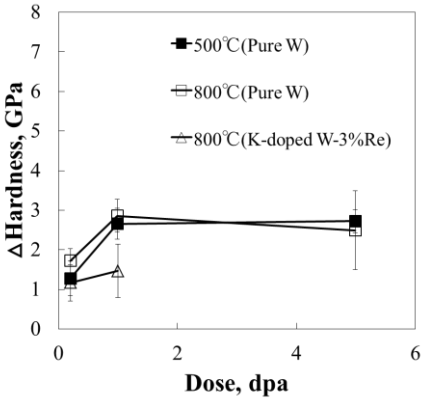



図 1. 重イオン照射による純 W 及び K ドープ W-3%Re の照射硬化

**参考文献**

[1] M. Fukuda, A. Hasegawa, S. Nogami, K. Yabuuchi, J. Nucl. Mater., 449 (2014) 213 - 218

[2] T. Tanno, M. Fukuda, S. Nogami, A. Hasegawa, Mater. Trans., 52, 7 (2011) 1447 - 1451

Taehyun Hwang[1], Tsunenori Tabata[1], Makoto Fukuda[1], Shuhei Nogami[1], Akira Hasegawa[1], Kazumi Ozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2]
[1]Tohoku University, [2]Japan Atomic Energy Agency

# 組織制御および合金化によるタングステンダイバータの構造強度の変化

Variation of Structural Strength of Tungsten Divertor by Microstructure Control and Alloying

*管 文海[1]，野上 修平[1]，福田 誠[1]，豊田 倫敏[1]，仁木 健人[1]，長谷川 晃[1]，
[1]東北大学

組織制御および合金化によるWダイバータの構造強度の変化について計算機シミュレーションにより評価し、それらの効果について検討した。

**キーワード**：Divertor, Structural strength, Tungsten, Microstructure control, Alloying

## 1. 緒言

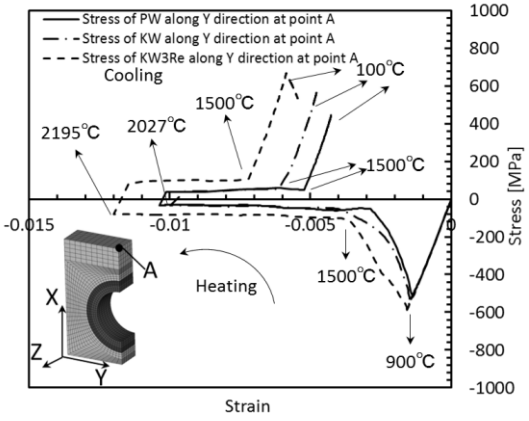
ダイバータ用材料として期待されるタングステン（W）の機械特性の向上には、固溶強化や分散強化などが有効である。我々のグループでは、純Wの機械特性を向上させるとともに、再結晶化および中性子照射脆化への耐性を向上することを目的とし、カリウム（K）ドープによりバブル分散強化したKドープW（KW）や、さらにレニウム（Re）を添加するにより固溶強化したKドープW-3Re（KW3Re）などのW材料を開発した。本研究では、これら組織制御および合金化によるWダイバータの構造強度の変化について計算機シミュレーションにより評価し、それらの効果について検討した。

## 2. 解析

本研究では、ITERダイバータの1/4モデルにより、有限要素解析を実施し、温度分布と応力・ひずみ分布を評価した。材料は、弾完全塑性体を仮定し、ヤング率、ポアッソン比および熱膨張率は文献値を、降伏応力は引張試験による 0.2%耐力を、熱伝導率は熱拡散率および比熱の実測値から求めた値を採用した。負荷条件としては、熱負荷1サイクルのみを模擬し、ダイバータ表面に20 MW/m$^2$を10秒間負荷した後、引続き20秒間無負荷状態とした。冷却水温度および圧力は、それぞれ25℃および2 MPaとした。

## 3. 結果

図は、熱負荷によるき裂発生が認められた熱負荷面中央部の点（図中のA点）におけるき裂開口方向（図中のY方向）の応力とひずみの関係である。履歴の中の特徴的な点については温度も記載した。材料によらず、冷却後の引張応力は400 MPaを超えており、その時点での温度が100℃程度であることを加味すると、純Wにおいては、再結晶脆化によるき裂発生の可能性が示唆された。最大引張応力は、降伏応力の増加などによりKおよびRe添加した材料のほうがわずかに大きかったが、一方で、再結晶脆化はKおよびRe添加によって大幅に改善されるため、これらの材料では、き裂発生が抑制傾向にある可能性が考えられる。報告では、KおよびRe添加による再結晶化温度、再結晶脆化挙動および照射脆化挙動の変化を考慮し、ダイバータの構造強度に及ぼすそれらの影響を議論する。




図．A点におけるY方向の応力とひずみの関係

---

*Wenhai Guan[1], Shuhei Nogami[1], Makoto Fukuda[1], Michitoshi Toyota[1], Kento Niki[1], Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ.,

# 熱負荷によって溶融したタングステン材料の表面微細構造と重水素蓄積特性

Surface morphology and deuterium retention on tungsten surface melted by high heat flux

* 浜地 志憲[1], Heun Tae Lee[2], Arkadi Kreter[3], Soeren Moeller[3], 時谷 政行[1]、増崎 貴[1]、相良 明男[1]、大宅 諒[2]、上田 良夫[2]、坂本 隆一[1]

[1]核融合科学研究所, [2]大阪大学, [3]ユーリッヒ総合研究機構

非定常パルス熱負荷によるタングステン材料の溶融が、表面微細構造や重水素挙動に与える影響を調べた。溶融試料では結晶粒成長が見られ重水素吸蔵量も未溶融のものと同等かそれ以下であったが、炭素不純物が存在する場合には表面に特有の凹凸構造が見られ、重水素吸蔵量も増大していた。

**キーワード：**プラズマ・材料相互作用, 熱負荷, タングステン, ダイバータ

## 1. 緒言

VDE(vertical displacement event)やディスラプションといった off-normal なイベントがによって、プラズマ対抗機器に許容値を超えた熱負荷が与えられると、プラズマ対向材料表面が溶融することが予想されるが、表面溶融が機器性能に与える影響についての知見はいまだ十分とは言えないのが現状である。本研究では VDE 規模の熱負荷による表面溶融が表面微細構造や水素同位体蓄積に与える影響を調べるため、熱負荷によって溶融したタングステン試料を作成し重水素プラズマに曝露した。

## 2. 実験

試料はアライドマテリアル社製の円柱状のタングステン試料で、高さが 5 mm、照射領域は $\phi$ 5 mm のものを用いた。熱負荷の入力には超高熱負荷試験装置 ACT2 を用い、吸収熱負荷は約 190 MW/m$^2$ と 230 MW/m$^2$ の二種類、各熱負荷で照射時間を 0.08, 0.12, 0.16 s の三種類で変化させた。ACT2 で用いる電子ビームは照射スポットが約 9 mm の半値幅を持っていた。

重水素プラズマへの曝露はユーリッヒ総合研究機構の直線型プラズマ装置(PSI-2)を用いて行った。曝露時の試料温度は約 470 K、フラックスは約 8 x 10$^{21}$ /m$^2$/s で、フルエンスは約 1 x 10$^{26}$ /m$^2$ であった。

重水素プラズマへの曝露後の重水素や炭素の存在量は NRA 法（核反応法）を用いて測定した。測定には 2.94 MeV の 3He ビームを用い、D(3He,p)4He と 12C(3He,p)14N の反応の検出を行った。

## 3. 結果・考察

表面溶融した試料の一部を走査型電子顕微鏡（SEM）で観察すると、100 μm 近くまで結晶粒が成長していることがわかり、そのような試料の NRA 測定では水素の吸蔵量が未溶融の試料と同程度かそれ以下であった。一方、一部の試料は溶融実験時の試料ホルダに由来すると考えられる炭素による汚染が見られ、そのような試料では数 μm 程度の微細な凹凸構造と表面のクラックが観察され、結晶粒は確認できない表面状態であった。重水素吸蔵量に関しても炭素不純物の多い試料では重水素吸蔵が大きかった。以上から溶融したタングステンでは、不純物の存在がその表面微細構造や水素吸蔵に大きな影響があることが分かった。

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

# [2L17-20] Fusion reactor materials (Material strength evaluation method / Structual health monitoring)

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)
Sun. Mar 27, 2016 5:25 PM - 6:30 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

## [2L17] Diagnostics of surface modification of plasma facing materials using optical spectral reflectance measurements

＊Norihito Tanaka[1], Mitutaka Miyamoto[1], Naoaki Yoshida[2], Masayuki Tokitani[3], Akio Sagara[3] （1.Shimane Univ., 2.RIAM, Kyusyu Univ., 3.NIFS）

5:25 PM - 5:40 PM

## [2L18] Strength and pressure integrity evaluation of blanket first wall and necessary material data

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

5:40 PM - 5:55 PM

## [2L19] Effect of fabric architecture on hoop strength of SiC/SiC composite tube

＊Takashi Nozawa[1], Ju-hyeon Yu[2], Joon-soo Park[2], Hiroyasu Tanigawa[1] （1.JAEA, 2.Muroran Institute of Technology）

5:55 PM - 6:10 PM

## [2L20] Development of Fatigue Test Technology for Life Evaluation of Fusion Reactor Materials

＊Shuhei Nogami[1], Wenhai Guan[1], Makoto Fukuda[1], Chiaki Hisaka[2], Taejoon Kim[2], Yojiro Akizuki[2], Fumio Minamiyama[2], Masaharu Fujiwara[2], Akira Hasegawa[1] （1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University, 2.Kobe Material Testing Laboratory Group）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 分光反射率測定を用いたプラズマ対向材料の表面診断

Diagnostics of surface modification of plasma facing materials
using optical spectral reflectance measurements

*田中徳人[1]，宮本光貴[1]，吉田直亮[2]，時谷政行[3]，相良明男[3]
[1]島根大総理工，[2]九大応力研，[3]核融合研

核融合プラズマ対向材料の表面特性を正確に把握する手段として，実時間測定に応用できる光反射率測定を用いた診断手法を提案した．主に LHD プラズマに曝した試料の光学特性測定を行い，光学特性変化から試料表面の不純物堆積層膜厚の推定が可能である事を示した．

**キーワード：**材料診断，光反射率，照射損傷，不純物堆積層

## 1. 緒言

燃焼プラズマを取り扱う核融合炉において，長時間安定したプラズマの制御と炉の安全維持を達成するためには，時々刻々と変化していくプラズマ対向壁の表面特性を実時間で正確に把握することが必要である．本研究は，炉内でも簡便に実時間測定できる光反射率測定を，対向壁の特性変化を定量的に評価する診断手法として適用することを目標としている．今回は LHD プラズマに曝した試料の光学特性測定を行い，光学特性変化に与える不純物堆積状況の影響について評価した．

## 2. 実験方法

LHD の 18 サイクルプラズマ曝露後の試料の光反射率スペクトルを分光エリプソメーターにより測定した．その後，単層膜モデルを用いた反射スペクトルのフィッティングから試料表面の不純物堆積膜厚を見積り，実際に TEM 断面観察により得られた結果と比較した．

## 3. 実験結果

プラズマ曝露後試料の光反射率スペクトルの波長依存性を図 1 に示す．不純物堆積のほとんどない損耗優位な試料においては，スペクトル形状を維持した全体的な反射率低下が観察された．一方，不純物堆積層を有する試料では，堆積膜厚の増加に従いスペクトル形状は大きく変化し，また反射率強度も大きく低下した．この測定した光反射率スペクトルを用いて堆積膜厚を見積り，断面 TEM 観察から得られた膜厚と比較した．図 2 に反射率スペクトルからの見積った膜厚と TEM 観察から得られた実際の膜厚の関係を示す．光学測定から見積もられた堆積層の膜厚は概ね実測値と一致しており，本手法の有用性が示された．一部の試料においては，両者に大きな差異が見られたが，適応できる膜厚限界（光の侵入長）を超えていること，また，特殊な構造の堆積層が形成していることが原因と考えられた．

これらの結果から分光反射率測定は，厚さ数 100nm 程度までの均一な堆積層に対しては、反射率測定が簡便な厚さ評価法として利用できることが示唆された．

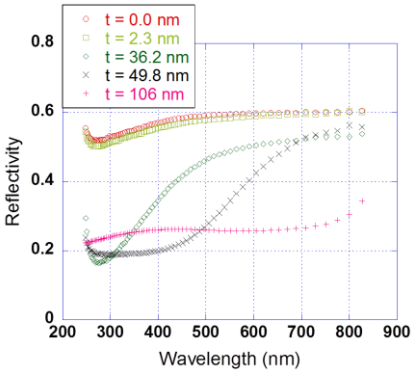



図 1　プラズマ曝露後試料の反射率スペクトル

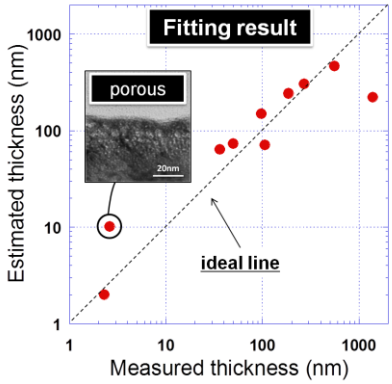



図 2 TEM 観察による堆積層膜厚の測定値と光学測定から見積った膜厚の関係

* N. Tanaka[1], M. Miyamoto[1], N. Yoshida[2],T. Tokitani[3], and A. Sagara[3]
[1]Shimane Univ., [2]RIAM, Kyusyu Univ., [3]NIFS

# ブランケット第一壁の健全性評価と必要な材料データ

Strength and pressure integrity evaluation of blanket first wall and necessary material data

*谷川 尚[1]，権 暁星[1]，河村 繕範[1]
[1]原子力機構

固体増殖水冷却方式のブランケットの第一壁を対象として、圧力容器基準に則って健全性を評価した。評価に必要な低放射化フェライト鋼（F82H）のデータを整理し、ブランケット構造への適用性を検討した。

**キーワード：** ASME, ボイラ・圧力容器基準, F82H, 9Cr-1Mo-V, 許容応力

## 1. 緒言

開発に取り組んでいる固体増殖水冷却方式のブランケットでは、低放射化フェライト鋼（F82H）製の筐体に増殖および増倍材料の粒子を充填し、高温・高圧の水で冷却する構造としている。筐体のうち最も負荷が大きな第一壁に注目し、構造健全性を評価するために ASME 圧力容器構造基準に沿って応力状態を評価する。規格化された類似鋼である 9Cr-1Mo-V の許容値を参照し、既得の F82H の材料データと比較する。

## 2. 応力分類による第一壁の健全性評価

ITER に設置する Test Blanket Module (TBM)を対象とし、プラズマのパルス運転とシステムの起動・停止にともなう負荷を考慮する。設計条件は第一壁への表面熱負荷（0.3 MW/m$^2$）と中性子壁負荷（0.78 MW/m$^2$）、筐体に内蔵した冷却流路への冷却水圧（17.1 MPa）とする。中性子壁負荷によって筐体内に生じる核発熱の分布は核計算により評価する。有限要素解析コード ANSYS による弾性解析結果に応力分類を適用する。

## 3. 結果・考察

筐体内の温度と応力分布を、変形と応力とが最も大きい水平断面について図 1 に示す。高い応力が生じる第一壁に注目し、一次応力の制限、一次+二次応力の制限、ひずみの制限、累積クリープ損傷の制限、累積疲労損傷の制限、累積クリープ疲労損傷の制限についてそれぞれ評価した。TBM の設計条件においては、いずれの制限も満足すること、許容値に対する余裕が大きいことを明らかにした。一方、原型炉においては表面熱負荷、中性子壁負荷ともに ITER よりも大きくなることが想定される。表面熱負荷を 1 MW/m$^2$ とすると、熱応力の増加にともない全ての制限項目で余裕が小さくなり、累積クリープ疲労損傷については制限を満たさない可能性があることを明らかにした。講演では、許容値を定めるために必要な F82H のデータについて取得状況を整理し、許容値に対する解析結果の余裕から特に重要な材料データを分析する。

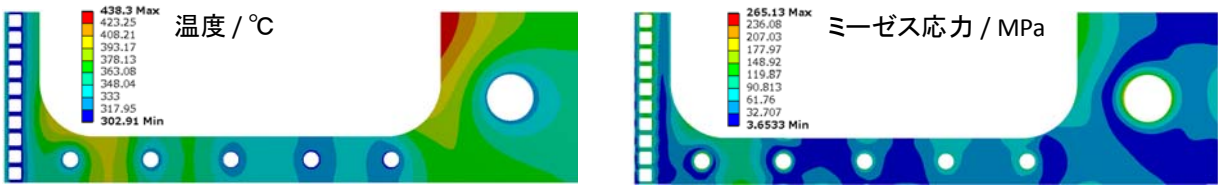



図1. Test Blanket Moduleの1/2モデル水平断面における温度分布（左）とミーゼス応力分布（右）

*Hisashi Tanigawa[1], Hyoseong Gwon[1] and Yoshinori Kawamura[1]
[1]JAEA

# SiC/SiC 複合材料円管のフープ強度に及ぼす織物構造の影響

Effect of fabric architecture on hoop strength of SiC/SiC composite tube

*野澤 貴史[1]，俞 周炫[2]，朴 峻秀[2]，谷川 博康[1]

[1]原子力機構，[2]室蘭工大

異なる織物構造の円管 SiC/SiC 複合材料に内圧バースト試験を初めて適用し、フープ強度の異方性を評価した。軸方向に一方向強化した材料を除き、2 次元織物はいずれも繊維のブリッジングによる高靭化が良く機能し、巨視き裂導入後も完全破断には至らないことを確認し、複合材料化の一定の優位性を示した。

**キーワード**：SiC/SiC 複合材料，円管，内圧バースト試験，フープ強度

## 1. 緒言

SiC/SiC 複合材料は低放射化・耐照射特性を代表に、数多くの利点から原子力用構造材料として期待される。これまで、板材を中心に機械的特性評価を進め、特に非主軸方向の引張試験において、試験片のサイズに起因するエッジ効果による強度低下を特定した。本研究では、新たにエッジのない円管 SiC/SiC 複合材料を対象に、破壊挙動に及ぼす表面損傷の影響をより体系的に整理することを主目的とした。具体的には、織物構造の異なる種々の円管 SiC/SiC 複合材料のフープ強度の異方性について評価する。

## 2. 実験方法

高結晶性・化学量論組成 Cef-NITE 繊維を強化材とし、ナノインフィルトレーション遷移共晶相（NITE）法で作製された SiC/SiC 複合材料円管（円管長手方向に並行に配列された一方向材、±45° 材、±60° 材、及び 0°/90° の直交積層材の 4 種類）を供試材とした。フープ強度は ASTM C1819 に準拠し、内圧バースト試験により評価した。本研究では、硬質ウレタンをインサートとし、金属プラグにより圧縮変形させることで円管内側表面に膨張力による径方向負荷を与え試験を行った。その際、ひずみゲージによる変形評価、アコースティックエミッション（AE）による損傷蓄積評価を実施した。試験後は、表面のき裂伝播及び破断面の様子をそれぞれビデオマイクロスコープ、走査型電子顕微鏡にて観察した。

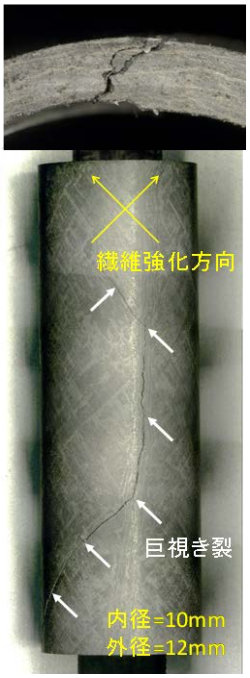



図 1　室温内圧バースト試験による円管 SiC/SiC 複合材料へのき裂導入の様子

## 3. 結果及び考察

いずれの織物構造においても、比例限度以降の非線形挙動は限定的であった。中でも一方向材は、比例限度応力こそ他と比較して高かったものの、負荷方位に対して垂直に繊維が配向されていることから、瞬時的に完全破断が生じた。一方、繊維配向が円周方向に近い±60° 材や±45° 材では、強度の絶対値こそ比較的低いものの、円管の破壊はインサートが位置する中心部で発生し、き裂は繊維強化構造に沿って両端に向けて複雑に分岐しながら進展する事（図 1）を確認した。本講演では、AE 解析結果と併せて、詳細な破壊挙動について報告する。

*Takashi Nozawa[1], Ju-Hyeon Yu[2], Joon-Soo Park[2] and Hiroyasu Tanigawa[1]

[1]JAEA, [2]Muroran Institute of Technology

# 核融合炉材料の寿命評価に向けた疲労試験技術開発

Development of Fatigue Test Technology for Life Evaluation of Fusion Reactor Materials

*野上 修平[1]，管 文海[2]，福田 誠[1]，日坂 知明[2]，金 泰俊[2]，
秋月 陽二郎[2]，南山 二三男[2]，藤原 昌晴[2]，長谷川 晃[1]
[1]東北大学，[2]㈱神戸工業試験場

核融合炉材料に対しては、研究炉などを使った中性子照射損傷の影響評価などのため、微小試験片による強度・寿命評価試験技術が適用されることがある。本講演では、標準試験片と同等の疲労寿命の評価が可能な微小試験片用の高温低サイクル疲労試験技術の開発成果について報告する。

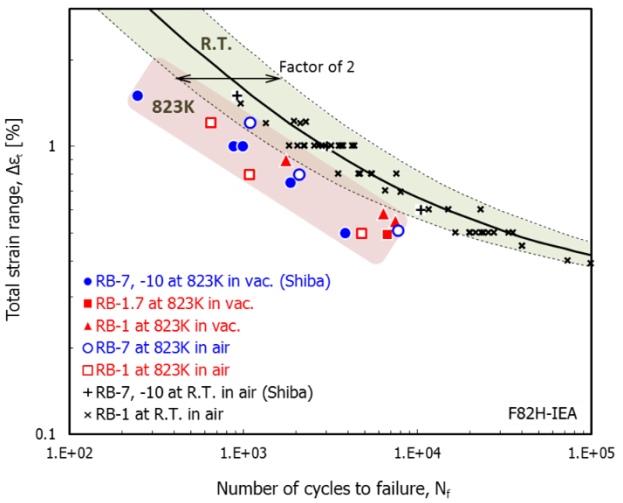
**キーワード：**疲労試験，微小試験片，低放射化フェライト鋼，タングステン，SiC/SiC 複合材料

## 1. 緒言

核融合炉用材料に対しては、研究炉などを使った中性子照射損傷の影響評価のため、微小試験片による強度・寿命評価試験技術が適用されることがある。また、将来的には、高経年化機器に対し、供用中の実機部材から採取した微小試験片による余寿命評価などの適用が想定される。微小試験片を用いた強度・寿命評価試験においては、いわゆる標準試験片を用いた試験に比べ要求される精度が相対的に高いため、試験片のサイズ効果や形状効果の理解に基づく試験片最適設計や、ひずみ計測・制御技術などを中心とした試験装置の最適化などが必要である。本研究では、標準試験片と同等の疲労寿命の評価が可能な微小試験片用の高温低サイクル疲労試験技術の開発を目的とした。主な開発項目は、①試験片形状・サイズの最適化、②試験片製作方法（特に表面仕上げ方法）の最適化、③試験片取付け方法の最適化、④ひずみ計測・制御技術の開発、⑤試験片均一安定加熱のための高温真空加熱チャンバーの開発である。代表的な核融合炉材料として、低放射化フェライト鋼、タングステンおよび SiC/SiC 複合材料を対象とし、開発を実施した。

## 2. 開発成果の概要

右図に、低放射化フェライト鋼 F82H の低サイクル疲労試験結果を示す。標準試験片（RB-7，RB-10）と比較して、本研究で開発した平行部の直径が 1 mm の平滑丸棒型微小試験片（RB-1）は、試験温度（室温および 550℃）と試験環境（大気中および真空中）に関わらず、同等の疲労寿命を示した。また、開発した試験技術の適用により、タングステンや SiC/SiC 複合材料の引張圧縮低サイクル疲労試験が十分な精度で実施可能であることが明らかにした。講演では、前述の主な開発項目に対する開発状況詳細と、低放射化フェライト鋼、タングステンおよび SiC/SiC 複合材料の試験結果の詳細について報告する。




図．低放射化フェライト鋼 F82H の低サイクル疲労試験結果

* Shuhei Nogami[1], Wenhai Guan[1], Makoto Fukuda[1], Chiaki Hisaka[2], Taejoon Kim[2], Yojiro Akizuki[2], Fumio Minamiyama[2], Masaharu Fujiwara[2], Akira Hasegawa[1]

[1]Tohoku University, [2]Kobe Material Testing Laboratory Group

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-5. Fusion Neutronics

# [2L01-03] Neutron measurement, shielding

Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 10:20 AM - 11:10 AM Room L (Lecture Rooms C C105)

## [2L01] Neutronics analysis for the LHD neutron diagnostics

＊Takeo Nishitani[1], Kunihiro Ogawa[1,2], Kitsutaka Isobe[1,2] （1.National Institute for Fusion Science, 2.Graduate University for Advanced Studies）

10:20 AM - 10:35 AM

## [2L02] Investigation of usage of hydride materials for neutron shielding in fusion reactors

＊Teruya Tanaka[1], Hiroaki Muta[2], Yoshimitsu Hishunuma[1], Masahito Yoshino[3], Takeo Muroga[1], Akio Sagara[1] （1.NIFS, 2.Osaka Univ., 3.Nagoya Univ.）

10:35 AM - 10:50 AM

## [2L03] Study of integral experiments of neutron transport in blanket module with hydrogen ion beam

＊Taishi Sugiyama[1], Satoshi Konishi [2], Ryuta Kasada [2] （1.Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.）

10:50 AM - 11:05 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# LHD 中性子計測のためのニュートロニクス解析

Neutronics analysis for the LHD neutron diagnostics

*西谷　健夫[1]，小川 国大[1,2]，磯部 光孝[1,2]
[1]核融合科学研究所，[2]総研大

LHD では、重水素実験を 2017 年春から開始予定である。LHD を３次元でモデル化し、MCNP-6 により、プラズマ中の中性子発生分布の変化、プラズマ位置の変化等に対する、中性子モニターの応答を調べた。また、中性子プロファイルモニターの位置分解能等を評価した。

**キーワード：**LHD，重水素実験，MCNP-6，フィッションチェンバー，中性子モニター，中性子プロファイルモニター，位置分解能

## 1. 緒言

LHD では、2017 年春から開始予定の重水素実験のために、トーラス全体の中性子発生量を測定する中性子モニター[1]、中性子の発生分布を測定する中性子プロファイルモニター[2]、放射化箔測定装置等の整備を進めている。プラズマ中の中性子発生分布の変化、プラズマ位置の変化等に対して、それらの中性子計測装置の応答を調べるために、モンテカルロコード MCNP-6 でシミュレーション計算を行っている。

## 2. LHD の３次元モデル化と計算手法

LHD は主半径 3.9 m、$m$=10、 $l$=2、のヘリカル型装置である 。MCNP コードではヘリカル面は扱えないので、真空容器内をトーラス方向に 6 度ごとに分割し、各セクター内ではトロイダル方向に対称として 3 次元モデル化を行った。36° セクターのモデルを作成し、それが繰り返すと仮定した。図 1 に計算モデル（中性子プロファイルモニターを含むポロイダル断面）を示す。

中性子モニターは、減速材付きのフィッションチェンバーを検出器として、中心軸上一ヶ所、プラズマの水平面上クライオスタット外側２ヶ所（異なるトロイダル位置）に設置される。また中性子プロファイルモニターは、床のコンクリート床（コリメータ周辺のみ重コンクリート）をコリメータとして 11 チャンネル（90mm 間隔）のスチルベン検出器が配置されている。

計算コードは MNCP-6、断面積ライブラリーは ENDF/B-VI を使用した。セル数は約 150 である。

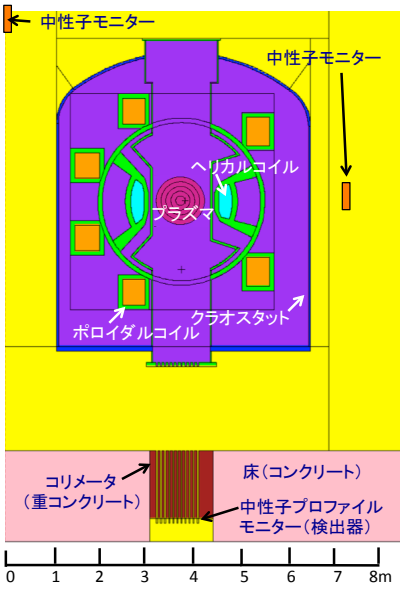



図 1　LHD の３次元計算モデル

## 3. 結果

中性子モニターに関しては、プラズマ位置及び中性子発生分布の変化に対してほぼ不感であることを確認した。また中性子プロファイルモニターに関しては、隣り合うチャンネルへのクロストークは約 1% であり、十分な位置分解能を有していることを確認した。

## 参考文献

[1] M. Isobe, et al., Rev. Sci. Instrum. 85 (2014) 11E114

[2] M. Ishobe, et al., Rev. Sci. Instrum. 81 (2010) 10D310

* Takeo Nishitani [1], Kunihiro Ogawa [1,2] and Mitsutaka Isobe [1,2]

[1] NIFS, [2] SOKENDAI

# 核融合炉中性子遮蔽における水素化物材料使用検討

Usage of hydride materials for neutron shielding in a fusion reactor

*田中 照也[1]，牟田 浩明[2]，菱沼 良光[1]，吉野 正人[3]，室賀 健夫[1]，相良 明男[1]
[1]核融合研，[2]阪大院・工，[3]名大院・工，

水素化ジルコニウム、水素化チタンについて、粉末プレスによる小型ペレット・ブロック体製作と密度、熱伝導特性等の評価、また、温度上昇時の水素脱離特性についての評価を行い、核融合炉中性子遮蔽に適用する際の適用場所、材料選択について検討している。

**キーワード**：水素化ジルコニウム，水素化チタン，中性子遮蔽、水素脱離

**1. 緒言**：14MeV 中性子の減衰に有効な金属原子と数 MeV 以下の中性子減速に有効な水素原子を含む $ZrH_2$ 及び $TiH_2$ は、DT 核融合炉内の中性子に対して高い遮蔽能力を示す。また、鉄を用いた遮蔽体に比べて、使用後 1－100 年の放射能の減衰が早く、高い能力を持つ遮蔽候補材の WC（炭化タングステン）よりも重量密度は小さい[1]。一方、事故時の高温における過渡的な水素放出特性等を評価した上で、適用場所、材料選択を検討する必要がある。

**2. 粉末プレス試料の重量密度:** 水素化物中性子遮蔽体では金属製の箱型容器内に水素化物ブロックを収めることを想定し、本研究では粉末プレスによるブロック体製作の可能性を調べている。図 1 にプレス圧力と理論密度に対する試料の重量密度の評価結果を示す。10mm $\phi$ x2.5mm 小型ディスク試料は超硬ダイスを用いた室温プレスにより、また、25 x 25 x 12.5mm$^3$ 小型ブロック試料（現在までに $TiH_2$ のみ）は、室温プレスの後、CIP（冷間等方圧加圧法）により製作した。$TiH_2$ の重量密度については、寸法の大きいブロック試料についても CIP 処理を行うことにより、室温プレスによる小型ディスクと同様、200MPa に対して約 75%の重量密度が得られた。400MPa の CIP 処理により 85%程度のブロック体製作が見込まれる。現在、$ZrH_2$ についても評価を進めている。

**3. 水素放出特性**：ブロック体製作に用いた $TiH_2$、$ZrH_2$ 粉末について、昇温時の過渡的な水素脱離特性を調べるために、熱天秤を用いた試料加熱と重量変化測定を空気フロー及び Ar フロー（酸素約 600ppm）中において実施した。水素脱離挙動の取得は、より正確な評価を行うために、熱天秤加熱炉からの排出ガスをサンプリングし、QMS（四重極質量分析計）を用いて実施した（図 2）。Ar フロー中での熱天秤測定では、いずれも水素脱離に伴う重量減少が観測されるのに対し、空気フロー中では酸化に伴う重量増加が観測された。重量増加は、$TiH_2$ では約 350℃よりわずかに観測され、600-900℃において著しく増加、また、$ZrH_2$ では約 250℃からわずかに観測され、400-800℃において著しく増加する。酸化に伴う重量変化の始まる温度と空気フロー中において水素放出の始まる温度は一致しており、事故時の安全性の観点からは、純粋な水素化物の物性よりも低い温度からの水素脱離を考慮した使用検討を行う必要がある。

**4. 使用検討**：炉内では増殖ブランケット背面の遮蔽体領域への設置、炉外では機器類に対する遮蔽への適用について、中性子輸送計算による設置方法・材料組合せの最適化を探るとともに、水素化物材料選択の観点からは、水素脱離時のブロック形状変化等について実験により調べている。

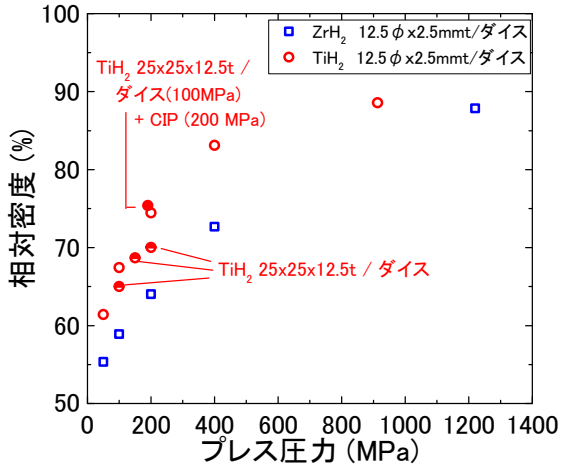



図 1. 粉末プレスにより製作した小型ディスク、ブロック試料の相対重量密度

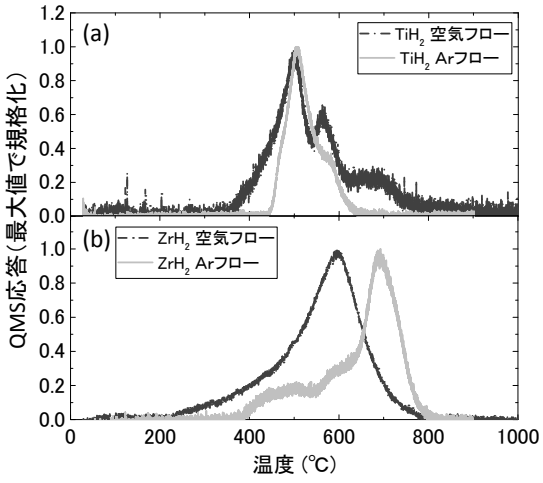



図2. QMS により取得した、(a)$TiH_2$、(b)$ZrH_2$ 粉末の水素脱離特性（3℃/分で昇温）

本研究は、科研費・基盤研究(B)25289344、核融合研・炉工学プロジェクト UFFF025-1 により実施している。

**参考文献** [1] T. Tanaka et al., Fusion Science and Technology, 68 (2015) 705-710.

Teruya Tanaka[1], Hiroaki Muta[2], Yoshimitsu Hishinuma[1], Masahito Yoshino[3], Takeo Muroga[1] and Akio Sagara[1]
[1]National Institute for Fusion Science, [2]Osaka Univ., [3]Nagoya Univ.

# ブランケットモジュール中性子輸送の水素イオンビームによる積分実験の検討

Study of integral experiments of neutron transport in blanket module with hydrogen ion beam

*杉山　大志[1]，小西　哲之[2]，笠田　竜太[2]

[1]京都大学大学院エネルギー科学研究科，[2]京都大学エネルギー理工学研究所

核融合ブランケットモジュールで、体積中性子源による中性子輸送を水素同位体イオンビームとモジュール表面の核融合反応によって生成する中性子によって実験的に評価する方法を検討した。小型モジュールに反射材、減速材を組み合わせて構成する中性子場を MCNP により解析し、原型炉 TBR の検証方法を検討した。

**キーワード**：核融合、ブランケット、TBR、原型炉、MCNP、水素イオンビーム

## 1.　緒言

原型炉では総合ＴＢＲ＞１が必須であり、高い精度でブランケットモジュールの増殖性能を検証することがその設計過程で必要であるが、現存の点線源や遮蔽ブランケットで包囲される ITER-TBM の中性子場は原型炉と大きく異なる。本研究では原型炉で用いるブランケットモジュール内の中性子場を、重水素イオンビームを金属ターゲットに当てることで DD 反応による面積中性子線源とし、原型炉で用いるブランケットモジュール内の中性子場を模擬し、中性子輸送計算をベンチマークできるような実験を検討する。小型のモジュールに反射材、減速材に適当な材料を選定し、MCNP によって内部の中性子場を解析した。

## 2.　解析

重水素イオンビームが、ブランケットモジュール模擬体表面に施したＴｉコーティング上の吸着重水素と核融合反応を起こし、一様、単色で等方的な中性子源となる。原型炉ブランケットモジュールに入射したときの中性子輸送計算を行った。解析は MCNP を使って行い、核データは FENDL-2.1 を使用した。モジュール模擬体系については過去に JAERI が提案していたもの[1]を参考に MCNP のジオメトリを作成した。作成したジオメトリの一部を Fig.1 に示す。線源は 14.1 MeV の単色面積線源で Fig.1 の矢印の方向から中性子が飛んでくることを想定しているが、解析上体積線源と差はない。原型炉ブランケットの中性子場を想定する場合は zx 平面と yz 平面の境界条件は中性子全反射である。

実験用の小型モジュールについては増殖材に$Li_2TiO_3$、反射材にグラファイト、減速材に$H_2O$、重水素イオンビーム金属ターゲットとしてTi、その他構成材として F82H を用いてジオメトリを作成した。作成したものを Fig.2 に示す。重水素イオンビームは Fig.2 の矢印の方向からビーム軸をモジュールの中心に打ち込むと仮定した。中性子線源としては、最も原型炉条件と差が出るケースを想定して中性子発生確率をビーム軸対象のガウス分布（FWHM=5 cm）を仮定したが、一様な大面積線源とすることも可能である。

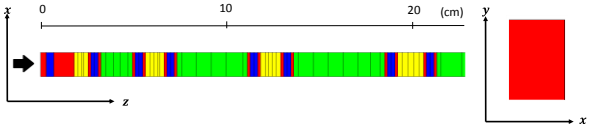



**Figure 1 原型炉模擬体系 赤:F82H，青:$H_2O$，黄:$Li_2TiO_3$，緑:Be**

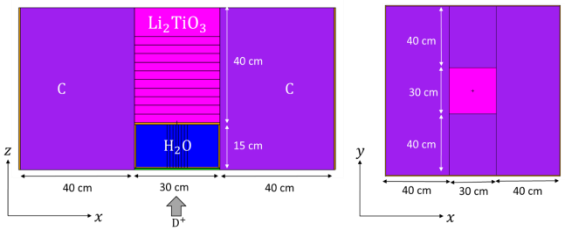



**Figure 2 実験用小型モジュール ピンク:$Li_2TiO_3$，紫:グラファイト，青:$H_2O$**

## 3.　結果・考察

小型モジュールによって原型炉模擬体系内の中性子エネルギースペクトルを模擬した一例を Fig.3 に示す。Fig.3 の赤線は Fig.1 の模擬体系の表面から 1.8 cm の$Li_2TiO_3$の xy 平面を通過する中性子エネルギースペクトルを示している。緑線は Fig.2 の$H_2O$と$Li_2TiO_3$の境界 xy 平面のうち、ビーム軸中心から 1 cm 角の正方形を通過する中性子エネルギースペクトルを示している。Fig.3 に見られるように、原型炉模擬体系の 1 eV~2.45MeV の中性子エネルギースペクトルに近いスペクトルを小型モジュールによって模擬できることが分かる。実際の実験でビーム軸上の$Li_2TiO_3$を取り出し、トリチウム生成量を測定し、MCNP の計算上のトリチウム生成量と比較することで TBR の推測の限界を知ることができると考えられる。また逆に、必要な積分実験の精度に合わせた中性子場の構成を、同様な計算で設計することも可能となる。

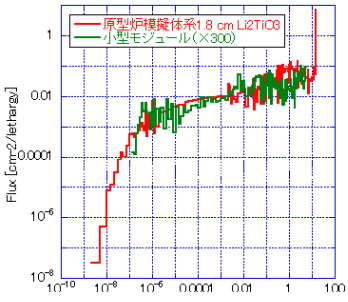



**Figure 3 中性子エネルギースペクトルの比較**

小型モジュールを用いる利点としては、減速材の$H_2O$厚みを変更したり、$Li_2TiO_3$の間に Be のような中性子増倍材を挟むことで、原型炉で用いるような大型のモジュールを作らなくてもブランケットモジュール内の任意の場所の中性子スペクトルを模擬できる可能性があることである。また以前の JAEA の FNS 等の実験[2]では、DT 反応による点線源を使用していたため、中性子束は材料の平均自由行程から計算される減衰と、距離の二乗に反比例して減衰する二つの減衰があったが、広がりを持った体積線源を用いることで、距離の二乗に反比例して減衰する効果を小さくして実験することができる。本研究の方法論を用いることで、原型炉ブランケットの増殖性能を、巨大な設備を用いずに積分実験でベンチマークできる可能性が示された。

**参考文献**

[1] Yoshihiko YANAGI, Satoshi SATO, Mikio ENOEDA*, Toshihisa HATANO, Shigeto KIKUCHI, Toshimasa KURODA, Yasuo KOSAKU and Yoshihiro OHARA, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 38, No. 11, p. 1014–1018 (November 2001)

[2] Keitaro Kondo*, Yosuke Tatebe, Kentaro Ochiai, Satoshi Sato, Kosuke Takakura, Seiki Ohnishi, Chikara Konno,  Fusion Engineering and Design Volume 85, Issues 7–9, December 2010, Pages 1229–1233

*Taishi Sugiyama[1], Satoshi Konishi[2] and Ryuta Kasada[2]

[1] Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-6. Fusion Reactor System, Design, Application

# [2L04-06] Fusion reactor system (hybrid reactor, tritium supply)

Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 11:10 AM - 12:00 PM  Room L (Lecture Rooms C C105)

## [2L04] Study on nuclear and thermal characteristics of fission blanket for prototype nuclear fusion hybrid reactor (2)

＊KOUTA KITAZONO[1], Tetsuo Matsumoto[1] （1.Tokyo City University Graduate Division）

11:10 AM - 11:25 AM

## [2L05] Strategy of tritium aquisition for fusion demo plants

＊satoshi konishi[1], ryuta kasada[1] （1.Kyoto University）

11:25 AM - 11:40 AM

## [2L06] Study on method of loading Li-compound and performance of tritium production in high-temperature gas-cooled reactors

＊Satoru Nagasumi[1], Hideaki Matsuura[1], Hiiroyuki Nakaya[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[2], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3] （1.Kyushu University , 2.Kyushu University., 3.JAEA）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 核融合―核分裂ハイブリッド炉原型炉のための ブランケット核熱特性に関する研究（2）

Study on nuclear and thermal characteristics of fission blanket for prototype nuclear fusion hybrid reactor. (2)

*北薗　孝太[1]，松本　哲男[1]，
[1]東京都市大学大学院、工学研究科

高いエネルギー増倍と中性子増倍が期待できる核融合―核分裂ハイブリッド炉(以下、ハイブリッド)において、ブランケット内に中性子増倍材として、核燃料を装填した際の核熱特性を三次元モンテカルロ法コード：MCNPを用いて計算を行い、ハイブリッド炉の成立性の検討を行った。

**キーワード：**ハイブリッド炉 1，MOX 燃料 2，核熱特性 3

## 1. 緒言

核融合炉発電は、資源量や安全性の観点から、今後革新的エネルギー源として期待されている。しかし、技術的課題は多く、その実現はまだ不透明である。本研究では、ITER 程度の技術レベルで核融合発電を実現するために、高いエネルギー増倍と中性子増倍が期待できるハイブリッド炉について検討を行った。

ブランケット内に核燃料(MOX 燃料)を装填したハイブリッド炉の核熱特性を、三次元モンテカルロ法コード(MCNP)を用いて核燃料 Pu 富化度及び Li-6 濃縮度を変化させた時の実効増倍率(k-eff)やトリチウム増殖比(TBR)等の計算を行うことで把握する。これらの計算結果から、ブランケット内核熱特性と伝熱流動計算を行うことで、ハイブリッド炉ブランケットの核熱特性と除熱性能の成立性の検討を行った。

## 2. 計算方法

国際熱核融合実験炉(以下、ITER)及び核融合原型炉 SlimCS の設計概念[2)]を参考に、ブランケットでの電磁力や幾何学バックリングを考慮して、ブランケット寸法を幅 1.0ｍ×高さ 1.2ｍ×厚さ 0.4ｍとし、内部に円筒管圧力容器を３つ配置した。円筒圧力管は、中性子の漏れや冷却水からの内圧に耐えうる構造などを考慮して配置し、その内部に中性子増倍材として軽水炉用 MOX 燃料の仕様を模擬した燃料棒を、燃料有効長 90cm で 1 つの圧力管内に 333 本配置した。ブランケット内部の構造及び寸法の概略を図 1 に示す。計算においては、Pu 富化度や Li-6 の濃縮度、核燃領域とトリチウム増殖材領域の配置などを考慮しつつ設計目標値を満たすようにブランケット内核特性を連続エネルギーモンテカルロ法計算コード MCNP[1)] により解析を行った。MCNP により k-eff 及び TBR、核燃料棒一本一本の熱出力密度を計算し、最適な核熱特性の検討を行った。また、計算した核燃料棒の熱出力密度と一次元熱伝導方程式から燃料中心温度及び W-3 式により DNBR の算出を行った。

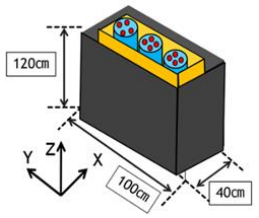



図 1：計算体系

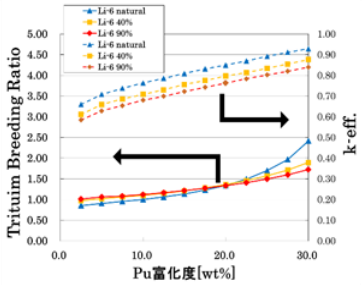



図 2：各 Pu 富化度における実効増倍率と TBR

## 3. 結果・考察

k-eff 及び TBR の設計目標値は、Li-6 が天然比及び 40%濃縮のとき Pu 富化度が 22.5wt%～30.0wt%の範囲で、Li-6 が 90%濃縮のとき 25wt%～30wt%の範囲で設計目標内を満たした。また、核燃料領域における熱的設計を PWR 設計方針に基づき行った結果、核的設計で示した各 Li-6 濃縮度におけるそれぞれの Pu 富化度の時の燃料中心温度及び最大線出力密度、DNBR は設計目標値を満たす結果となったことから、成立性を確認した。

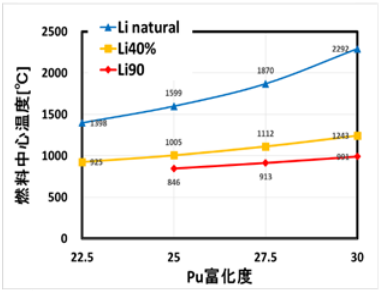



図 3：最大線出力燃料棒における燃料中心温度

**参考文献**

[1] J.A.Briesmeister,MCNP-A general Monte Carlo N-particle Transport code version 4C,LA-13709M(2000)

[2] 日本原子力研究開発機構(JAEA)　JAEA-Research 2010-019 核融合原型炉 SlimCS の概念設計　2010

[3] 北薗孝太，日本原子力学会 2015 年春の大会，核融合―核分裂ハイブリッド原型炉のためのブランケット核熱特性に関する研究

*Kota Kitazono[1], Tetsuo Matsumoto[1]

[1]Tokyo City Univ.

# 核融合原型炉のトリチウム調達戦略

Strategy for aquisition of tritium for operation of fusion demo plant

*小西　哲之[1]，笠田　竜太[1]

[1]京都大学エネルギー理工学研究所

核融合原型炉の出力上昇試験を想定してトリチウム挙動を分析した。燃料循環系は定常運転しており、プラズマの DD パルス運転後、系内のトリチウムは貯蔵系に回収される。燃料系の各コンポーネントのトリチウム挙動は時間の関数で記述され、運転計画を考慮すればトリチウム外部調達は不要となる。

**キーワード**：核融合原型炉、トリチウム、初期装荷、ＤＤ反応、燃料サイクル

## 1. 緒言

核融合炉の「初期装荷用トリチウム」と呼ばれるものは、フルパワーＤＴ定常運転を運転初日から行ったときの仮想的な値であって、現実とは程遠い。実際のプラントは既知の特性を持つ商用炉で数か月、新型原子炉であれば通常数年単位の出力上昇試験期間を持つ。演者らは DD 運転と増殖ブランケットにより DD（T）定常循環運転でも定格に至ることを指摘している。ここでは実際の出力上昇試験過程は主として DD 放電の繰り返しと及び短期 DT パルスの組み合わせである。ここでは現実的な出力上昇試験でのプラントインベントリ挙動を分析し、運転に必要なトリチウム調達戦略を考察した。

## 2. モデルとシステムダイナミクス解析

図１に示すシステム内のトリチウム挙動をシステムダイナミクスモデル STELLA で解析した。系内に存在し燃料の循環使用に寄与しない dead inventory や、透過等で二次系に移行するトリチウムの、一次燃料系の貯蔵装置への回帰も考慮した。図２に示すように、パルス運転で消費されるトリチウムは、系内から回収され同位体分離で濃縮されて貯蔵装置に戻る。吸着や透過、二次系への散逸トリチウムも連続運転する燃料系で様々な時定数で回収され、高濃度で貯蔵装置に蓄積され、その量は各時定数に応じ段階的に増加する。

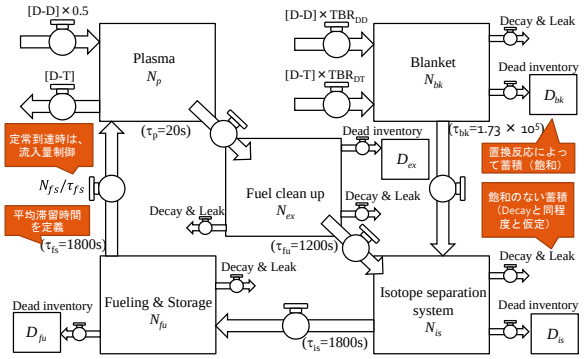



図１原型炉のトリチウムフローモデル

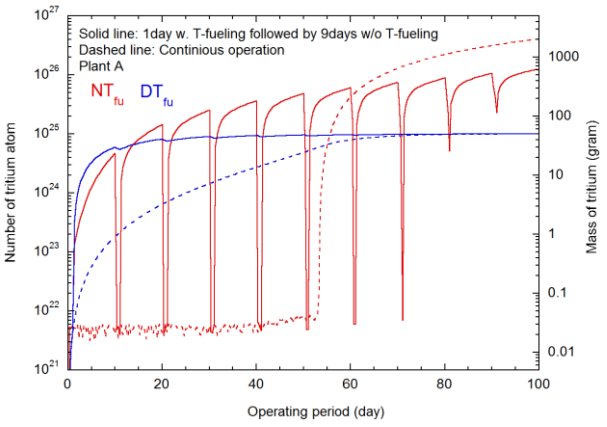



図２繰り返し DT パルス運転の時の貯蔵装置でのトリチウムインベントリー

## 3. 結論

出力上昇試験では DD 反応生成トリチウム及び DT パルスで使用されたトリチウムは、dead inventory や透過を含め、回収されて一定時間後にプラズマに注入可能な量が蓄積される。運転計画を考慮すれば、外部からの調達は不要で、内部での蓄積に対応して原型炉の燃料は確保可能である。

*Satoshi Konishi[1], Ryuta Kasada[1]

[1]Kyoto　University,

# 高温ガス炉における Li 装荷法とトリチウム生産性能の検討

**Study on method of loading Li-compound and performance of tritium production in high-temperature gas-cooled reactors**

*長住達[1]，中屋裕行[1]，松浦秀明[1]，片山一成[2]，大塚哲平[2]，後藤実[3]，中川繁昭[3]
[1]九大院工，[2]九大院総理，[3]原子力機構

高温ガス炉の可燃性毒物孔に加えて新たに炉心外側に Li 可動式装荷体(LMR)を装荷した場合について、その反応度価値とトリチウムの生産性能の変化を、燃焼計算コード MVP-BURN を用いた炉心計算を行い調べた。360 日間の運転において、LMR を用いることで従来の検討結果よりトリチウム生産量が 30%程度増加することが分かった。

キーワード：高温ガス炉、トリチウム生産、余剰反応度、$^{6}$Li、MVP-BURN

## ・緒言

現在DT核融合炉の原型炉用初期装荷トリチウム燃料の調達方法は明確にされていない。 燃料調達方法として高温ガス炉の燃料ブロック中の可燃性毒物挿入孔に Li 化合物を装荷して$^{6}$Li +n→T+ $^{4}$He の反応によりトリチウムを生産する方法が提案されており[1]、その有効性が示されている[2]。これまで高温ガス炉の運転期間を180 日間と想定してきたが、運転期間を延ばした場合、原子炉の臨界を保つために Li 装荷可能量が減少してしまうため、トリチウム生産性能が低下する。今回、可燃性毒物孔に加えて新たに炉心外側にLi 可動式装荷体(LMR)の装荷を検討する。LMRを用いることで長期運転の場合に大きくなる初期余剰反応度をトリチウム生産に有効活用することができる。その場合、トリチウム生産性能がどの程度向上するかを定量的に調べる。

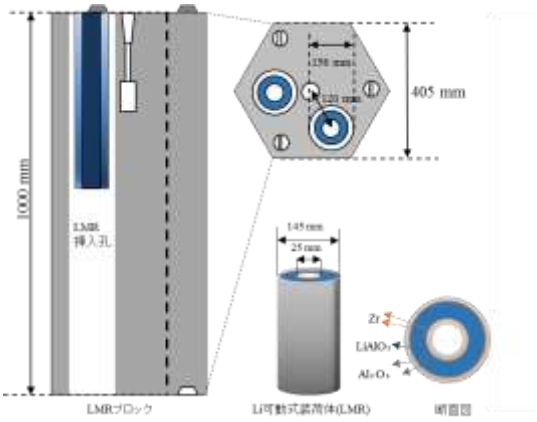



図 1. LMR 及び LMR ブロック概念図

## ・計算条件及び結果

今回の計算モデルはGTHTR300[3]の設計に準拠した炉心体系を想定し、運転期間を360日として燃焼計算を行った。計算コードはMVP-BURN[4]を用いた。本研究では外側可動反射体ブロックを図1に示すようなブロックと入れ替える。図1のブロックの挿入孔に中空円筒状の$LiAlO_2$の両面を$Al_2O_3$とZrで被覆した形状のLMRを装荷する。図2にGTHTR300仕様の全外側$B_4C$制御棒の反応度価値と、LMR（24,48本）の反応度価値を挿入長の関数として示す。LMRの反応度価値は24本挿入時において5.1%Δρ、48本挿入時において6.9%Δρであり、$B_4C$制御棒を用いた場合と同程度である。今回燃料領域内の可燃性毒物挿入孔に天然存在比の$LiAlO_2$を$Al_2O_3$で被覆したLiロッドを配置した体系において、通常の$B_4C$制御棒を使用する際のトリチウム生成量と、LMRを48本挿入する場合のトリチウム生成量を比較する。計算の結果、図3に示すようにLMRをモデル化する以前は360日間の運転により700 gの生成量を得ると見積もられていたが、LMRで各ステップの余剰反応度を抑えた結果、900 g程度の生成量が得られることが確認できた。生産性能で従来の検討と今回の検討を比較すると、従来の検討での生産性能である500 [g/180 day]と比べて、今回の検討での生産性能は、460[g/180day]なので運転期間を延ばした場合でも同等の生産性能を得ることができる。

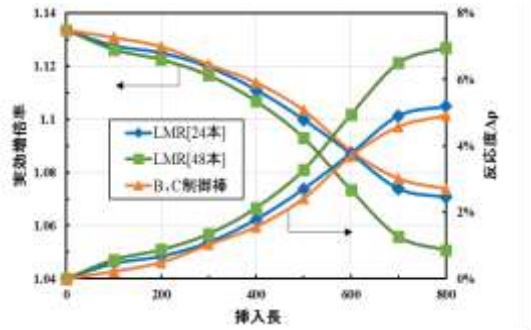



図 2. 挿入長と実効増倍率及び反応度価値

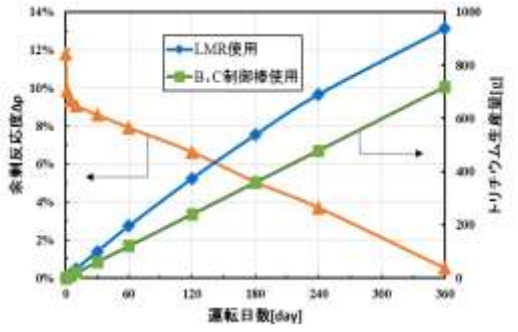



図 3. 余剰反応度と $B_4C$ 制御棒及び LMR を使用した場合のトリチウム生産量の時間変化

[1] H. Matsuura, et al., Nucl.Eng.Des., 243 (2012) 95.
[2] H. Nakaya, et al., Nucl.Eng.Des., 292, pp.277 (2015).
[3] T. Nakata, et al., JAERI-Tech 087(2002).
[4] Y. Nagaya, et al., JAERI- Tech 1348(2005).

Satoru Nagasumi[1], Hiroyuki Nakaya[1], Hideaki Matsuura[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[2], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3].
[1]Kyushu Univ, [2]Kyushu Univ., [3]JAEA.

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

# [2M01-05] Accelerator, beam acceleration

Chair: Takafumi Kondoh (Osaka Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 9:30 AM - 10:50 AM Room M (Lecture Rooms C C106)

## [2M01] Development of linear accelerators for ultra slow muon microscope

＊Noriyosu Hayashizaki[1], Mitsuhiro Yoshida[2], Taihei Adachi[2], Yasuhiro Miyake[2] （1.TokyoTech, 2.KEK）

9:30 AM - 9:45 AM

## [2M02] Study of electrode layout of a four-beam IH-RFQ linear accelerator

＊Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Reseach Laboratory for Nuclear Reacrors Tokyo Institute of Technology）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2M03] Study of local chromaticity correction for FFAG accelerator

＊naoya motohashi[1], Hidehiko Arima[1], Nobuo Ikeda[1], Yujiro Yonemura[1], Akira Takagi[2], Hisayoshi Nakayama[2], Yoshiharu Mori[3], Hidefumi Okita[1], Mitsutaka Ueda[1], Takehiro Kuroiwa[1] （1.Kyushu university, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Kyoto university）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2M04] Fabrication of two dimensional nano-scale photocathode arrays in transparent conductor for high coherence beam generation

＊Tatsunori Shibuya[1], Noriyosu Hayashizaki[2], Mitsuhiro Yoshida[3] （1.Tokyo Tech, 2.RLNR Tokyo Tech, 3.KEK）

10:15 AM - 10:30 AM

## [2M05] RF Property Study of C-Shape Waveguide

＊Masaru Sawamura[1], Kensei Umemori[2], Hiroshi Sakai[2], Takaaki Furuya[2], Kazuhiro Enami[2], Masato Egi[2] （1.JAEA, 2.KEK）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 超低速ミュオン顕微鏡用線形加速器の開発

## Development of linear accelerators for ultra slow muon microscope

*林崎 規託[1]，吉田 光宏[2]，足立 泰平[2]，三宅 康博[2]
[1]東工大原子炉，[2]KEK

J-PARC 物質・生命科学実験施設において開発が進められている超低速ミュオン顕微鏡に組み込まれる予定の超低速ミュオン線形加速器の開発をおこなっている。
**キーワード**：ミュオン顕微鏡、線形加速器

### １．緒言

本研究は，文部科学省科学研究費補助金の新学術領域研究「超低速ミュオン顕微鏡が拓く物質・生命・素粒子科学のフロンティア」において必要とされる，超低速ミュオン線形加速器の開発をおこなうものである。超低速ミュオン顕微鏡のように，ミュオンを超低速化後に再加速をおこなう超低速ミュオン加速器の先行研究は皆無であり，モデルケースは存在しない。このため本研究では，ミュオニウムをレーザー解離することで得られた超低速ミュオンを再加速するための低エネルギーミュオン線形加速器として，Interdigital-H（IH）型ドリフトチューブ線形加速器（DTL）とシングルギャップ型加速空洞の開発をおこなっている。

### ２．ＩＨ－ＤＴＬ

ミュオンの平均寿命は 2.2 μs と短いため，ミュオン加速器には，小型でビーム通過時間が短いことが求められる。そこで，DTL のタイプとしては，低速領域（$\beta < 0.2$）において優れた加速効率（シャントインピーダンス）を有する IH-DTL を選んだ。なお，その特徴ゆえに，これまで IH-DTL は低エネルギーの重イオン加速のために用いられることが多く，運転周波数は 30～200 MHz の範囲にあったが，本研究では J-PARC 線形加速器と同じ 324 MHz となっており，このように高い運転周波数での開発は初めてのものである。ミュオニウムのレーザー解離によって得られる超低速ミュオンビームのパルス幅は 1～2 ns, 繰り返しは 25 Hz である。加速空洞内でのビーム収束方法については，ドリフトチューブ（DT）電極のなかに収束磁石を配置せず，加速位相の正負の調整により横方向と進行方向の両方のビーム収束を可能とする，Alternating Phase Focusing（APF）法を採用することにした。加速空洞の製作方法には，東工大において数多くの製作実績をもつ，無酸素銅の一枚板から全ての DT 電極を立体的に削り出したセンタープレートに，半円筒形のサイドシェルを両側面から取り付ける 3 ピース構造を採用し，加工精度と性能向上の両立を図った。

### ３．シングルギャップ型加速空洞

あらかじめパルス化されたミュオンビームを再加速するのであれば，リソース有効活用の観点から検討してきた高周波四重極（RFQ）線形加速器の代わりに，シングルギャップ型の高周波加速空洞を利用することも可能である。シングルギャップ型は電極配列の制約がなく，加速エネルギーも自由に変化させることができるため，H ラインにおける超低速ミュオン顕微鏡の展開や，U ラインにおけるエネルギー可変の小型加速空洞としての利用も考えられる。シングルギャップ型加速空洞の構造としては，対向する 2 本の電極が各々 λ/4（1/4 波長）の長さをもち，お互いに正負逆極性の高周波電場を発生するλ/4 型を選んだ。再加速をおこなう超低速ミュオンのビーム時間幅の目標値が 1～2 ns とされていることから，既存の高周波機材を考慮して，運転周波数は 100 MHz とした。

---

*Noriyosu Hayashizaki[1], Mitsuhiro Yoshida[2], Taihei Adachi[2], Yasuhiro Miyake[2]
[1]RLNR, Tokyo Tech, [2]KEK

# 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の電極レイアウト検討

## Study of electrode layout of a four-beam IH-RFQ linear accelerator

*池田　翔太[1]，林崎 規託[2]
[1]東工大院，[2]東工大原子炉

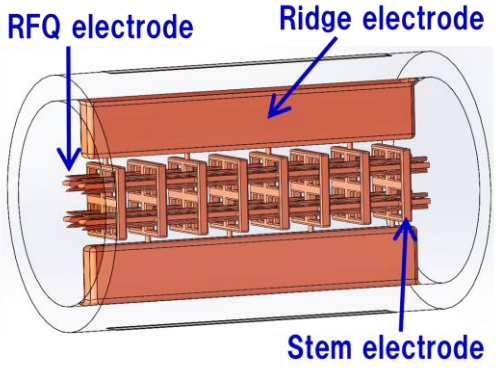
4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の各ビームチャネルの電場分布のばらつきをなるべく均等にすることが可能な電極レイアウトを 3 次元電磁場シミュレーションにより評価した。
**キーワード**：IH-RFQ 線形加速器，マルチビーム加速，ビーム加速技術

### １．緒言

低エネルギー領域（核子あたり数 keV～数 MeV）の大強度重イオンビームの加速器として高周波四重極（RFQ）線形加速器があり、ビーム電流量が数十 mA の重イオンビーム加速が達成されている。重イオンビーム内の空間電荷効果はビーム電流量に比例するため、大強度ビームを得るにはビームの収束と加速に用いられる四重極電場を大きくすればよいが、その上限は放電の制約を受ける。その解決策として、高強度のビームを複数のビームに分割することで空間電荷効果を緩和させ、1 台の加速器で並行同時に加速した後に再び統合する、マルチビーム RFQ 線形加速器がある。東京工業大学原子炉工学研究所は、その実用化研究として、過去に 2 ビーム型 IH-RFQ 線形加速器の原理実証機によるビーム加速に成功し[1]、現在は 4 ビーム型の開発に取り組んでいる。

### ２．検討状況

4 ビーム IH-RFQ 線形加速器は、4 分割したイオンビームを加速するために、ロッド状の RFQ 電極が 16 本（4 本×4 チャネル）と、それらを支えるステム電極が加速空洞内部に組み込まれた構造となっている。そして、隣接する RFQ 電極の極性配置やステム電極内でのビームチャネルの配置方法にしたがって、各ビームチャネルの電場強度にばらつきが生じることから、ビーム加速への影響が懸念される。このばらつきをなるべく均等にするため、ステム電極の形状が異なる 3 次元 CAD モデルに対して 3 次元電磁場解析ソフトウェア CST MICROWAVE STUDIO により電磁場解析をおこない、最適な電極レイアウトを評価した。



4 ビーム型 IH-RFQ 線形加速器の内部構造

### ３．今後の予定

4 ビーム型 IH-RFQ 線形加速器の高周波特性と電極形状について、3 次元電磁場シミュレーションにより検討をおこない詳細設計を進めてきた。今後、原理実証機の製作と、並行して開発を進めている 4 ビーム型レーザーイオン源と組み合わせたビーム加速試験を予定している。

### 参考文献

[1] T. Ishibashi, N. Hayashizaki, and T. Hattori, Two-beam interdigital-H-type radio frequency quadrupole linac with direct plasma injection for high intensity heavy ion acceleration, Phys. Rev. ST Accel. Beams 14 (2011) 060101-1/25.

---

*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2]
[1]Tokyo Tech, [2]RLNR, Tokyo Tech

# FFAG 加速器のチューン制御手法に関する研究

Study of local chromaticity correction for FFAG accelerator

*本橋　直也[1]，有馬　秀彦[1], 池田　伸夫[1]，米村　祐次郎[1]，　沖田　英史[1]，　上田　光貴[1]
黒岩　健宏[1]，　蓮尾　斎彦[1]，　高木　昭[2]，　中山　久義[2]，森　義治[3]
[1]九州大学，[2]高エネルギー加速器研究機構，[3]京都大学

九州大学では FFAG 加速器に適用できる局所的なベータトロンチューンの簡易的な制御手法として、追加磁極と磁場勾配補正コイルを用いた手法に関する研究を行っている。本手法を適用することで運動量の変化量に対する水平・垂直ベータトロンチューンの変化量（色収差）を制御できる見通しが得られた。

**キーワード：**FFAG 加速器、色収差補正

## 1. 緒言

近年、二次粒子ビームを用いた素粒子・原子核研究の推進や加速器駆動未臨界炉といったエネルギー分野の開拓において、大強度のハドロンビームを生成できる加速器への要求が高まっている。その要求を満たすことができる加速器の一つとして期待されているのが固定磁場強集束（Fixed Field Alternating Gradient; FFAG）加速器である。

大強度ビームを生成する加速器では、ベータトロン振動の共鳴現象はビーム損失を引き起こすだけでなく機器の放射化、損傷の原因となるため、共鳴現象が発生しない加速器の光学的条件の選択が必要とされる。共鳴現象によるビーム損失は、加速とともにチューンが変化し共鳴線を横切る場合や色収差によるチューンスプレッドが大きい場合に発生する。

広く用いられているシンクロトロン加速器には色収差が存在するので、六極電磁石などを用いて色収差の補正が行われている。一方、シンクロトロン加速器と異なり、FFAG 加速器の色収差は原理的には零である。しかし、実際には磁性体によって構成される入出射機器、高周波加速空洞、電磁石の設置誤差などによって磁場分布にズレが生じ、色収差が発生する場合がある。FFAG 加速器は軌道半径が加速とともに変化するために、半径方向に広い範囲でチューンの変化量を補正する必要がある。そこで本研究では、電磁石端部に追加磁極を設置し、かつ磁極間隙に複数のコイルを設置することにより、局所的にチューンの変化量を制御する手法を考案し、その有用性を評価することとした。

## 2. 研究内容

FFAG 加速器において、水平チューンは磁場勾配、垂直チューンは発散電磁石と集束電磁石の磁場強度比により敏感に変化する。そこで、磁極間隙に設置した複数の追加コイルにより磁場勾配を補正し、追加磁極により各電磁石の磁場強度比を補正することにより、局所的な色収差を補正してチューンを制御する手法を考案した。本手法の有用性を評価するために、3 次元磁場計算コードと軌道計算コードを用いて、運動量の変化量に対するチューンの変化量を計算した。その結果、本手法を用いることにより、水平・垂直チューンの変化量の制御が可能であることがわかった。本発表では、新たに提案した FFAG 加速器におけるチューンの制御手法を九州大学の 150 MeV FFAG 加速器に適用した結果を報告する。

*Naoya MOTOHASHI[1], Hidehiko ARIMA[1], Nobuo IKEDA[1], Yujiro YONEMURA[1], Hidehumi OKITA[1], Mitsutaka UEDA[1], Takehiro KUROIWA[1], Tadahiko HASUO[1], Akira TAKAGI[2], Hisayoshi NAKAYAMA[2] and Yoshiharu MORI[3]
[1]Kyushu Univ., [2]High Energy Accelerator Research Org., [3]Kyoto Univ.

# 高コヒーレンスビーム生成のための２次元配列ナノスケール光陰極の製作

Fabrication of two dimensional nano-scale photocathode arrays for highly coherent beam generation

*澁谷　達則[1]，林崎　規託[2]，吉田　光宏[3]

[1]東工大院，[2]東工大原子炉，[3]高エネルギー加速器研究機構

低速電子顕微鏡の光源サイズを、収束イオンビーム（FIB）微細加工を活用して極小化する方法を提案し、実際に最小 50 nm の加工サイズを達成した。

**キーワード：**電子源，レーザー，微細加工

## １．緒言

単独の DNA 構造やタンパク質構造を解析可能な方法として、低速電子顕微鏡が注目されている。M.Germann らは､低速インライン電子線ホログラフィーを用いた DNA の結合耐力測定により 50~250 eV の低速電子線では強い耐力を示すことを発見している[1]。特に、60 eV の低速電子線では、DNA 細胞損料率は 7 %以下に抑制され、照射電子線量は高速電子線の場合よりも $10^5$ 倍、許容できることを報告している。この電子顕微鏡には、横コヒーレンスと縦コヒーレンスが広範囲に広がったコヒーレントな電子ビームが必要とされている。

## ２．従来方式の問題点と解決策

光電子放出では、レーザーの回折現象によって電子光源サイズが制限されるため、光源サイズに依存する横コヒーレンスも同時に制限を受けることになる。したがって、低速電子鏡で単原子分解能の物質観測を可能にするためには、電子ビームの横方向コヒーレンス長を改善する必要がある。本研究は、半導体プロセス装置を用いた薄膜形成やナノエッチング技術を利用し、光源サイズをナノスケールに成形することで光の回折制限を回避できる新たな光電子放出法を提案する。

## ３．ナノスケール光陰極の製作

ナノスケール光陰極材の候補として､光電子放出特性がよく知られている金（Au）､銀（Ag）､銅（Cu）を選定した。このうち、成膜・エッチング・ベーキング等の過程において陰極材劣化の原因となる酸化反応が乏しかった金（Au）を陰極材料として決定した。また、FIB 装置によるナノエッチング加工を用いて、光源サイズとなる加工サイズを最小 50nm まで達成した。

### 参考文献

[1] M.Germann et al., Phys. Rev. Lett. 104,　095501 (2010)

[2] Tatsunori Shibuya et al., “Development of Ultra Coherent Electron Source with Nano-Structured Photocathode for Bio-Electron Microscopy”, PACJ, THP035, 2015

---

*Tatsunori Shibuya[1], Noriyosu Hayashizaki[2] and Mitsuhiro Yoshida[3]

[1]Tokyo Tech, [2]RLNR, Tokyo Tech, [3]KEK

# C 形導波管の高周波特性の研究

RF Property Study of C-Shape Waveguide

*沢村　勝[1]，梅森　健成[2]、阪井　寛志[2]、古屋　貴章[2]、江並　和宏[2]、江木　昌史[2]
[1]原子力機構，[2]高エネ研

同軸管のような構造で遮断周波数を持つ C 形導波管を考案した。この C 形導波管は内軸と外軸を仕切板で結合しているため、内軸を効率よく冷却することができる。また遮断周波数を持つため、入出力が同軸のハイパスフィルタを容易に構成することができる。この C 形導波管の高周波特性について報告する。

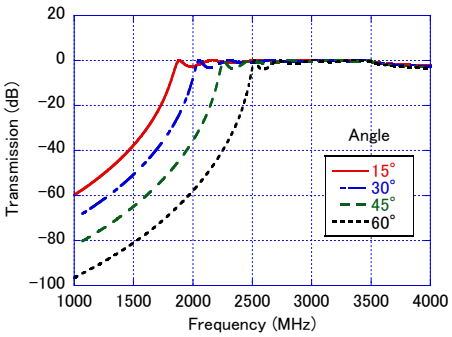
**キーワード**：導波管、遮断周波数

## 1. 緒言

同軸管構造では内軸が熱的に浮いたような構造になるため、超伝導加速器 HOM カップラーの同軸コネクターのように大電力の高周波を伝搬させる場合に内軸の冷却が問題となる。そこで、同軸とほぼ同じ構造で内軸を効率良く冷却できる第 1 図のようなC形導波管を考案した[1]。このC形導波管は矩形導波管を丸めたような構造で、内軸と外軸とが仕切板（元々矩形導波管の側面だった部分）で結合しているため、内軸は仕切板を通して外軸から容易に冷却することができる。しかも、C形導波管は矩形導波管と同じように遮断周波数を持っているため、遮断周波数が基本波より高くなるような寸法にしておくと、加速モードを遮断することができる。このC形導波管の高周波特性の計算、測定を行っている。



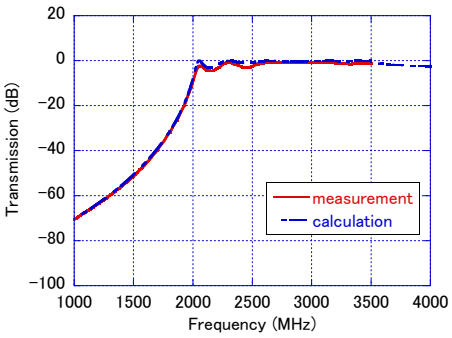
第 1 図　C形導波管




第 2 図　C形導波管仕切板の角度を変えた時の透過係数の変化の計算結果

## 2. C 形導波管の遮断周波数

C形導波管の遮断周波数は外軸と内軸の径、仕切板の幅（厚さや開き角度）によって決まる。仕切板の開き角度を変えた時の透過係数変化の計算結果を第 2 図に示す。開き角度が大きくなるにしたがって自由空間が狭くなっていくため遮断周波数が高くなっていくことが分かる。開き角度が 30° の時の計算と測定結果の比較を第 3 図に示す。計算と測定結果はよく一致している。




第 3 図　C形導波管の透過係数の計算と測定の比較

## 3. 結論

C形導波管は内軸冷却に優れ、遮断周波数を持つという特徴を生かし、HOMカップラーへの応用を検討している。

## 参考文献

[1] M. Sawamura et al., “NEW DESIGN OF HOM COUPLER USING COAXIAL-LIKE ROUNDED WAVEGUIDE”, Proc. of SRF2013, 1081-1084 (2013)

---

*Masaru Sawamura[1], Kensei Umemori[2], Hiroshi Sakai[2], Takaaki Furuya[2], Kazuhiro Enami[2] and Masato Egi[2]
[1]JAEA, [2]KEK.

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

# [2M06-09] Ion beam, ion source

Chair: Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

Sun. Mar 27, 2016 10:50 AM - 11:55 AM Room M (Lecture Rooms C C106)

## [2M06] Temporal evolution measurement of electromagnetically-driven plasmas for development of an atomic hydrogen target with high dissociation degree

＊satoshi niida[1], Tomohiro Yokozuka[1], Kotaro Kondo[1], Yoshiyuki Oguri[1] （1.Research Laboratory of Nuclear Reactors, Tokyo Tech）

10:50 AM - 11:05 AM

## [2M07] Development of a High Flux Negative Fullerene Ion Source for Tandem Accelerators

＊Eisuke Baba[1], Koshiro Nakamura[1], Jun Hasegawa[1], Atsuya Chiba[2], aya Usui[2], Katsunori Kawasaki[3] （1.Department of Energy Sciences, Tokyo Institute of Technology , 2.Takasaki Advanced Radiation Research Institute, Japan Atomic Energy Agency, 3.Electrostatic Accelerator Laboratory）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2M08] Development of a Compact Cold-Cathode PIG Negative-Ion Source for Electrostatic Tandem Accelerators

＊Yuya Kato[1], Naoto Hagura[1], Yoshiyuki Oguri[2], Kotaro Kondo[2], Hitoshi Fukuda[3], Noriyosu Hayashizaki[2] （1.Tokyo City University, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Technical Department / Tokyo Institute of Technology）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2M09] Studies of Li Transport Processes in Solid State Li Ion Batteries Using MeV Heavy Ion Accelerators

＊Kenji Morita[1], Bun Tsuchiya[2], Takehisa Kato[3], Yusuke Katayama[3], Yasutoshi Iriyama[3], Hidetsugu Tsuchida[4], Takuya Majima[4] （1.Nagoya Industrial Science Research Institute, 2.Meijo University, 3.Nagoya University, 4.Kyoto University）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 高い解離度を有する水素原子標的の開発に向けた電磁駆動プラズマの時間発展計測

Temporal evolution measurement of electromagnetically-driven plasmas for development of an atomic hydrogen target with high dissociation degree

*仁井田 啓志，横塚 友啓，近藤 康太郎，小栗 慶之
東工大原子炉工学研究所

電磁駆動衝撃波管を用いて，阻止能実験のための高い解離度を有する水素原子標的の開発を行っている．衝撃波管内で発生する放電プラズマの発光をストリークカメラで撮影し，プラズマの時間発展を計測した．プラズマの速度から，阻止能実験に最適な衝撃波管の構造や運転条件を議論する．

**キーワード：**重イオン慣性核融合，電磁駆動衝撃波管，阻止能測定，重イオンビーム，解離水素

## 1. 緒言

重イオンビームで慣性核融合の燃料標的を加熱する際，加熱に伴って標的の温度・密度等の状態が変化すると，阻止能が変化し，加熱が予定通りに行えない可能性がある．常温の固体，液体，気体の状態にある標的中のイオン阻止能については，既に多数のデータが存在する[1]が，常温物質と完全電離プラズマの中間，すなわち分子が解離して発生した原子状気体中のデータは存在しない．本研究では，水素分子が完全に解離して水素原子のみとなった状態中の重イオンビームの阻止能測定を最終目標とし，現在，衝撃波管を用いて，阻止能測定実験に十分な高い解離度を有する水素原子標的の開発を行っている．本講演では，衝撃波の駆動源である放電プラズマの時間発展から，阻止能測定実験に最適な衝撃波管の構造や運転条件を議論する．

## 2. 実験方法

同軸型電磁駆動衝撃波管を中心とする実験装置系の配置図を図 1 に示す．放電用コンデンサーバンク充電電圧を 17 kV とし，中心電極の長さ及び極性，初期水素ガス圧を変えて，放電プラズマを発生させた．プラズマ上端の速度の時間発展及び形状をストリークカメラ及びフレーミングカメラで計測した．

## 3. 実験結果・考察

放電プラズマのストリーク像（図 2）から，プラズマ上端の位置の時間変化をプロットして速度を求めた(図 3)．位置 $Z$は中心電極根元（$Z = 0$）からの距離を表す．この結果より，中心電極が電磁加速に寄与していることが分かった．また，初期水素ガス圧の低い方が効果的な電磁加速が行われ，水素分子を解離させるために必要な高い衝撃波速度を長く維持できることが分かった．

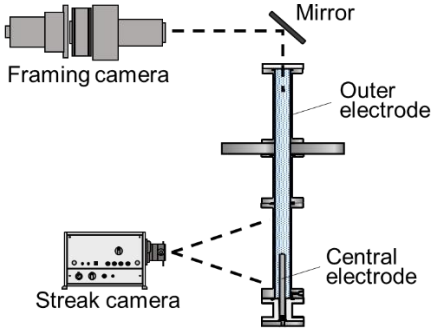



図 1：実験装置系の配置図

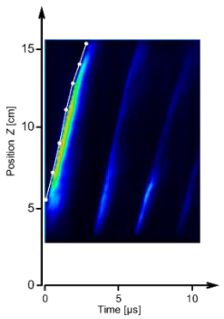



図 2：放電プラズマのストリーク像

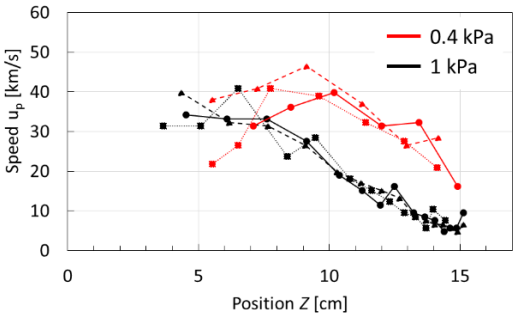



図 3：放電プラズマの速度

**参考文献**

[1] L.C. Northcliffe and R.F. Schilling, Nucl. Data Tables A 7 (1970) 233.

*Satoshi Niida , Tomohiro Yokozuka , Kotaro Kondo and Yoshiyuki Oguri ,
Tokyo Institute of Technology , Research Laboratory for Nuclear Reactors

# タンデム加速器のための高フラックスフラーレン負イオン源の開発

Development of a High-Flux Negative Fullerene Ion Source for Tandem Accelerators

*馬場　栄介[1]，中村 晃士朗[1]，長谷川 純[1]，千葉 敦也[2]，薄井 絢[2]，川崎 克則[3]
[1]東工大総理工，[2]原研高崎，[3]静電加速器研究所

高フラックスなフラーレン負イオンを供給可能なイオン源の試験装置を開発し，イオン源の動作パラメータがビーム特性に及ぼす影響を明らかにした．

**キーワード：**フラーレン，クラスター，タンデム加速器，昇華・電子付着

## 1. 緒言

$C_{60}$ などのフラーレンをタンデム加速器で加速する際，ストリッパーガスとの衝突によりかなりの割合のフラーレンが破砕してしまうことが報告されている[1,2]．加速後のフラーレンビーム電流値の向上のためには，高フラックスのフラーレン負イオンを供給可能なイオン源が必要である．昇華・電子付着方式のフラーレン負イオン源の試験装置を開発し，イオン源の動作パラメータとビーム特性の相関を調べた．

## 2. 実験方法

タンデム加速器用のフラーレン負イオン源を開発するにあたり，まずは個々の要素技術について試験装置を構築し，基礎データを取得した．フラーレン中性ビームを生成するために，フラーレンの粉末を装填したるつぼを 400~500 ºC 程度まで加熱し，昇華したフラーレンをノズルから真空中に取り出した．ノズル形状をパラメータにフラーレン流量を測定し，蒸気圧とコンダクタンスから予想される理論値と比較を行った．また，熱陰極フィラメントから放出される電子電流をフィラメントへの投入パワーや加速電圧をパラメータとして測定した．この結果をもとに高効率電子付着のためのイオン化部の設計を行った．開発した要素技術を基に新たに製作した試験装置を用いて，フラーレン負イオンビームの生成実験を行った．

## 3. 結果・考察

図 1 に得られたフラーレン負イオン電流値を示す．昇華したフラーレンに熱陰極から放出された電子が付着し，フラーレン負イオンが生成されたことを確認した．講演では，ビーム電流値のさらなる増大に目指し，フラーレン中性ビームの流量および指向性の向上や，熱電子発生・加速機構の改良による照射電子電流密度の増大に向けた取り組みについて詳細に報告する．

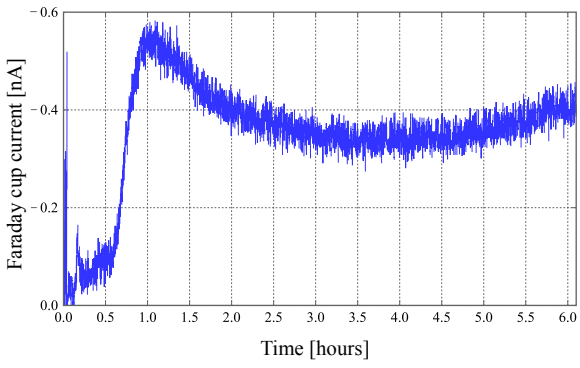



図 1　得られたフラーレン負イオン電流値

### 参考文献

[1] Kazumasa Narumi, 4th Asian Forum for Accelerators and Detectors (2013)

[2] S.Della-Negra, et. al., Nuclear Instruments Methods in Physics Research B 74 (1993) p.p. 453-456.

*Eisuke Baba[1], Kohshiro Nakamura[1], Jun Hasegawa[1], Atsuya Chiba[2], Aya Usui[2] and Katsunori Kawasaki[3]

[1]Tokyo Tech., [2]JAEA., [3]Electrostatic Accelerator lab.,

# タンデム静電加速器用小型冷陰極 PIG 負イオン源の開発
# （3）放電容器内プラズマ閉じ込め用磁場強度の最適化

Development of a Compact Cold-Cathode PIG Negative-Ion Source for Electrostatic Tandem Accelerators
(3) Optimization of the Magnetic Field Strength for Plasma confinement in the Discharge Chamber

*加藤 優弥[1]，羽倉 尚人[1]，小栗 慶之[2]，近藤 康太郎[2]，福田 一志[3]，林崎 規託[1,2]
[1]都市大原研，[2]東工大原子炉研,[3]東工大技術部

東京都市大原研において構築中の 1.7MV タンデム静電加速器用として冷陰極 PIG 負イオン源を開発中である。ここでは、放電容器内の磁場強度を変えた時のビーム引き出し試験の結果を中心に報告する。

**キーワード：**タンデム静電加速器、負イオン、冷陰極 PIG イオン源、ビーム電流、磁場強度

**1. 緒言** 東京都市大原研において、2014 年度より 1.7MV タンデム静電加速器用の小型汎用負イオン源として、東工大原子炉研との共同研究で冷陰極 PIG(Penning Ionization Gauge)負イオン源の開発を進めている。今回は東京都市大におけるイオン源の放電容器内の磁場強度を変えた時のビーム引き出し試験の結果を中心に報告する。

**2. 実験体系** 図 1 に PIG イオン源本体およびビーム測定系の写真を示す。原料ガスには水素発生器からの水素を用いた。放電容器内の磁場強度は、ネオジム磁石の個数(1 個～5 個)を変えてテスラメータで測定した(図 2)。図 2 の結果を起点として放電容器内の磁場強度の最適化を行う。分析電磁石によりビームを 90 度偏向させた地点でファラデーカップによりビーム電流量の測定を行った。

**3. 結果･考察** 図 3 にネオジム磁石を 3 個～5 個と変えた時のビーム電流量の測定結果を示す。分析電磁石電流 $I_m$ はファラデーカップでのビーム電流値が最大になるように調整し、引出電圧を変えて測定した。図 3 よりこの条件ではネオジム磁石が 4 個の時極大値を取った。放電容器内の磁場強度は電子の閉じ込めと漏れ磁場によるビームの偏向に影響を及ぼすと推測されるため、今後は磁石を 1 個、2 個と変えた時のビーム電流を測定し、より最適な放電容器内磁場強度を探っていこうと考えている。

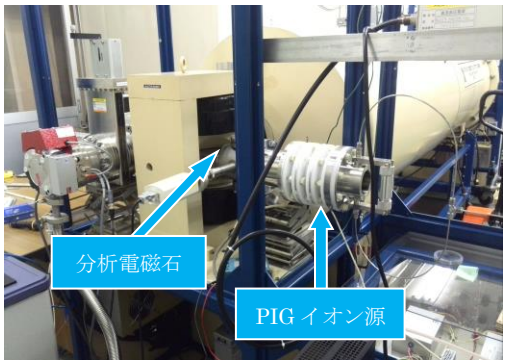


図 1　イオン源とビーム測定系

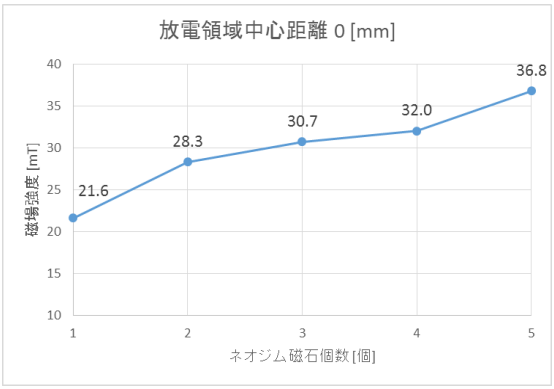


図 2　磁石個数による磁場強度変化

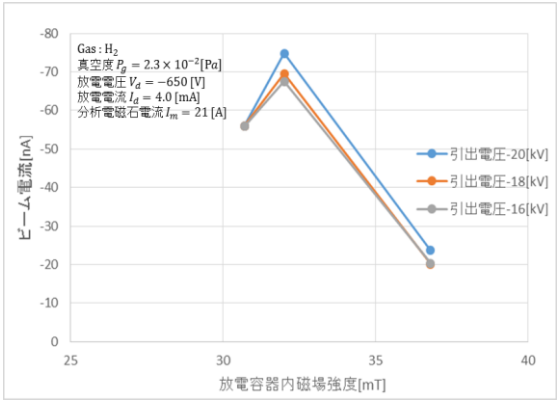


図 3　放電容器内磁場強度とビーム電流の関係

**参考文献**

小栗慶之, 近藤康太郎, 福田一志, 羽倉尚人 : タンデム加速器用冷陰極 PIG 負イオン源の設計、複合照射実験装置研究報告(Heavy-Ion Accelerator SystemScientic Report2013), 東京工業大学原子炉工学研究所原子科学研究室, 2014/12, pp. 29

*Yuya Kato[1], Naoto Hagura[1], Yoshiyuki Oguri[2] , Kotaro Kondo[2], Hitoshi Fukuda[3], Noriyosu Hayashizaki[1,2]
[1]Tokyo City University., [2]Tokyo Institute of Technology., [3]Technical Department/Tokyo Institute of Technology.

# MeV 重イオン加速器を用いた固体 Li イオン電池内の Li 移動過程の研究

## Studies of Li Transport Processes in Solid State Li Ion Batteries Using MeV Heavy Ion Accelerators

*森田健治、 土屋文[1]、 加藤健久[2]、片山優介[2]、 入山恭寿[2]、 土田秀次[3]、 間嶋拓也[3]
名産研、 [1]名城大学、 [2]名古屋大学、 [3]京都大学

9MeVO$^{+4}$イオンを用いる反射型反跳粒子検出法により、Au/$LiCoO_2$LATP/Pt (LATP=$Li_{3.1}Al_{0.84}Ti_{1.16}Ge_{1.27}P_{1.73}O_{12}$)試料の電圧印加による Li 濃度の深さ分布の変化を、Au および Pt 側からその場測定された結果が述べられる。また、透過型反跳粒子検出法を用いて、試料全体の Li 濃度分布の変化を測定した結果も示される。

キーワード：固体 Li イオン電池、Li 濃度分布その場測定、Li 輸送ダイナミックス、MeV 重イオン、反跳粒子検出法

### １．緒言：

現在市販されている Li イオン電池は小型軽量で、高エネルギー密度・高電圧下で使用されている。低炭素社会低炭素社会の実現に向けて、現状の有機溶媒電解質を固体電解質に取替えることにより、大型化、安全性の向上、更に、マイクロ化・長寿命化・自己放電の低減を目指して、全固体 Li イオン電池の開発が進められている。その目的の達成のためには、充・放電時の電池システム内における Li イオンの動的挙動の解明が不可欠である。本研究の目的は、MeVO イオンビームによる反跳粒子検出(ERD)と後方散乱分析(RBS)を併用して、電池の電極・電解質界面の Li 濃度分布をその場測定し、Li の動的挙動を理解し、その開発に寄与することである。本稿では、電圧印加下の Au/$LiCoO_2$/LATP/Pt (LATP=$Li_{3.1}Al_{0.84}Ti_{1.16}Ge_{1.27}P_{1.73}O_{12}$)内の Li 濃度分布を Au および Pt 側から測定した結果を示し、Li 輸送挙動を考察する。更に、透過型反跳粒子検出法による電池全体の Li 濃度分布の測定結果を示す。

### ２．実験：

実験で使用した試料は、Au/$LiCoO_2$/LATP/Pt であった。9MeVO イオンビームが、反射型反跳粒子検出法では表面から 15° で入射され、反跳粒子は 30° の反跳角で 6μm Al 膜を通して、また透過型では 3μmAl 基板上に作成された薄膜積層試料に垂直に入射され、30° の反跳角で 2μmAl 膜を通して、後方散乱粒子は 165° で、半導体検出器を用いて同時測定された。イオンビーム分析は、試料表面の金属電極をアース電位に、 裏面の金属電極に ±の種々の値の直流電圧を順次印加した後、裏面電極を開放状態に保ち、それぞれ Au および Pt 側から、実施された。また、9MeVO イオンビームの照射効果を最小限にするため、試料の照射位置を測定毎にシフトさせた。

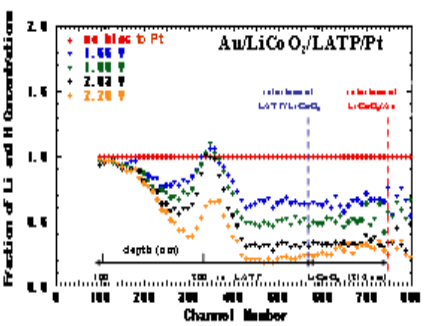
### ３．結果・考察：

電圧印加による試料内の Li 濃度の変化は、種々の値の電圧を印加後に測定された ERD スペクトルの電圧印加前のスペクトルに対する比として求められた。Au 側から測定した結果を図１に、Pt 側から測定した結果を図２に示した。図中の縦軸の 1 は、電圧印加前の $LiCoO_2$ と LATP 内の Li 濃度を表す。また、図には、Au と $LiCoO_2$ の界面および Pt と LATP の界面の位置、およびその界面からの LATP 内への深さが目盛られている。図１(左)は、裏面の Pt に負の電圧が印加された充電の場合に相当し、正極 $LiCoO_2$ の Li 濃度が、印加電圧の増加と共に、減少していることを明確に示している。また、その減少が膜内全体にわたり一様であることも分る。更に、Li の減少が電解質 LATP 内の深さ 200nm にまで及んでいる。他方、図２(中)は、Pt 電極側へ、正極から移動してくる Li の濃度の増加挙動を示している。LATP 内の Li 濃度の増加量は、印加電圧の増加と共に、増加し、正極中の Li の減少量とよく対応している。更に、Li の増加範囲が約 200nm に広がっているのが分る。この電解質 LATP 内の Li 濃度の変化挙動は、電圧印加下の Au/LART/Au キャパシターにおける LATP 内の Li 濃度変化と極めてよく対応している。

図１から求めた $LiCoO_2$ 内の Li 濃度(組成)と印加電圧の関係を表す充電特性を図３に示す。図３から、縦軸の印加電圧が 1.3V を越えると。Li 濃度が減少するのが分かる。この結果は、これまでに得られている電気化学的データとよく一致している。透過型反跳粒子検出法による測定データを含め、その他の詳細は講演して述べる。

**謝辞：**

本研究は科研費・基盤研究(C)(一般)(25420762)および(独法)物質・材料研究機構ナノ材料科学環境拠点(GREEN)の補助により実施された。また、本研究は京都大学大学院工学研究科付属量子エネルギー理工学教育研究センターの共同利用により実施された。また、実験実施における佐々木善孝技官の支援に謝意を表します。



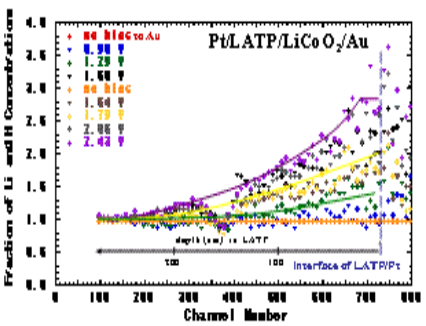




図１(左))、図２(中)　Au および Pt 側から測定した 電圧印加による Li 濃度の変化

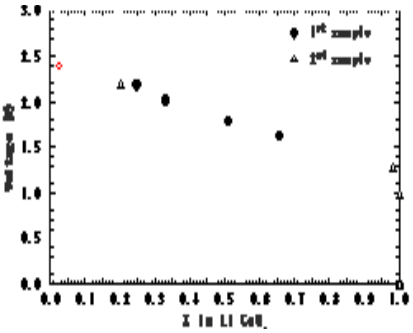


図３(右)　印加電圧と $LiCoO_2$ 内の Li 組成との関係

*Kenji Morita, Bun Tsuchiya[1], Takehisa Kato[2], Yusuke Katayama[2], Yasutoshi Iriyama[2], Hideji Tsuchida[3], Takuya Majima[3]
Nagoya Industrial Science Research Institute, Meijo University[1], Nagoya University[2], Kyoto University[3]

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

# [2M10-16] Radiation imaging

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:40 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

## [2M10] Development of a Three-dimensional Elemental Analysis for the Micro-sample by PIXE-CT

＊Taisuke Hatakeyama[1], Keizo Ishii[1], Shigeo Matsuyama[1], Atsuki Terakawa[1], Daichi Sata[1]
（1.Quantum Science Engineering Major , Graduate School of Engineering , Tohoku University）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2M11] Energy Spectrum from $^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ Reaction for Development of the Gamma-ray Camera

＊Takumi Utsumiya[1], Ryota Sumi[1], Hiroaki Nishimura[1], Akira Taniike[1], Kenta Doi[2], Masaki Nishiura[3], Masashi Kisaki[4] （1.Kobe Univ., 2.Doshisha Univ., 3.Tokyo Univ., 4.National Institute for Fusion Science）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2M12] Feasibility Study on Conventional FPD to MeV Energy Gamma-ray Imaging

＊Hideaki OHGAKI[1], Heishun Zen[1], Shinya Fujimoto[2], Daiki Kanai[2] （1.Institute of Advanced Energy, 2.Pony Industry Co.,Ltd. ）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2M13] A Study on Structural Analysis and Evaluation of Bridge by Mobile High Energy X-ray Source

＊Hiroaki Takeuchi[1], Yano Ryota[1], Mitsuru Uesaka[1], Yoshimitsu Seki[1], Eiko Hashimoto[3], Katsuhiro Dobashi[3], Joichi Kusano[4], Seiji Ohya[2], Masahiro Ishida[5], Yoshinobu Oshima[5]
（1.University of Tokyo, Nuclear Engineering and Management, 2.Hitachi Power Solutions Co.,Ltd., 3.University of Tokyo, Nuclear Engineering, 4.ACCUTHERA INC, 5.Public Works Researchi Institute）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2M14] On-site inspection with 950 keV X-band LINAC based X-ray source at a real bridge

＊Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Eiko Hashimoto[2], Yoshichika Seek[2], Katsuhiro Dobashi[2], Mitsuru Uesaka[2,1], Joichi Kusano[3], Seiji Hoya[4], Masahiro Ishida[5], Yoshinobu Oshima[5] （1.The University of Tokyo, School of Engineering, Department of Nuclear Engineering and Management, 2.The University of Tokyo, School of Engineering, Nuclear Professional School, 3.Accuthera Inc., 4.Hitachi Power Solutions Co., Ltd, 5.Public Works Research Institute）

3:45 PM - 4:00 PM

## [2M15] Visualization of buried interfaces by neutron reflectivity projections

＊Mari Mizusawa[1], Kenji Sakurai[2] （1.CROSS Tokai, 2.NIMS）

4:00 PM - 4:15 PM

## [2M16] Basic research on the boron imaging in steel and plant using the J-PARC pulsed neutron beam

＊Koichi Kino[1], Takuya Yoshioka[2] （1.Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2.School of Engineering, Hokkaido University）

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

©Atomic Energy Society of Japan

# PIXE-CT を用いた微小試料の 3 次元元素分析法の開発

Development of a Three-dimensional Elemental Analysis for the Micro-sample by PIXE-CT

*畠山　泰輔[1]，石井　慶造[1]，松山　成男[1]，寺川　貴樹[1],佐多　大地[1]
佐藤　隆博[2],江夏　昌志[2],山田　尚人[2],神谷　富裕[2]

[1]東北大学大学院量子エネルギー工学専攻，[2]日本原子力研究開発機構高崎量子応用研究所

三次元の元素分布を得るための有効な手段の一つに PIXE-CT がある。東北大学と高崎量子応用研究所で試料断面の元素分布の取得に成功したのでこの結果を報告する。

**キーワード**：PIXE,コンピュータ断層撮影,マイクロビーム

マイクロ PIXE 分析法は加速器からのマイクロビームを試料にスキャンしながら照射し､試料から発生する特性 X 線を測定することでミクロの領域での元素分析を行う手法である。マイクロ PIXE は元素の二次元分布の取得方法として非常に有効な手法であるが、三次元の元素分布を取得することが出来れば、元素の移行の機構の解明等より詳細な分析が可能になると考えられる。そこで我々は、試料を回転させながらマイクロ PIXE 分析を 360° 方向から行い、得られた二次元マップ(投影データ)に対して逆投影する画像再構成を行うことで試料断面の元素分布を得る PIXE-CT システムを開発した。断面の元素分布を取得する方法としては、試料を薄くスライスする手法や、吸収端の差分を用いる手法が有るが、試料情報の欠損や一度の測定で一種類の元素しか測定することが出来ない等問題点も多い。PIXE-CT は、非破壊分析、多元素同時分析、生体試料の分析、数 ppm オーダーでの分析が可能であるため、三次元の元素分布測定には非常に有効な手法であると考えられる。

今回は高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設 TIARA の 3MV シングルエンド加速器を用いて PIXE-CT を行い、ML-EM アルゴリズムを用いた画像再構成を行った。ビームのエネルギーは 3MeV、ビーム径は 1×1 μm、スキャン範囲は 199×200 μm である。試料としては、福島第一原子力発電所の事故による放射性セシウムの吸着を仮定した約 90 μm 径の模擬汚染粘土をアラルダイトでカーボンファイバーに固定したものを作成した。粘土粒子に吸着しているセシウムの元素分布が確認できれば減容化の技術の向上が期待できる。この試料を 5 分毎に 9° ずつ回転させながら撮影を行った。得られた結果を分析すると、セシウムの元素分布は、粘土粒子の表面から約 15~20 μm の深さで吸着していることが分かった。この結果は以前､東北大学で行った PIXE による準単色 X 線を線源として利用するミクロン CT による吸収端の差分法で得られた、100 μm 径の粘土粒子に対してセシウムが深さ約 10 μm で吸着するという結果と同様でありシステムの有用性が確認できた。これにより東北大学のミクロン CT システムと組み合わせることで、試料の形状と元素分布を同時に把握できる CT システムが開発され、さらに詳細な分析が期待できる。

*Taisuke Hatakeyama[1], Keizo Ishii[1] ,Shigeo Matsuyama[1],Atsuki Terakawa[1],Daichi Sata[1],
Takahiro Satoh[2],Masashi Koka[2],Naoto Yamada[2],Tomihiro Kamiya[2]
[1]Department of Quantum Science and Energy Engineering,Tohoku University　Takasaki Advanced Radiation Research Institute [2].

# ガンマ線カメラ開発のための $^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応のエネルギースペクトル

Energy Spectrum from $^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ Reaction for Development of the Gamma-ray Camera

*宇都宮 匠[1]，角 椋太[1]，西村 洋亮[1]，谷池 晃[1]，土居 謙太[2]，西浦 正樹[3]，木崎 雅志[4]

[1]神戸大学，[2]同志社大学，[3]東京大学，[4]核融合科学研究所

DT 核融合プラズマから損失するアルファ粒子を計測する手法として，炉壁物質との反応によって発生するガンマ線を利用することが提案されている．本学タンデム加速器で $^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応を模擬し，得られた 4.44MeV ガンマ線のエネルギースペクトルと損失粒子の炉壁への入射角度の関係を調査した．

**キーワード**：損失アルファ粒子，ガンマ線，ドップラー効果，タンデム静電加速器

## 1. 緒言

次世代のエネルギー源として核融合発電の研究が進められている．核融合プラズマ維持に関する問題の１つに，閉じ込めアルファ粒子の損失が挙げられる．我々は，この損失アルファ粒子の情報を得るためのガンマ線カメラ開発を行っている．その原理は，アルファ粒子と第一壁内ベリリウムとの核反応によって発生する 4.44MeV ガンマ線を利用するものである[1]．

$^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応で発生するガンマ線は励起状態の原子核が停止する前に放出されるためドップラー効果を受ける[2]．得られるガンマ線エネルギースペクトルに対するドップラー効果の影響は損失アルファ粒子の入射粒子数，エネルギーおよび第一壁への入射角度に対応すると考えられる．そこで，ドップラー効果を受けたガンマ線のエネルギースペクトルについて調べた[3]．そして，$^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応のシミュレーションを行い，実験データと比較検討した．

## 2. 実験

本学 1.7MV タンデム加速器を用いて 1.9 ~ 4.1 MeV のヘリウムイオンビームを生成した．ビームに対して垂直に設置したベリリウムターゲットにヘリウムイオンを注入した．$^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応で生成したガンマ線は高純度ゲルマニウム半導体検出器（ORTEC 社製 GMX25P4-70）を用いて測定した．Fig. 1 に示すように様々な検出角度でガンマ線を観測できるように検出器を配置した．観測した 4.44MeV 全吸収ピークエネルギースペクトルから，ドップラーシフト，ドップラー拡がりを測定した．また，反応における阻止能や反応断面積を考慮してシミュレーションを行い，スペクトルを再現した．

## 3. 結果・考察

実験結果の一例として，Fig. 2 のようなガンマ線エネルギースペクトルが得られた．検出角度$\theta = 0°$におけるスペクトルでは，35 keV 程度のドップラーシフトが観測できた．$\theta = 90°$におけるスペクトルはドップラーシフトの影響を受けないため，幅は中性子放出による拡がりが支配的であることが考えられる．半値全幅はそれぞれ 78 keV（$\theta = 0°$），93 keV（$\theta = 90°$）である．

シミュレーションはそれぞれの検出角度でのスペクトルについて簡単なドップラーシフトの角度依存性を再現することができた．これより，$^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応の 4.44MeV ガンマ線全吸収ピークエネルギースペクトルのドップラーシフトから損失アルファ粒子の炉壁への入射角度を特定できることが示唆された．エネルギースペクトルのシミュレーションとの比較について，詳しくは講演にて発表する．

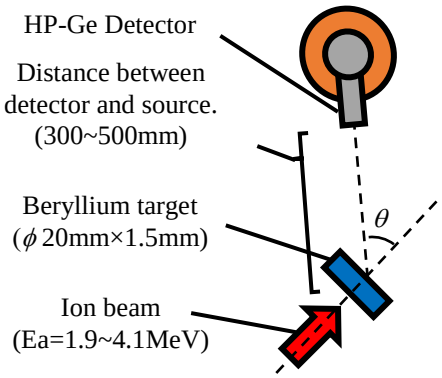



Fig. 1. Experimental Set up.

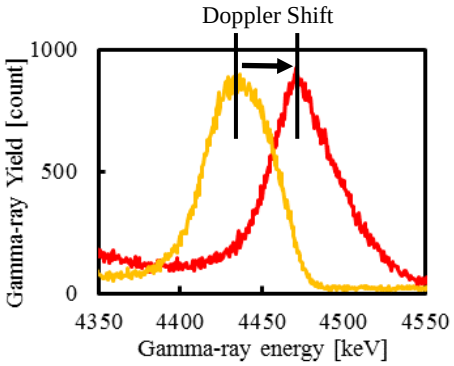



Fig. 2. Photopeak Spectra on $^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ Reaction. ($\theta = 0°$ , $90°$ )

**参考文献**

[1] M. Nishiura et al.: Rev. Sci. Instrum. 85 (11), 11E804 (2014)
[2] V.G. Kiptily et al.: Nuclear Fusion 50, 084001 (2010)
[3] T. Matsuki et al.: 日本原子力学会 秋の年会 M11 (2014)

*Takumi Utsumiya[1], Ryota Sumi[1], Hiroaki Nishimura[1], Akira Taniike[1], Kenta Doi[2], Masaki Nishiura[3], Masashi Kisaki[4].

[1]Kobe Univ., [2]Doshisha Univ., [3]The univ. of Tokyo, [4]National Institute for Fusion Science.

# FPD の MeV エネルギーγ線イメージングへの応用に関する研究

Feasibility Study on Conventional FPD to MeV Energy Gamma-ray Imaging

*大垣 英明[1]、全 炳俊[1]、藤本 慎也[2]、金井 大樹[2]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所、[2]ポニー工業株式会社

抄録：ELI-NP のような大強度単色 MeV エネルギーγ線が利用可能になりつつある。このようなγ線を用いたラジオグラフィ等の応用が計画されているが、この目的に使用可能な高分解能の 2 次元検出器が求められている。そこで、X 線用（20-160kV）の CdTe 型 FPD の、MeV エネルギーγ線への応用の可能性について研究を行った。

**キーワード：フラットパネル検出器、MeV エネルギーγ線、イメージング**

## 1. 緒言

加速器から得られる MeV 領域のガンマ線を用いた、非破壊検査のためのラジオグラフィや CT 画像取得に関しては、高い空間分解能と高検出効率を持つ 2 次元のイメージング検出器が求められている。現在建設中の ELI-NP（ルーマニア）のレーザーコンプトン散乱ガンマ線施設においても、ガンマ線ビームの産業利用のために、ラジオグラフィや CT 用ビームラインの建設が計画されている。ここでの空間分解能は 100μm 以下のものが産業界からは要求されている。

## 2. X 線用 FPD による MeV ガンマ線のイメージング

数 MeV のガンマ線に対して、高空間分解能の画像を得る方法として、検出における多重散乱が大きな要因と考え、検出器を可能な限り薄くするか、低密度にしてガンマ線との反応を抑える方針を立てた。一方でガンマ線からの信号が微弱になり、SN 等の問題で空間分解能が劣化する事が考えられる。ELI-NP では 1 ショット当たりのガンマ線量がこれまでの 2-3 桁多いので、検出器の検出効率を大幅に下げても、十分な信号を得ることが可能と考えられる。一方で、強力なガンマ線の入射によって、FPD 自体が損傷を受ける恐れもある。そこで、まずリニアックからの制動放射ガンマ線を照射して、X 線用 FPD へのダメージについて実験を行った。

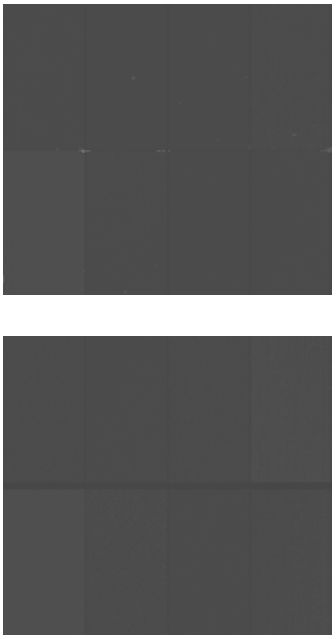


図 1　照射実験開始直後（上）と現在の FPD 画像（下）

## 3. 照射結果

CdTe 素子（1mm 厚、100μm x 100μm）から構成される 51.5mm x 46.5mm の FPD に対し、京大エネ研の FEL 用リニアックの低エネルギー部（電子ビームエネルギー8MeV）にあるエネルギースリットからの制動放射ガンマ線を照射した。照射線量はポケット線量計を FPD の近傍において測定した。積算線量が 10mSv に達した頃に、FPD の通信機能の一部が損傷を受け、RS-232C によるフレームレート変更が不可能となった。画像取り込みは問題なく行われたものの、CdTe 素子パネル間（便宜的に上下と表現する）に、黒い線が入るようになった。その後も照射を続け 30mSv（2016 年 2 月 3 日）に達しているが、その後、FPD のダメージは殆ど観測されていない。図 1 に照射実験直後（2015 年 11 月 10 日）と現在（2016 年 2 月 3 日）の FPD 画像を示す。本会においては、空間分解能に関するシミュレーション等の結果も含めて報告を行う予定である。

*Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Shinya Fujimoto[2] and Daiki Kanai[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Pony Industry Co., Ltd.

# 950keV 可搬型高エネルギーX 線源による橋梁健全性評価の研究

A Study on Structural Analysis and Evaluation of Bridge by Mobile High Energy X-ray Source

*竹内 大智[1]，矢野 亮太[1]， 橋本 英子[1]， 關 義親[1]， 土橋 克広[1]， 上坂 充[1]， 草野 譲一[2]，
大矢 清司[3]， 石田 雅博[4]， 大島 義信[4]
[1]東京大学，[2](株)アキュセラ， [3](株)日立パワーソリューションズ， [4]土木研究所

**抄録** 可搬型 950 keV Linac を用いて、実橋梁における透過 X 線非破壊検査、及び全体に対する構造計算を行った。その結果を用いて有限要素法による X 線検査区間の構造物の応力分布の再現及び健全性評価を行った。
**キーワード**：加速器応用，非破壊検査，社会インフラ， 構造解析， 橋梁検査

## 1. 緒言

これまでコンクリート内部の鉄筋の状態は、コンクリート部分を破壊することでしか確認できなかったが、X 線による非破壊検査では、コンクリートを破壊することなく内部状況の視覚的評価が可能である。そこで、実橋梁において X 線による非破壊検査を行い、その結果を用いた 3 次元有限要素法による構造解析を行うことで橋梁の構造健全性評価を行った。

## 2. X 線非破壊検査の結果を用いた 3 次元有限要素法解析

### 2-1. 非破壊検査の結果

橋梁検査にて一部の PC 鋼材には劣化による破断、断面積の減少が確認できた。また当研究室矢野の計算により、橋梁健全性評価のための標準荷重を印加した際に発生するモーメントを評価することに成功した。

### 2-2. 3 次元有限要素方解析

妙高大橋第８ブロックの状態をより精密に評価するため、Fig. 1 のような体系を用いた３次元有限要素解析による詳細解析を行った。解析メッシュは X 線による検査対象部分のみをモデル化した。

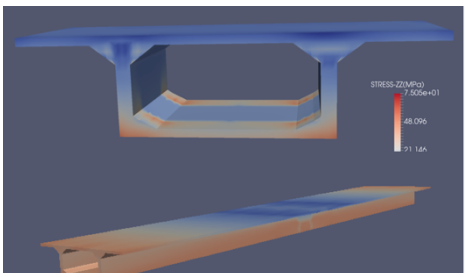


Fig. 1 解析メッシュモデルの体系

### 2-3. 解析結果

コンクリート構造体内部の応力分布状態は、PC 鋼材に劣化のある場合でも最大応力度は 0.22 MPa、最小応力度は -13.6 MPa であった。また健全時と劣化を含む場合における、コンクリート橋下縁部へのひび割れ発生時（Fig. 2）までの耐力の比較を行い 5%ほどの耐力減少を確認できた。これらの結果から PC 鋼材の劣化の影響を観察できた。

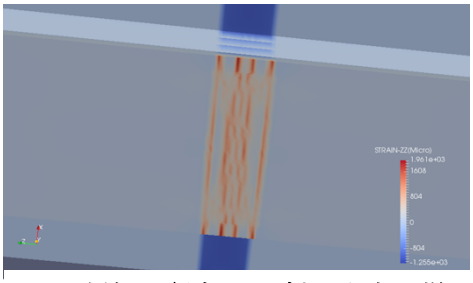


Fig. 2 橋梁下縁部ひび割れ発生の様子

## 3. 結論

PC 鋼材の劣化によりプレストレス力の減少は確認されたが、コンクリートにかかる応力度は許容応力度( -14 MPa 以上、1.5 MPa 以下)の範囲内であり、現状において健全性に問題はないと判定できた。

## 参考文献

[1] 大矢清司他(2015),「可搬型 950keV 高ネルギーX バンドライナック X 線源の開発と産業プラント設備への適用」、『非破壊検査』,64(5)mpp,192-197

*Taro Genshiryoku[1], Susumu Saishori[2] and*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[1], Eiko Hashimoto[1], Yoshichika Seki[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Seiji Ooya[3], Masahiro Ishida[4], Yoshinobu Ooshima[4]
[1]TheUniversity of Tokyo., [2]Accuthela Inc., [3]Hitachi Power Solutions Co., Ltd., [4]Public Works Research Institute

# 950keV 可搬型 X バンド LINAC X 線源を用いた実橋梁におけるその場非破壊検査

On-site non-destructive inspection with 950 keV portable X-band LINAC X-ray source

*矢野 亮太[1], 竹内 大智[1], 橋本 英子[1], 關 義親[1], 土橋 克広[1], 上坂 充[1], 草野 譲一[2],
大矢 清司[3], 石田 雅博[4], 大島 義信[4]
[1]東京大学, [2](株)アキュセラ, [3](株)日立パワーソリューションズ, [4]土木研究所

**抄録** 可搬型 950 keV Linac を用いて、実橋梁における透過 X 線非破壊検査を行った。その結果を基に、橋梁が耐えることのできる荷重を計算し、検査によって判明した欠損が耐力を低下させていることを確認した。また、より精緻な分析を行うために、部分角度 CT の適用可能性を検討した。

**キーワード**：加速器応用，非破壊検査，X 線，線形加速器

## 1. 緒言

現在、日本の産業・社会インフラの老朽化が進行しており、効率的なメンテナンスへの需要が高まっている。そこで、我々は Linac を用いた高エネルギーX 線源を用いて、従来は検査できなかった厚肉コンクリートの内部を可視化する非破壊検査システムを開発している。

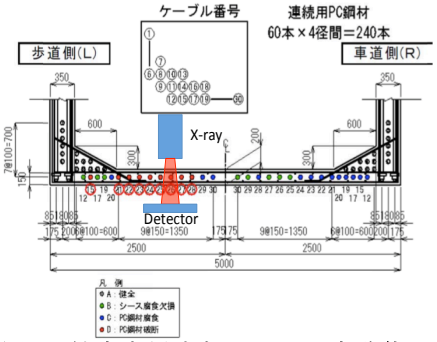



**図 1 妙高大橋底部における実験体系**

## 2. 妙高大橋におけるその場非破壊検査

2015 年 11 月に新潟県妙高市にある、妙高大橋において、950keV Linac/300kV X 線管を用いた X 線非破壊検査を行った。妙高大橋は 4 径間、99 ブロックに分かれており、今回は新潟県側の第 1 径間のほぼ中央にあたる第 7 ブロック底部床版の証査を行った。

図 1 は検査の体系で、箱型橋下部の PC ワイヤを橋梁内部から X 線照射し、橋梁外の底部に検出器を設置した。この結果を図 2 に示す。これは図 1 にて指定されている 21 番ワイヤ部の透過画像である。PC ワイヤを包むシースの像や、ワイヤのほつれた様子がわかる。22 番ワイヤの他にも、損傷しているワイヤの存在を確かめることに成功した。

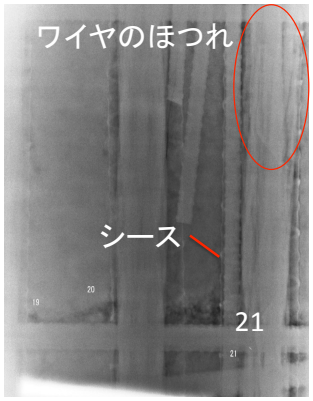



**図 2 21 番ワイヤの透過図**

これらの結果から、目視で各ワイヤの有効断面積を推定した。それを基に、検査によって判明した損傷が、橋梁が耐えることのできる荷重にどの程度影響を与えるのか、構造力学的方法を用いて計算した。結果として、設計図を基に計算したものと比較して、損傷によって耐荷重が 5%減少することが確かめられた。

## 3. CT 検査技術の適用可能性について

2-3 で計算を行う際、図 2 の投影図から目視で推定した値を用いたが、投影することによって、一部のワイヤが重なり合って見えてしまい、損傷量の定量的評価が困難という課題を抱えている。そのため、断面的な結果を得ることのできる CT 検査が、検査角度の制限される現場において適用可能かどう数値計算的手法によって検討した。

---

*Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1] , Eiko Hashimoto[1], Yoshichika Seki[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Seiji Ooya[3], Masahiro Ishida[4], Yoshinobu Ooshima[4]
[1]The University of Tokyo, [2]Accuthela Inc., [3]Hitachi Power Solutions Co., Ltd., [4]Public Works Research Institute

# 中性子反射投影による埋もれた界面の可視化

Visualization of Buried Interfaces by Neutron Reflection Projections

*水沢まり[1]，桜井健次[2]

[1]CROSS 東海，[2]物質・材料研究機構

抄録　深く埋もれた界面構造の可視化には放射光マイクロビームによる研究[1]も有力であるが、中性子の特色を生かした解析では、微小ビームを形成してＸＹ走査する以外の技術開発[2]、例えば、矩形状の反射中性子の1次元投影プロファイルを収集し、数学的演算により試料内の反射強度分布を画像化する中性子反射率投影法が有望である[3]。

**キーワード：**埋もれた界面，中性子反射率，可視化

## 1. 緒言

薄膜・多層膜の機能は、基本的な膜構造が同じであっても各層・各界面の不均一さにより左右される場合が少なくない。このため、埋もれた層・界面を可視化する技術、特に非破壊的な測定技術の登場は長く待ち望まれていた。中性子は透過能が高いため深く埋もれた界面の構造を容易に探ることができ、また水素の分布や磁気構造に感受性があるなどの利点がある。特に白色パルス中性子を用いる場合は、一度に全$q_z$領域のデータが得られ、異なるコントラストの画像を同時に取得できる。

## 2. 実験方法

実験は J-PARC/MLF　BL17 で行った。通常の中性子反射率測定装置に試料面内回転軸を追加した。中性子の波長は 0.22~0.88nm を使用した。視斜角は 0.2°～0.3°に固定し、面内回転角を変化させて、反射投影プロファイルを取得した。He3　0 次元検出器と coded mask を併用する方法、または 2 次元検出器（MWPC）を使用する方法の 2 方法で実施した。試料はシリコン基板に金薄膜のパターンをつけたものをモデル試料として用いた。

## 3. 実験結果

面内回転角を0度および90度としたときの反射投影像は、シミュレーションのプロファイルの特徴と一致し、投影データから薄膜の分布を得ることが可能であることが示された。解像度は位置敏感型検出器の空間分解能で決まり、1㎜程度である。coded maskを使用する場合はマスクの開口部の大きさで決まり、今回は2mm程度である。

## 4. 結論

中性子反射投影による埋もれた界面の可視化には、２次元検出器によるトモグラフィ法および coded mask を用いた方法のいずれも有効である。空間分解能の高い検出器あるいは coded mask を用いることによってより鮮明に界面を可視化できる。また、J-PARC が 1 MW になれば、大強度のビームを利用できるので運転測定時間を短縮することが可能である。

本研究の遂行に当たり、武田全康博士、山崎大博士ら、原子力機構、CROSS 東海の皆様のご協力に感謝いたします。

### 参考文献

[1] K. Sakurai, M. Mizusawa and Y. Imai, KEK Proceedings 2006-3, p.29-32 (2006).

[2] Vallerie Ann Innis-Samson, Mari Mizusawa, and Kenji Sakurai, *Anal. Chem.,* **83,** 7600-7602 (2011).

[3] 桜井健次、特許第 5825602 号

*Mari Mizusawa[1], Kenji Sakurai[2]

[1]CROSS Tokai., [2]NIMS.

# J-PARC パルス中性子ビームを利用した鉄鋼材料や植物中のホウ素イメージングの基礎研究

Basic research on the boron imaging in steel and plant using the J-PARC pulsed neutron beam

*木野 幸一[1], 吉岡 拓矢[1]

[1] 北海道大学

J-PARC/MLF/BL04 において、5～500ppm の微量ホウ素を含んだ鉄鋼材料や植物の模擬試料にパルス中性子ビームを照射し、$^{10}$B (n, α)$^{7}$Li*反応からの 478keV ガンマ線を Ge スペクトロメータにて検出した。模擬試料にてホウ素を捉えることに成功し、定量的な微量ホウ素イメージングのための基礎データを得た。

**キーワード：パルス中性子ビーム、ホウ素、イメージング、鉄鋼、植物、J-PARC、ANNRI**

## 1. 緒言

微量ホウ素を非破壊で定量的にイメージングする事は、鉄鋼業や農業に有益である。例えば、鉄鋼材料の焼き入れの際に微量ホウ素を添加すると焼き入れ性能の向上が得られる[1]。また、ホウ素を排出するタンパク質によって高濃度ホウ素土壌においても生育する遺伝子組み換え作物が研究されている [2]。我々は、鉄鋼材料の焼き入れ性能とホウ素分布の関係や、植物中のホウ素分布の時間変化を、非破壊で定量的に得られれば、これらの研究に貢献できると考える。そこで、細く絞ったパルス中性子ビームをホウ素含有試料に照射して 478keV ガンマ線を Ge 検出器にて検出する方法を考案し、その基礎実験を行った。

## 2. 実験

J-PARC/MLF/ANNRI において、中性子源から 21.5m の位置にセットした、5～500ppm の濃度でホウ素を含む鉄と水の模擬試料に、直径約 7mm のパルス中性子ビームを照射した。鉄試料は 20×20mm$^2$, 厚さ 5mm、水試料は 15×15mm$^2$, 厚さ 1mm の水をアルミ容器に入れたものであり、後者は植物を模擬している。$^{10}$B (n, α)$^{7}$Li*反応からの 478keV ガンマ線を Ge スペクトロメータにて検出した。

## 3. 解析と結果

図 1 に、鉄試料において得られたガンマ線スペクトルを示す。478keV ガンマ線が光電ピークとして観測され、その強度はホウ素濃度におよそ比例している事が見て取れる。また、水試料においても同様に比例関係にある 478keV ガンマ線を検出する事ができた。この事から、ppm オーダーの微量ホウ素であっても、J-PARC/MLF/ANNRI を用いれば定量分析できることが分かった。

本発表では、実験の詳細を説明するとともに、実験データの定量評価、今後試料に対して中性子ビームをスキャンすることでホウ素イメージングを行う計画について紹介する。

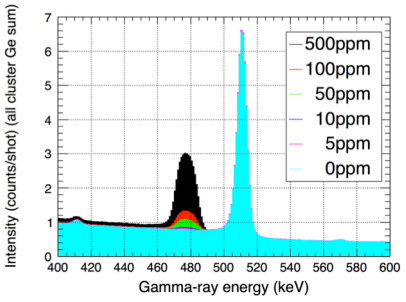



図 1 鉄模擬試料で得られたガンマ線スペクトル。微量ホウ素に起因する 478keV ガンマ線の光電ピークが得られている。

## 参考文献

[1] 溶接学会論文集　第 20 巻 第 2 号 (2002) 276-282.

[2] K.Miwa et al., SCIENCE 318 (2007) 1417.

*Koichi Kino[1], Takuya Yoshioka[1]

[1]Hokkaido Univ.

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

# [2M17-23] Beam application

Chair: Hideaki Ohgaki (Kyoto Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 4:40 PM - 6:30 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

## [2M17] Introduction of New Techniques on fs Pulse Radiolysis Technique

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

4:40 PM - 4:55 PM

## [2M18] Detection test of rare particles by the 6 MV tandem accelerator mass spectrometry system

＊Kimikazu Sasa[1], Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Masumi Matsumura[1], Aya Sakaguchi[1], Yukihiko Satou[1], Maki Honda[1], Ryouhei Tomita[1], Seiji Hosoya[1], Keisuke Sueki[1] （1.Univ. of Tsukuba）

4:55 PM - 5:10 PM

## [2M19] Development of charge stripper using liquid metal lithium guided magnetically

＊Takafumi Okita[1], Junya Morioka[1], Eiji Hoashi[1], Hiroki Okuno[2], Takuji Kanemura[3], Hiroo Kondo[3], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[4] （1.Division of Sustainable Energy and Environmental Engineering, Graduate School of Engineering Osaka University, 2.RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science, 3.JAEA, 4.Department of Applied Nuclear Technology, Fukui University of Technology）

5:10 PM - 5:25 PM

## [2M20] Radiation induced initial reactions and decomposition in n-dodecane

＊Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Satoshi Nishii[1], Tomohiro Toigawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] （1.ISIR, Osaka University）

5:25 PM - 5:40 PM

## [2M21] Relationship between the degree of grafting and the polymerization time for in-situ ion beam graft polymerization method.

＊Akira Taniike[1], Shugo Kusaka[1], Kyohei Iwaoka[1], Yuichi Furuyama[1] （1.Maritime sciences, Kobe University）

5:40 PM - 5:55 PM

## [2M22] Dependence of the conductivity on the fluence for the polycarbonate samples irradiated with copper ions .

＊Kyohei Iwaoka[1], Shugo Kusaka[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] （1.Kobe University Graduate School of Maritime Sciences）

5:55 PM - 6:10 PM

## [2M23] Quantitative evaluation of the intensity of a syringe-needle type proton-induced X-ray source by emittance measurement of the primary proton beam and Geant4 simulation

＊Yuchao Hu[1], Kotaro Kondo[1], Hitoshi Fukuda[2], Yoshiyuki Oguri[1] （1.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology, 2.Technical Department, Tokyo Institute of Technology）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# フェムト秒パルスラジオリシス測定における新技術の開発

Introduction of New Techniques on fs Pulse Radiolysis Technique

*神戸 正雄[1]，近藤 孝文[1]，菅 晃一[1]，楊 金峰[1]，吉田 陽一[1]
[1]大阪大学 産業科学研究所

フェムト秒パルスラジオリシス測定法の新技術開発について報告する。時間空間分解シングルショットパルスラジオリシス測定法の開発状況と、より高精度、高 S/N な測定を実現する測定技術の開発について主に報告する。また、阪大産研の S バンドライナック移設後のフェムト秒パルスラジオリシスの時間分解能の現状について、移設前と比較して、極簡単に報告する。

**キーワード：**パルスラジオリシス、時間分解分光、測定技術

## 1. 緒言

高時間分解パルスラジオリシス法の開発は放射線化学反応初期過程の解明に必要不可欠であり、イオン化直後からの反応ダイナミクスの理解が望まれている。阪大産研ではアト秒パルスラジオリシスの実現に向け、超高時間分解能パルスラジオリシスの基礎技術の開発を行っている。電子線加速器の移設後のフェムト秒パルスラジオリシス法による過渡吸収測定結果は移設前に比べて同等以上となりつつある。また、短い測定時間で 60 ps 程度の時間窓を高時間分解測定を実現するシングルショットパルスラジオリシスを新規に開発中である。これまでの測定法の成熟状況と新技術の能力を紹介し、アト秒パルスラジオリシスの実現可能性についても議論する。

## 2. 実験

フェムト秒パルスラジオリシス測定は、電子線は S-バンドフォトカソード RF 電子銃ライナックを用い、35 MeV、0.63 nC/pulse を用い、検出光はフェムト秒レーザー光を OPA により波長変換して用いた。フェムト秒パルスラジオリシス測定はストロボスコピック法と、時間空間分解シングルショットパルスラジオリシス法を用いた。図 1 に移設後のストロボスコピック法のよる過渡吸収の測定結果の一例を示す。サンプルはテトラヒドロフラン(THF)、測定波長は 1400 nm である。観測されている過渡吸収は THF 中の溶媒和電子である。光路長 10、5、2 mm のセルを用いた場合、いづれの場合も各測定点あたり 40 回の積算により、吸光度で±0.002 程度の S/N が実現できた。100 回の積算では概ね吸光度で±0.001 程度の S/N となる。

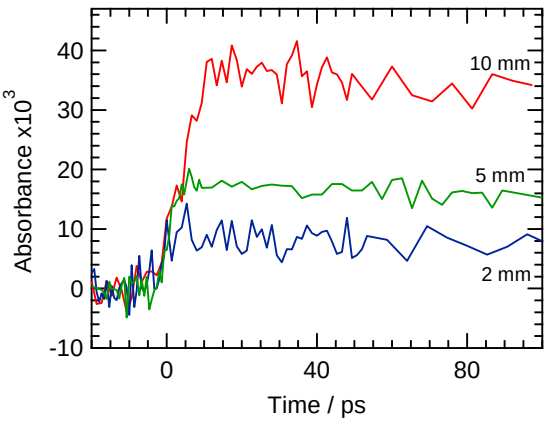



図 1 ストロボスコピック法によるフェムト秒パルスラジオリシス測定結果

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

# 6 MV タンデム加速器質量分析システムにおける極微量核種の検出試験

Detection test of rare particles by the 6 MV tandem accelerator mass spectrometry system

*笹 公和[1]，高橋 努[1]，松中 哲也[1]，松村 万寿美[1]，坂口 綾[1]，
佐藤 志彦[1]，本多 真紀[1]，富田 涼平[1]，細谷 青児[1]，末木 啓介[1]
[1]筑波大学

筑波大学 6MV タンデム加速器質量分析システムを用いた極微量核種の検出試験の結果について報告する。初期測定の試験結果として、加速電圧 4.5 MV での炭素 14 の加速器質量分析では、マシンバックグラウンドとして $^{14}C/^{12}C$ 比で $2.4\times10^{-16}$ を達成した。また、これまでにヨウ素 129 の検出試験に成功している。

**キーワード**：加速器質量分析法，タンデム型静電加速器，極微量核種検出，炭素 14，ヨウ素 129

## 1. 緒言

筑波大学研究基盤総合センター応用加速器部門において震災復興計画により開発を行った 6 MVタンデム加速器システムが、2015 年度に完成した。本加速器システムは、ペレトロン型タンデム(National Electrostatics Corp., USA 製, 18SDH-2)と 4 台の負イオン源及び 5 本のビームラインから構成されている。国内最大規模となる加速器質量分析(Accelerator Mass Spectrometry: AMS)専用ビームラインは、$^{10}Be$, $^{14}C$, $^{26}Al$, $^{36}Cl$, $^{41}Ca$, $^{129}I$ 等の多核種の高感度 AMS 測定が可能な設計となっている[1]。

## 2. 6 MV タンデム加速器質量分析システムの概要

6 MV タンデム加速器質量分析システムには、40 試料を装填できる Cs スパッタ型負イオン源(MC-SNICS)が 2 台備わっている。1 台は、$^{14}C$-AMS 測定のために $CO_2$ ガスから直接 $C^-$ イオンを引き出すことが可能なイオン源である。極微量核種検出ラインは、22.5° 静電分析器と 5 電極型のガス ΔE-E 検出器からなっている。図 1 にシステム概略図を示す。

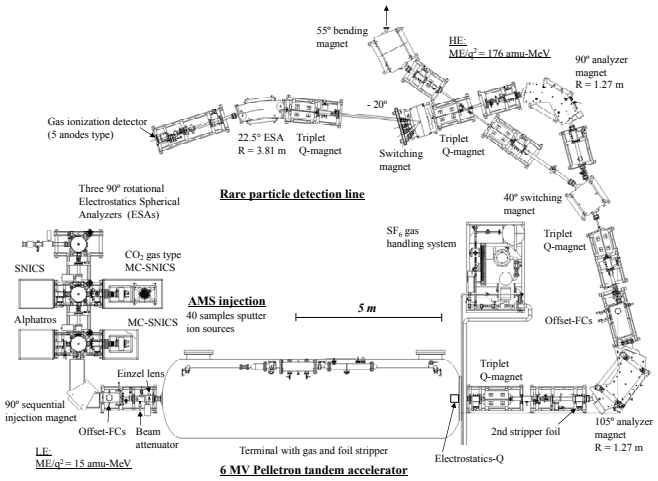



図 1　6 MV タンデム加速器質量分析システム

## 3. AMS 測定試験結果

$^{14}C$-AMS では、加速電圧 4.5 MV により、荷電数 q = 4 を用いて 22.5 MeV での AMS 試験測定を行った。検出器設定条件については、PHITS コード[2]を用いて事前にシミュレーションを行った。AMS 測定の試験結果として、$^{14}C$-AMS ではマシンバックグラウンドが $^{14}C/^{12}C$ 比で $2.4\times10^{-16}$ となり、測定精度は 0.4%であった。また $^{129}I$-AMS では、$^{129}I/^{127}I$ 比で $10^{-13}$ 台の測定が可能であり、測定精度として 1.1%の評価となった。

## 4. 結論

6 MV タンデム加速器質量分析システムの初期試験として、$^{14}C$ と $^{129}I$ の高感度測定に成功した。今後、他の核種の高感度 AMS 試験測定を実施して、極微量核種検出のシステム性能評価を実施する予定である。

## 参考文献

[1] K. Sasa et al., *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research* B **361** (2015) 124-128.

[2] K. Sato et al., *Nucl. Sci. Technol.* **50:9** (2013) 913-923.

---

*Kimikazu Sasa[1], Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Masumi Matsumura[1], Aya Sakaguchi[1], Yukihiko Satou[1], Maki Honda[1], Ryouhei Tomita[1], Seiji Hosoya[1] and Keisuke Sueki[1]

[1] Univ. of Tsukuba

# 磁場により流れが制御された液体金属 Li 荷電変換ストリッパーの開発

Development of charge stripper using liquid metal lithium guided magnetically

＊ 沖田 隆文[1]，森岡 潤也[1]，帆足 英二[1]，奥野 広樹[2]，
金村 卓治[3]，近藤 浩夫[3]，山岡 信夫[1]，堀池 寛[4]
[1]大阪大学，[2]理化学研究所，[3]日本原子力研究開発機構，[3]福井工業大学

理化学研究所が保有する RIFB では、超重イオンであるウランイオンの多価化を目指し、多段ストリッパーを採用、そのうち第 2 ストリッパーとして液体金属 Li の利用が検討されている。本発表では、大阪大学の液体金属 Li 循環装置への磁場発生装置の導入による、Li 噴流の安定化の検証実験の成果を報告する。

**キーワード**：RIBF、荷電変換ストリッパー、液体金属 Li、磁場制御

## 1. 諸言

理化学研究所が保有するイオンビーム施設 RIBF[1]は、核図表の拡大を目的とした大強度のイオンビーム施設である。ウランのような超重イオンを多価化するためには、ビームエネルギーを上げる必要があり、それに伴い、ストリッパーの膜厚の増加によるビーム品質の低下とダメージの増加が懸念される。ウランイオンの多価化に向けて、高電荷化が見込まれ且つ安定性と耐久性をもつストリッパーの候補として、液体 Li の薄膜噴流（厚さ数百$\mu$m）が挙げられる。そこで本研究では、液体 Li 噴流の荷電ストリッパーへの応用を目指し、大阪大学の液体 LI 循環装置において磁場と Li 噴流の相互作用を実験的に確認する。

## 2. 表面変動の抑制方法

液体金属ナトリウムカリウム合金の環状噴流が磁場によって広がることを宮崎ら[2]が確認している。それらの知見に基づき、幅方向に磁場を導入することで誘導電流によって流れ方向とは逆方向に生じるローレンツ力によって、表面変動が抑制できる可能性が高い。ここではそれを実験的に検証するため、専用に磁場発生部を設計・製作した。

## 3. 実験体系及び実験結果

図.1 に大阪大学の液体金属循環装置における、永久磁石による磁場の導入実験の実験体系を示す。試験部の第 1 ポートに設置したフランジに稼働機構を設けた駆動部を設置、その先端に永久磁石を設置した。磁石はモーターにより最大で 50mm の上下動が可能であり、磁場の有り無しで磁石の位置を調整できるようにしている。磁石は鉄心により固定されており、リターンパスを設けることで磁束強度を向上させている。磁場を導入した流況画像を図.2 に示す。磁場の挿入により表面性状が変化することを確認した。発表にてその詳細を報告する。

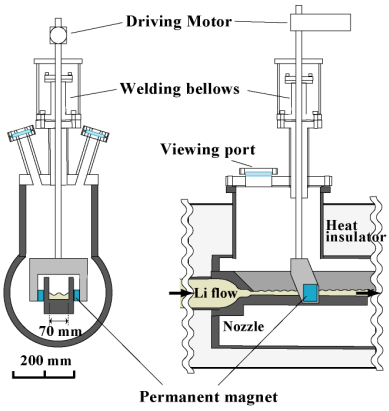



図.1　実験体系

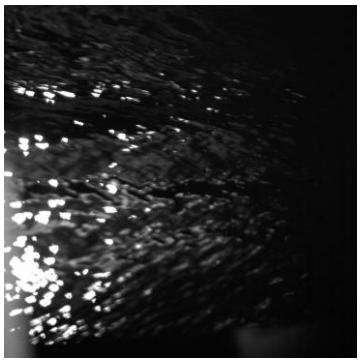


図.2　流況（磁場有り）

**参考文献**

[1] Y. Yano, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B, Vol.261, Issues1-2, p.1009-1013, Aug. 2007

[2] K. Miyazaki et al., J. Nucl. Sci. Tech., Vol.40, No.2, p. 84-92, Feb. 2003

---

*Takafumi Okita[1], Junya Morioka[1], Eiji Hoashi[1], Hiroki Okuno[2], Takuji Kanemura[3], Hiroo Kondo[3], Nobuo Yamaoka[1] and Hiroshi Horiike[4]

[1]Osaka Univ., [2]RIKEN, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]Fukui Univ. of technology

# ドデカンの放射線化学初期過程と分解過程

Radiation Induced Initial Process and Decomposition Process of *n*-Dodecane

*近藤 孝文[1]、神戸 正雄[1]、西井 聡志[1]、樋川 智洋[1]、菅 晃一[1]、楊 金峰[1]、吉田 陽一[1]

[1]大阪大学産業科学研究所

核燃料再処理で用いられるドデカンの放射線化学初期過程と、分解過程の関係を理解するために、フェムト秒パルスラジオリシス研究を行った。電子線照射により生成した電子は、溶質としてビフェニルがある場合、非常に高速に移動しビフェニルラジカルアニオンを生成することが分かった。一方、ラジカルカチオンも、アルキルラジカルもほぼ同じ生成挙動を示し同じ励起ラジカルカチオンからの生成を示唆した。

**キーワード：**パルスラジオリシス，アルカン，フォトカソード高周波電子銃加速器

## 1. 緒言

ドデカンは、核燃料再処理における抽出剤溶媒に用いられているので、放射線分解を理解する必要がある。しかし放射線分解初期過程はいまだ明らかにされていない。パルスラジオリシスは、パルス放射線を照射し、過渡吸収により活性種を観測する手法である。田川らは、シクロヘキサン中でアルキルラジカルの過渡吸収を報告した。時間分解能以内に生成し、その後生成は見られなかった[1]。本研究の目的は、ドデカン中でイオン化によって生成した電子およびラジカルカチオンの反応とそれに引き続く、溶質がある場合の電荷移動反応や、分解して生成物に至るアルキルラジカルの生成過程を解明することである。

## 2. 実験手法

パルスラジオリシス実験は、フォトカソード高周波電子銃加速器により 1 nC, 500 fs, 35 MeV のパルス電子線を試料に照射し、フェムト秒レーザー光を分析光に用いた。バンドパルフィルタにより分光してフォトダイオードにより検出した。試料はドデカンを石英セルに計量し、Ar により脱酸素した。

## 3. 結果と考察

ドデカン中の電子の性質を解明するために、ビフェニルドデカン溶液の 415 nm 近傍の過渡吸収時間挙動を測定し、ピコ秒時間分解スペクトルを求めた結果を図 1 に示す。10 ps の秒時間分解スペクトルはビフェニルラジカルアニオンを示している。ドデカン中の過剰電子は $2\times10^{12}M^{-1}S^{-1}$ の速度でビフェニルに付着しビフェニルラジカルアニオンを生成することがわかった。この事は非常に高速に移動する電子がドデカン中に存在することを示唆している。一方、ラジカルカチオンとアルキルラジカルはほぼ同じ生成挙動を示すことがわかった。このことは、同じ前駆体からの生成を強く示唆している。前駆体として提案している励起ラジカルカチオンは、いまだ観測されていない。そこで、ラジカルカチオンの光再励起により励起ラジカルカチオンを生成し、アルキルラジカルの挙動を調べる実験を行っている。

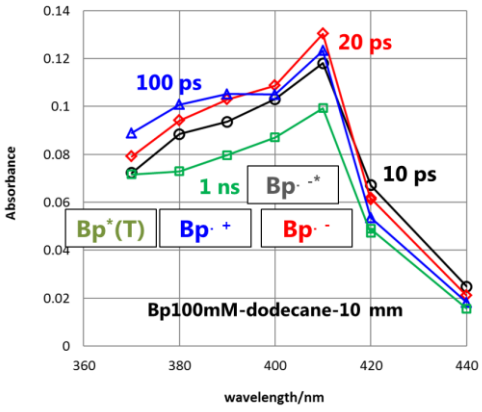



図 1 100mM ビフェニル-ドデカン溶液のピコ秒時間分解過渡吸収スペクトル

**参考文献**

[1] S. Tagawa et al., Radiat. Phys. Chem., Vol.34, No.4, pp.503-511, 1989.

*Takafumi Kondoh[1]、Masao Gohdo[1]、Satoshi Nishii[1], Tomohiro Toigawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1]

[1]ISIR, Osaka Univ..

# その場イオンビームグラフト重合法における重合時間とグラフト率の関係

Relationship between the degree of grafting and the polymerization time for in-situ ion beam graft polymerization method

*谷池　晃[1]，日下　柊吾[1]，岩岡　恭平[1]，古山　雄一[1]
[1]神戸大海事

イオンビームを用いた放射線グラフト重合法の研究を行っている．イオンビーム照射後に真空チェンバー中にモノマーを導入し，その場でグラフト重合反応を行った．その時の重合時間とグラフト率の関係を調べる他，その場グラフト重合法に関する基礎研究を行った．

**キーワード：**イオンビーム，グラフト重合，ポリマー

## 1. 緒言

近年，さまざまな機能を持った高分子材料が開発されている．我々は，放射線グラフト重合法の応用として，イオンビームを用いたグラフト重合に関する研究を行っている．イオンビームグラフト重合は前照射法を用いて行ってきた．この場合，照射後真空外に試料を取り出した際に，試料中に生成したラジカル数が減少する．このことは，特に生長速度定数が小さいモノマーに対してグラフト率(導入されたグラフト鎖と基盤ポリマーとの質量比)が小さくなる原因となり得る．真空中で重合反応によりポリマーを作製することは可能である[1]．これを応用して，真空中においてイオンビーム照射に引き続きグラフト重合反応操作を行うことが考えられる．真空中ではモノマーの反応速度が大きくなることが予想されるので，液相反応では生長速度定数が小さいためにグラフト重合しづらかったモノマーのグラフト重合を行うことも可能である．本発表ではその場イオンビームグラフト重合法に関する基礎研究を行った．

## 2. 実験方法

### 2-1. 予備実験

真空チェンバーにニードルバルブを用いたアクリル酸モノマー導入装置を設置し，容器内圧力，アクリル酸流量等の基礎パラメータを取得した[2]．厚さ 50 μm のポリエチレンシートを 2 MeV の $H^+$ビームで照射後，速やかに本真空チェンバーに移動し，チェンバー内を真空にした．その後モノマーを導入し，グラフト重合を行った．重量増加及び目視から，グラフト重合されたことが確かめられた．

### 2-2. その場グラフト重合実験

タンデム加速器のビームライン端にモノマー導入装置を備えた真空チェンバーを設置した．このチェンバーはポリエチレン試料を複数枚設置することができ，一回の照射ランにおいて 4 枚までの試料をイオンビームで照射することができる．2 MeV の $H^+$イオンビーム照射後，加速器と真空ポンプにつながるゲートバルブを閉じ，アクリル酸モノマーを導入してグラフト重合を行った．照射の際にはイオンのフルエンスを変化させて，グラフト率の変化を測定した．

## 3. 結果及び考察

Fig. 1 にグラフト率のフルエンス依存性を示した．グラフト率は低いものの，フルエンスの増加と共にグラフト率も増加する結果となった．前照射法において，グラフト率が最大となる $H^+$イオンフルエンスは $2\times10^{12}$ $cm^{-2}$ の時であったが，本実験においては，ピークは観測されていない．この理由として，ラジカルの生成量及び生長速度定数の変化が考えられる．詳細は講演で述べる．

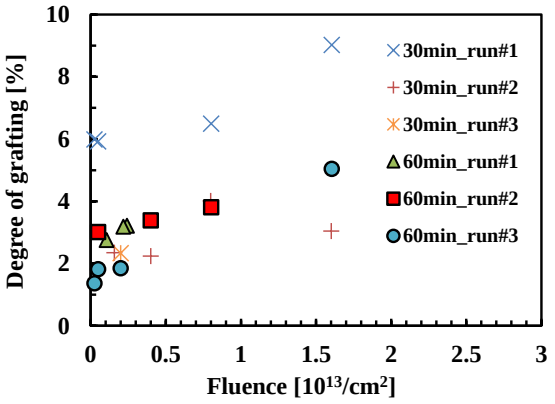



**Fig. 1. Dependence of the degree of grafting on the fluence.**

### 参考文献

[1] P. M. Bayley, et al., Reactive & Functional Polymers, 68 (2008), pp.1119-1126.
[2] 日下，谷池，中西，古山，日本原子力学会 1015 年春の年会, M24

*Akira Taniike[1], Shugo Kusaka[1], Kyohei Iwaoka[1], and Yuichi Furuyama[1]
[1]Maritime Sci., Kobe Univ.

# 銅イオンビームで照射したポリカーボネートの導電率のフルエンス依存性

Dependence of the conductivity on the fluence for the polycarbonate samples irradiated with copper ions.

*岩岡恭平[1]，日下柊吾[1]，谷池晃[1]，古山雄一[1]
[1]神戸大学　海事科学研究科

タンデム加速器を用いて生成した 500 keV の銅イオンビームでポリカーボネートを照射することで導電性を導入する研究を行っている．フルエンス $10^{15}$～$10^{18}$ $cm^{-2}$ の範囲で導電率のフルエンス依存性を調べた．結果，フルエンスの増加に伴い導電率が増加し，$5\times10^{17}$ $cm^{-2}$ 付近で導電率が約 2000 S/m となった．

**キーワード：加速器，イオンビーム，導電性，ポリカーボネート**

**1. 緒言**　近年，ノートパソコンや携帯電話等の電子製品は小型・軽量化されている．それに伴い，これらを駆動させる電子部品も小型・軽量化が求められている．また，機能性高分子材料は無機材料に比べ，軽くて柔軟性があり加工しやすいため，様々な分野への応用が期待されている．そこで本研究は，タンデム加速器を用いて生成した重金属イオンビームをポリマーに照射することで，微小な領域に導電性を導入し，その特性に関する基礎研究を行っている．

**2. 実験**　基盤となるポリマーには，ポリカーボネート（PC：3cm×5cm×0.1cm）を使用した．
①基盤ポリマーに 500 keV の銅イオンビームを照射し，フルエンス $10^{15}$～$10^{18}$ $cm^{-2}$ の範囲で導電率のフルエンス依存性を調べた．ターゲットには，PC，試射用のポリエチレン，スケールを張り付けてある．まず，ポリエチレンを銅イオンビームで照射し，その焦げ跡の大きさをスケールと比較し，ビーム径を決定する．その後，ビームが PC にあたるようにターゲットを移動させ，PC を銅イオンビームで目標のフルエンスに到達するまで照射を行う．そして，チェンバーからターゲットを取り出し，抵抗値を測定する．抵抗値の測定には，Keithley 製 Model 2010 Multimeter を使用して 4 探針法で行った．
②基盤ポリマーにイオンビームを照射し導電性を導入した試料を，ラザフォード後方散乱分光法(RBS)を用いて分析した．

**3. 結果・考察**　SRIM2008 を用いて定めたイオンビームの飛程を，試料の厚さ $t$ とし，式 $\sigma=1/R\times R_{CF}\times t$（$\sigma$:導電率，$R$:測定した抵抗値，$R_{CF}$:補正係数）を用いて導電率を算出した．
Fig. 1 に 500 keV の銅イオンビームで照射した PC の抵抗値と導電率のフルエンス依存性を示す．500 keV の銅イオンビームでは，$10^{16}$ $cm^{-2}$ 以上のフルエンスで導電性が見られた．フルエンスの増加に伴い導電率が上昇した．$5\times10^{17}$ $cm^{-2}$ で導電率が急激に上昇し，約 2000 S/m となった．それ以上はフルエンスの増加に対して導電率の増加は見られなかった．
Table 1 には，フルエンス $5\times10^{16}$ $cm^{-2}$ に達するまで銅イオンビームを照射した PC の導電率の入射粒子エネルギー依存性を示す．（1000 keV は[1]参照）入射粒子エネルギーの増加に伴い導電率は減少した．
本講演では，これらの結果に加えて，異なる元素で照射した PC の導電性の有無と，イオンビームを照射し導電性を導入した試料に含まれる各元素の深さ密度分布を，RBS 法を用いて分析した結果について言及する．

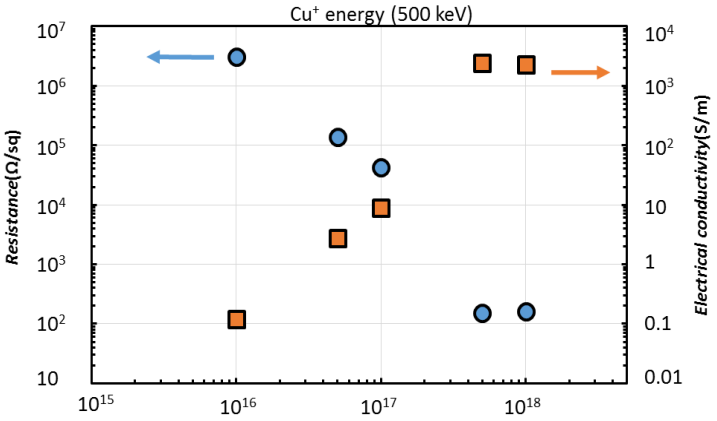



Fig. 1. Relationship between ion fluence and resistance and electrical conductivity.

Table 1. Incident energies and the electrical conductivities of PC samples.

| Energy (keV) | Electrical conductivity (S/m) |
|---|---|
| 400 | 20.9 |
| 500 | 2.7 |
| 600 | 0.34 |
| 1000[1] | 0.23 |

**参考文献**

[1] V. Resta et al. , NIM B , 312(2013) PP. 42-47

*Kyohei Iwaoka[1] , Shugo Kusaka[1] , Akira Taniike[1] , Yuichi Furuyama[1]
[1]Kobe University Graduate School of Maritime Sciences

# 一次陽子線エミッタンス測定と Geant4 シミュレーションによる注射針型陽子線励起 X 線源の強度の定量的評価

Quantitative evaluation of the intensity of a syringe-needle type proton-induced X-ray source by emittance measurement of the primary proton beam and Geant4 simulation

*胡　宇超[1]，近藤　康太郎[1]，福田　一志[2]，小栗　慶之[1]
[1]東工大原子炉，[2]東工大技術部

深部がん治療用注射針型陽子線励起準単色 X 線源の強度を定量的に評価するために、陽子ビームエミッタンスの測定と Geant4 によるモンテカルロ計算を併用して標的に入射する陽子の絶対量を把握する方法を検討した。

**キーワード：小線源治療、注射針、加速器、陽子線、準単色 X 線、ビームエミッタンス、Geant4、モンテカルロシミュレーション、ビーム電流**

## １．緒言

前立腺がんの小線源治療における線源紛失事故や医療スタッフに対する被ばくなどの問題を解決するために提案された注射針型陽子線励起 X 線源について、前回の発表ではモンテカルロ計算ツール Geant4[1]を用いて入射陽子による特性 X 線の励起過程（PIXE）を含む光子放出分布の計算を行った[2]。しかし、入射陽子の個数と標的表面上の入射位置の分布は不明だったため、実験との定量的な比較はできなかった。今回はビームライン上の注射針の手前でビームエミッタンスを測定し、その後の粒子輸送を Geant4 で計算して標的に入射する陽子に関する情報の取得を試みた。

## ２．実験及び計算方法

ビームライン上のスペースの制限により、注射針の手前約 2 メートルの位置で pepper-pot 法を用いてビームエミッタンスを測定した。Geant4 上で標的及び注射針の他、陽子の輸送に影響する注射針の固定部も構築し、これにこの実験と同じ距離で同じエミッタンスを持つ陽子線源を入力し、ビームエミッタンス測定位置より下流の陽子輸送を計算した。計算結果としては、1)標的、注射針と固定部全体に当たる陽子の数、2)注射針入り口の陽子プロファイル、3)標的に到達した陽子の数をファイルに保存した。

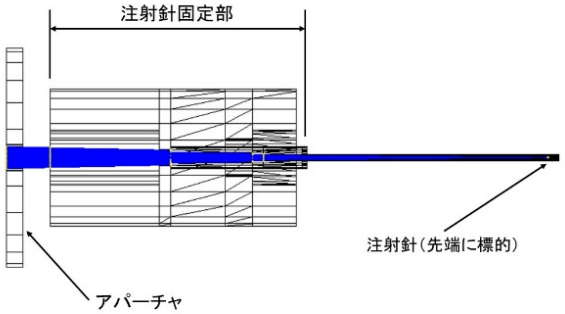



図 1. 理想的な、一点に集束する陽子線を放出する線源を用いた検証計算の様子（青い線は陽子を表す）

## ３．結果・考察

エミッタンスの測定値を Geant4 計算に反映する前に、物質構築及び出力機能などの作動を確かめるための検証計算を行った。その結果を図 1 と図 2 に示す。簡便のため、陽子線源はアパーチャから注射針末端の標的の手前の一点に集束するように設定された。図 1 により、物質構成は設計通り入力されており、図 2 からは、一点に集束するビームを表すエミッタンスがゼロのパターンを確認できたので、必要な機能の動作が確認できた。発表では、実験で測定したビームエミッタンスを計算に反映した場合の陽子輸送計算の結果を示し、X 線の放出分布について改めて議論する。

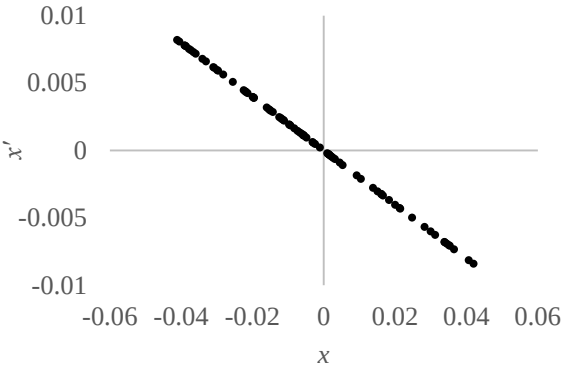



図 2. 注射針入り口の陽子ビームの $x$ 方向エミッタンス（$y$ 方向も同様）

**参考文献**

[1] S. Agostinelli, et al., "Geant4: A simulation toolkit", *Nucl. Instrum. Meth. A*, vol. 506, no. 3, pp.250-303 2003.
[2] 胡宇超、近藤康太郎、福田一志、小栗慶之，日本原子力学会 2015 年秋の大会，静岡大学静岡キャンパス，2015 年 9 月 9 – 11 日，P44.

*Yuchao Hu[1], Kotaro Kondo[1], Hitoshi Fukuda[2] and Yoshiyuki Oguri[1]
[1]Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology, [2]Technical Department, Tokyo Institute of Technology

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

# [2N01-04] advanced reactor concept

Chair: Koji Fujimura (HGNE)

Sun. Mar 27, 2016 9:30 AM - 10:35 AM  Room N (Lecture Rooms C C202)

## [2N01] Research on fundamental technology based on radiation induced surface activation for SCWR

＊Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[1], Hiroaki Abe[2], Shinichi Morooka[3] （1.Tokyo University of Marine Science and Technology, 2.The University of Tokyo, 3.Waseda University）

9:30 AM -  9:45 AM

## [2N02] Feasibility study on light-weight small fast spectrum core for nuclear propulsion rocket

＊Yoshiteru Sato[1], Naoyiki Takaki[1] （1.Tokyo City Universitiy Graduate school）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2N03] Consideration on Enhanced Safety Based on CMR-concept for Large Fast Reactor

＊Masatoshi Kawashima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2], Koji Morita[3], Hiroshi Endo[4], Hiroshi Sagara[5] （1.TNES, 2.Toshiba Corporation, 3.Kyushu University, 4.CRIEPI, 5.TI-tech）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2N04] Study on prolonging the reactivity lifetime of fast reactor fuels with moderators

＊Tsugio Yokoyama[1] （1.TNES）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

Research on Fundamental Technology Based on Radiation Induced Surface Activation for SCWR

*波津久 達也[1]，賞雅 寛而[1]，阿部 弘亨[2]，師岡 慎一[3]

[1]東京海洋大学，[2]東京大学，[3]早稲田大学

平成 27 年度－30 年度（予定）の文部科学省「原子力システム開発事業（安全基盤技術研究開発）」の採択課題「放射線誘起表面活性を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究」の実施内容について紹介する。

**キーワード：**超臨界圧軽水冷却炉，伝熱促進，防食，放射線誘起表面活性，濡れ性

## 1. 緒言

超臨界圧軽水冷却炉は、経済性に優れた我が国提唱の第 4 世代原子炉としての概念炉設計研究が進められている。一方、放射線誘起表面活性効果（RISA）は、放射線照射下で基盤材料及び酸化被膜熱伝達表面の電気的相互作用により熱伝達率の向上及び防食効果を生ずる、これも我が国で世界に先駆けて確認された現象であり、その特性が鋭意研究されている[1]。そのような中、著者らの研究グループは、平成 27 年度文部科学省「原子力システム開発事業（安全基盤技術研究開発）」の委託研究として、「放射線誘起表面活性を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究」を開始した。ここでは、本研究の実施内容を紹介する。

## 2. 本研究の実施内容

本研究では、超臨界圧及び亜臨界圧力における RISA による伝熱基盤面電気相互作用及び熱伝達特性を明らかにし、超臨界圧軽水冷却炉の基礎的設計及び安全向上に寄与することを目的として、１）超臨界圧条件下における RISA 材料の電気化学特性、２）超臨界圧条件下における RISA 材料の表面特性、及び３）亜臨界圧力条件下における RISA 材料の濡れ性、をそれぞれ評価するための実験的研究を平成 27 年度から 4 ヵ年に渡り実施する。主な実施内容を以下に示す。

### 2-1. 超臨界圧条件下における RISA 材料の電気化学特性の評価

高温高圧下において放射線照射（γ線照射及び放射化試験片）による材料電位及び分極曲線特性の変化を計測し、超臨界圧及び亜臨界圧における RISA 効果を確認する。

### 2-2. 超臨界圧条件下における RISA 材料の表面特性の評価

超臨界圧条件下において放射線を照射した材料表面を原子間力顕微鏡、レーザー顕微鏡、顕微ラマン分光装置等を用いて詳細に観察および分析する。

### 2-3. 亜臨界圧力条件下における RISA 材料の濡れ性の評価

亜臨界圧条件において平板上液滴接触角および模擬稠密炉心内の濡れ性を計測する。また、γ線照射後の試験体および放射化試験体を用いて、濡れ性に関するデータベースを構築する（図 1）。

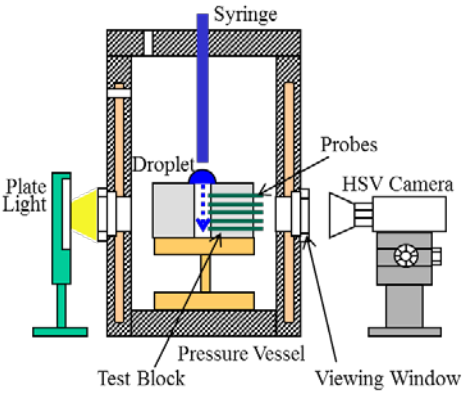



Fig.1 Measurement of wettability under subcritical pressure

### 参考文献

[1] Takamasa, T., et al., Journal of the Atomic Energy Society of Japan, Vol. 49, No. 1 (2007), pp. 45-50.

*Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[1], Hiroaki Abe[2] and Shinichi Morooka[3]

[1]Tokyo Univ. Marine Sci. Tech., [2]Univ. Tokyo, [3]Waseda Univ.

# 核熱推進ロケットエンジン用軽量小型高速炉心の実現可能性研究

Feasibility study on light-weight small fast spectrum core for nuclear propulsion rocket

*佐藤　嘉晃[1]，高木　直行[1]

[1]東京都市大学大学院

太陽光の強度が低下する木星以遠の深宇宙探査を実現するためには原子力エネルギーを用いるほかない。その中でも核熱推進ロケット（原子力ロケット）は優れた増速性能、比推力を有するが、システムの質量は大きい。よって、本研究ではより軽量で小型の炉心を設計し、実現可能性を検討することを目的とする。

**キーワード：核熱推進、小型宇宙炉、高速炉**

## 1. 緒言

原子力ロケットは、原子炉で推進剤(水素)を加熱し、極めて高温になった水素ガスをノズルを通して噴射することで推力を得る宇宙用推進機関である。これを小型・軽量とすることで打ち上げ時の負荷軽減及び、取り扱い水素量増による稼働時間の延伸が可能である。本研究では、原子力ロケットの炉心において燃料として使用されるウランを、より臨界質量の小さいプルトニウムへと変更することや、熱炉体系として設計されている炉心を、減速材を持たない高速炉体系へと変更すること等により小型化を図る。しかしながら、小型化を行うことで出力密度の増大や流路面積縮小を招き、結果として熱的・材料的制限値を超えることが懸念される。そこで、炉心臨界性だけでなく、冷却性能についても考察を行い、核熱推進ロケットエンジン用小型炉心の実現可能性を検討する。

## 2. 解析

熱中性子炉体系において、大きな設計仕様の変更を行わずに燃料核種をウランからプルトニウムに変更した際の炉心臨界性及び、燃料に窒化ウラン(U-235:93.15%)および窒化プルトニウム(Pu-239:60.3%)を用いた高速炉体系における燃料体数増加による実効増倍率の推移を計算した。

核的検討において、連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP[1]、核データには JENDL-4.0 を用い計算を行った。また、誤差が 0.1%以下となるよう条件を設定した。

熱流体的検討では、一次元熱伝導方程式を解くことにより冷却材流路の水素温度分布を算出し、熱的健全性を調査した。

なお、反応度や温度条件等の設計目標値は、参照炉心[2]と同等(keff=1.06,熱出力 364[MW],水素出口温度 2728[K])とし、燃料中心温度は融点以下、重量は 643[kg]以下と設定した。

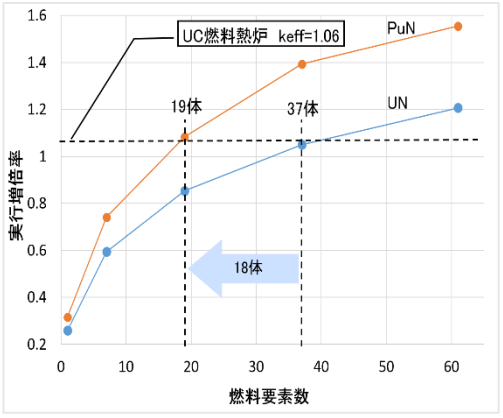



図 1：高速炉体系の炉心臨界性

## 3. 結果

熱炉体系で燃料を UC から PuC に変更した場合、質量の低減は 643→562[kg]と 80[kg]減に留まった。

一方、熱炉体系を高速炉体系とした場合、質量は 1/5 以下に低減され、さらに、燃料を UN から PuN へ変更することにより、質量は 117→57[kg]と UC 燃料熱炉の 1/10 以下に軽量化できる結果を得た。

図 2 に冷却材水素の軸方向温度分布を示す。水素の最高温度は 680℃となったが、これは参照炉心と比較して冷却孔の数が減り、燃料要素 1 つに対する流量が 100 倍程度まで上昇するためである。炉心流量の低減や、冷却材流路の拡張などによる圧力損失の低減が課題である。

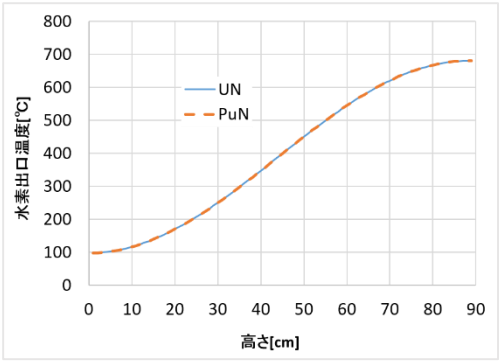



図 2：冷却材水素軸方向温度分布

## 4. 結言

原子力ロケット用エンジンを高速炉心体系とすることで、質量 1/5 以下で、半径 1/4 以下の炉心が核的には成立する。熱流体的観点からは水素出口温度や圧力損失という点で課題が示されたが、これらは炉心流量の低減や流路面積の拡大等を行うことで解決の見通しがある。

**参考文献**

[1] 長家康展・奥村啓介・森貴正・中川正幸,「MVP/GMVP Version2 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード」, 日本原子力研究開発機構, 2006

[2] Franklin P.Durham,Nuclear Engine Definition Study Preliminary Report ,Los Alamos scientific laboratory of the university of California,1972

* Yoshiteru Sato[1], Naoyuki Takaki[1]

[1] Tokyo City Universitiy Graduate school

# 大型高速炉における CMR 概念の適用による安全強化方策の考察 －液体金属燃料デバイス概念による炉心反応度評価事例－

Consideration of Enhanced Safety Based on CMR-concept for Large Fast Reactor
- Evaluation of Reactivity Effects by Liquid-Metal Leading-Channels-

*川島　正俊[1]，原　昭浩[2]，坪井　靖[2]，守田　幸路[3]，遠藤　寛[4]，相楽　洋[5]
[1]TNES，[2]東芝，[3]九大，[4]電中研，[5]東工大

大型高速炉を対象に ATWS 事象の UTOP および ULOF 事象時の双方に負の反応度効果が期待できる方策を検討した。液体金属燃料デバイスを炉内に配置し、負のフィードバック反応度効果を検討した。

**キーワード：大型高速炉，炉心安全特性，CMR（Controlled material Relocation），液体燃料集合体型デバイス，軸方向燃料膨張反応度係数**

## 1. 緒言

大型高速炉の ATWS 事象において先行リードチャンネルとして機能する液体金属燃料デバイスを炉内に配置する安全性の強化方策を提案する。

## 2. 大型高速炉炉心への液体金属燃料集合体による反応度特性への影響

### 2-1. 安全性向上への追加要求

大型高速炉を対象にした炉心損傷防止対策として、これまで ATWS 事象の UTOP や ULOF の事象別の機器・デバイス（SASS、ETEM、GEM、液体吸収体熱膨張 LIM など）が開発検討されてきた。一方、UTOP および ULOF 事象時の双方に有効な負の反応度効果を持つデバイスの検討は少ない。

### 2-2. CMR 効果を有する集合体型デバイスの採用

炉心物質の再配置を制御する CMR（Controlled material Relocation）概念は、異常な過渡変化が生ずるときに体系の持つ余剰反応度を下げ、未臨界状態として維持するための機能を予め組みこむことである。大型高速炉を対象にした炉心損傷緩和対策を CMR 概念として見たとき、これまでの考え方の位置づけ・進展・特徴を分析した。この調査分析に基づき、本研究では、ATWS においても機能する熱的即応性を有するデバイスとして、液体金属 Pu-Fe 合金など[1]をピン内に封入した集合体型概念（先行リードチャンネル）を採用した。炉心温度上昇時に予め組み込んだ物理現象が機能し、液体燃料を炉心燃料集合体とは別の当該デバイス集合体内で再配置することで固体燃料損傷前に未臨界状態に低下させる方策を検討した。この集合体デバイスは、燃料交換時に装荷し、液体燃料は回収・リサイクル可能としている。

### 2-3. 炉心構成

750MWe 級の酸化物燃料炉心を対象に、設定した液体燃料デバイス配置と、軸方向燃料膨張反応度フィードバックの強化・CRM 反応度量を核的に評価した。その設定の有効性を先行研究[2]などにより検討した。

## 3. 結論

大型高速炉に、液体金属燃料集合体デバイスを固体燃料集合体数のおよそ 10%を炉内に配置することにより深層防護概念における第３層の負フィードバックを強化すると同時に、第４層の炉心損傷を防止する能力の強化の可能性を示した。

## 参考文献

[1] H. Endo et. al., Proc. of the Int. Mtg. SR/TIT, Tokyo, Japan, 23-25 Oct.,1991,(Elsevier,1992, ISBN:0444894322
[2] T. Sawada et. el., Progress in Nuclear Energy, Vol37, No.1-4, pp157-162,2000[2]

---

*Masatoshi Kawashima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2], Koji Morita[3], Hiroshi Endo[4], Hiroshi Sagara[5]
[1]TNES, [2]Toshiba Corporation, [3]Kyushu University, [4]CRIEPI, [5]TI-tech

# 減速材による高速炉燃料反応度寿命延長に関する研究

## Study on prolonging the Reactivity life of Fast Reactor Fuel with Moderators

*横山次男[1]
[1]東芝エンジサービス

高速炉では Pu-241(半減期 14 年) の減衰により炉停止時にも燃料の反応度価値が低下するが、新燃料を追加製造することなく、炉心周辺に減速材を配置することで炉心反応度を回復し、使用できる寿命を延長できる方策を検討した。

**キーワード：**Pu-241、燃焼反応度、水素化物、長寿命、高速炉

### １．緒言

高速炉では Pu-241 の減衰により、長期炉停止後の再起動が困難になる場合がある。一般に Pu 富化度を増大した新燃料の製造・装荷により解決されるが、Pu 富化度制限上の課題もあるため、本研究では炉心周辺に減速材[*1]を配置することで、反応度を回復する方策を検討した。

### ２．解析手法

原型炉級高速炉炉心（原子炉熱出力 710MWt、炉心等価直径 1.8m、炉心高さ 0.9m、内側燃料 108 体、外側燃料 90 体、径ブランケット 3 層）を対象に、減速材集合体仕様と燃焼反応度の関係を検討した。解析に用いたモンテカルロコード MVP[*2]によるピン非均質モデル炉心断面、炉心配置を図１、減速材集合体断面を図２に示す。断面積ライブラリは JENDL-4.0 を用いた。

### ３．結果・考察

図３に MVP[*2]による実効増倍率比較結果を示す。減速材集合体はジルコニウム重水素化物（$ZrD_{1.7}$）の SUS ラッパ管で包含する形状とし、径ブランケット第１層位置に 54 体配置した。その結果、減速材集合体が配置された場合には、径ブランケット集合体配置の場合に比べ約 1%Δρ反応度が増加し、炉心寿命は 4 年程度延長でき、径ブランケット取り出し Pu 組成も燃料級にできることが分かった。逆に、ジルコニウム水素化物（$ZrH_{1.7}$）の場合には反応度が低下することが分かった。

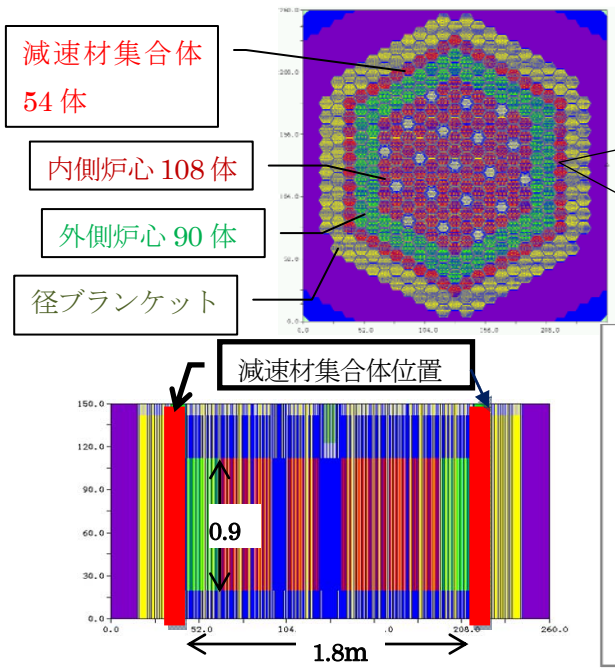



図１　炉心構成及び減速材集合体位置

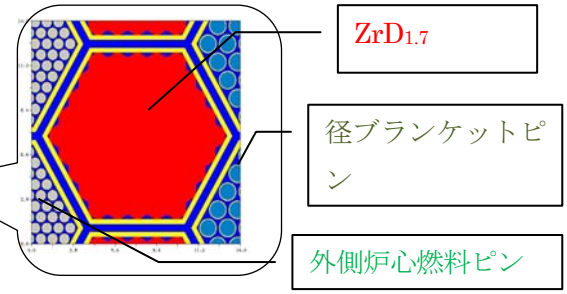



図２　減速材集合体断面

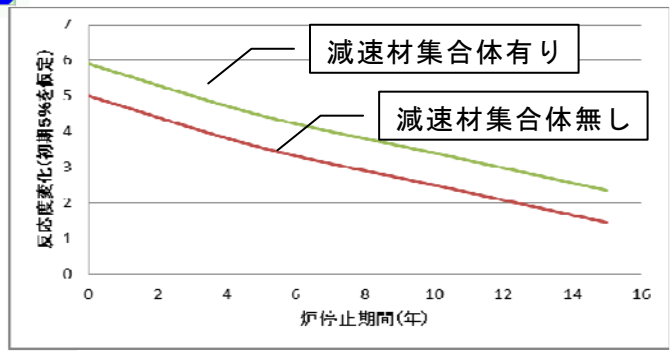



図３　炉停止期間と余剰反応度変化（%Δρ）

**参考文献**
[1]T. Yokoyama, T. Wakabayashi, "High Performance Fast Reactor Cores Employing Deuteride Moderators," Physor2010. #250 Pittsburg, PA(2010).
[2]Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori, M. Nakagawa、"MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods", JAERI-1348, (2004).

*Tsugio Yokoyama[1]
[1]Toshiba Nuclear Engineering Services Corporation.

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

# [2N05-09] sodium-cooled reactor

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)

Sun. Mar 27, 2016 10:35 AM - 12:00 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

## [2N05] Study on the monitoring of impurities in sodium by plugging meter

＊Masashi Suzuki[1], Eiichi Yoshida[1], Hiroaki Imamura[1], Katsunori Amano[1], Kazuhito Shimoyama[1] （1.JAEA）

10:35 AM - 10:50 AM

## [2N06] Development of under sodium viewer

＊Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kuniaki Ara[1], Yoshihiro Taniguchi[2], Masahiro Yui[3] （1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI）

10:50 AM - 11:05 AM

## [2N07] Development of under sodium viewer

＊Masahiro Yui[1], Yoshitaka Chikazawa[2], Kosuke Aizawa[2], Kuniaki Ara[2], Yoshihiro Taniguchi[3], Youhei Uemoto[1], Masaaki Kurokawa[1] （1.Mitsubishi heavy industries, 2.Japan atomic energy agency, 3.Mitsubishi FBR systems）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2N08] design study for structual soundness on the straight double-walled tube SG

＊Katsunori Amano[1], Yasuhiro Enuma[1], Satoshi Futagami[1], Hiroshi Ushiki[2], Masaya Kawamura[3], Takashi Ichihara[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi FBR Systems, Inc., 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2N09] A DRACS concept design and development of thermal-balance analysis cod for small modular natural circulation lead coolant fast reactor

＊YANG XIAO[1], AKIRA YAMAGUCHI[2], TAKESHI FUKUDA[1] （1. Osaka university, 2.University of Tokyo ）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# プラギング計によるナトリウム中の不純物(酸素濃度)管理に関する検討

Study on the monitoring of impurities in sodium by plugging meter

*鈴木　将[1]，吉田　英一[1]，今村　弘章[1]，天野　克則[1]，下山　一仁[1]

[1]日本原子力研究開発機構

冷却系機器開発試験施設（AtheNa 施設）のナトリウム循環ループに設置されたプラギング計を用いて、プラグ温度を測定し、ナトリウム中の不純物濃度について検討した。

**キーワード**：プラギング計，ナトリウム，不純物

## 1. はじめに

高速炉の安全性強化を目指した研究開発に向けて、冷却系機器開発試験施設（AtheNa 施設）に新設されたナトリウム（Na）循環ループの機能確認試験[1]を進めている。Na 循環ループには純化を行うためのコールドトラップ（CT）と、純化状態を管理するプラギング計（PL 計）が設置されている。本報告では新設された PL 計の機能を確認するとともに、測定されたプラグ温度特性から Na 中不純物の濃度評価及び CT の純化特性について検討した。

## 2. 試験方法

試験は Na 中の不純物が飽和温度以下で PL 計オリフィス（φ1.2mm）に析出する性質を利用し、飽和溶解度との対比から間接的に不純物濃度を推定した。Na 循環時の系統温度は 380～420℃、パラメータの CT 純化温度は 180～120℃とした。測定は不純物がオリフィス部に析出して流量減少する温度（プラグ温度:$T_{PL}$）及び流量回復する温度（アンプラグ温度:$T_{UP}$）の振動法を採用し、平均値（[$T_{PL}$+$T_{UP}$]/2）をプラグ温度とした。

## 3. 試験結果

オリフィス部温度の昇降温に伴い、不純物の析出・溶解による流量変化が認められ、$T_{PL}$ 及び $T_{UP}$ を測定できる機能を有することを確認した。各 CT 温度における純化運転では、プラグ温度は時間とともに低下・安定する挙動が観察され、CT による Na の純化が進んでいることが確認できた。最低プラグ温度は約 120℃、酸素濃度換算で約 1ppm と推定された。CT 温度とプラグ温度との関係を図 1 に示す。プラグ温度は CT 温度と良い相関関係が認められ、PL 計による Na の純度管理の有効性が確認できた。また、本試験の測定結果から CT の純化効率を検討した結果、純化効率は 0.4～0.8 となり、CT による純化特性を確認することができた。

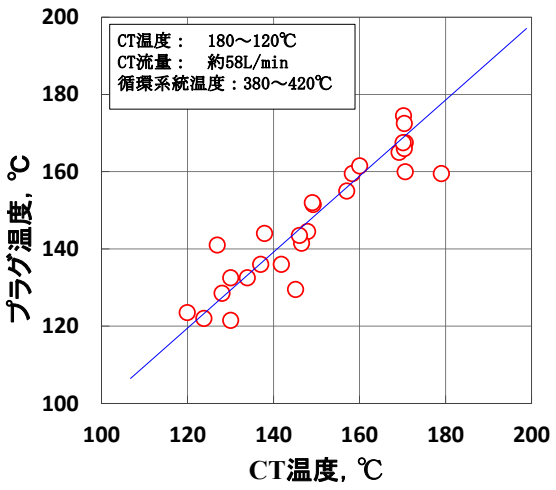



図 1　CT 温度とプラグ温度との関係

## 4. まとめ

プラグ温度挙動は CT 温度と良い相関関係にあることが分かり、PL 計による Na 純度管理の有効性が確認できた。今後は、Na サンプリングによる定量的な不純物濃度分析値との関係を明らかにし、PL 計による不純物濃度管理の信頼度を高めていく予定である。

**参考文献**

[1] 今村、他：2015 年春の年会（G06）

*Masashi Suzuki[1], Eiichi Yoshida[1], Hiroaki Imamura[1], Katsunori Amano[1] and Kazuhito Shimoyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# ナトリウム中目視検査装置の開発
# （1）開発要求の整理

Development of under sodium viewer
(1) Development requirement

*相澤　康介[1]，近澤　佳隆[1]，荒　邦章[1]，谷口　善洋[2]，由井　正弘[3]
[1]原子力機構，[2]三菱 FBR システムズ，[3]三菱重工

ナトリウム中目視検査の開発を進めている。開発要求を整理と要素技術の開発状況を報告する。

**キーワード：保守補修、ナトリウム中目視検査**

**1. 緒言**　ナトリウム冷却高速炉は不透明なナトリウムを冷却材として用いていることから、ナトリウムに浸かった原子炉容器内等の保守補修の観点より各国でナトリウム中目視検査装置の開発が進められてきた[1]。本研究では、電気出力 750MWe のナトリウム冷却高速炉[2]の原子炉構造及び保守補修方針を踏まえ、これらに適合するナトリウム中目視検査装置の開発要求を整理するとともに、要素技術の高度化を実施している。

**2. 原子炉構造及び保守補修方針**　本研究で対象としたナトリウム冷却高速炉の原子炉構造は軽水炉と同等の保守補修性を目指した概念である。原子炉構造の幅広い箇所を短時間で検査するために、遊泳型装置等を用いて検査部位にナトリウム中目視検査装置を近接させて検査するのに加えて、離れた位置からも検査することを指向している。

**3. 開発要求**　開発目標の被写体距離は、検査装置を直動式または燃料交換式駆動機構を用いて搬送することを考慮し、検査孔と検査部位の位置関係から約 1m とした。目標解像度は、ASME Section XI の VTM-3 相当とした。ナトリウム中目視装置は定期検査中に使用することとし、ナトリウム温度 200℃を環境条件とした。また、定期検査期間に与える影響を小さくするため、計測時間の短縮化を要求する。

**4. 開発計画**　本研究の開発要求の特徴は、近距離用ナトリウム中目視検査装置[3]から被写体距離が増大している点である。また、計測時間の短縮化を実現するには、計測時間の長時間化につながる信号処理への依存を緩和させる必要がある。これらの要求を満足するためには、送受信の信号強度の向上及びノイズ成分低減による波形改善が課題となる。これら課題を達成するため、送信センサ及び受信センサの要素技術の高度化を図ることとした。送信センサでは、センサ音圧向上およびダンピング性能の改善について、センサの構造を見直すとともに試験によって課題であった音圧向上およびダンピング性能の改善効果を確認した。なお、受信センサの要素技術開発、及び送信センサと受信センサを用いた水中画像化試験については次報（2）で述べる。

**5. 結言**　ナトリウム冷却高速炉に適合するナトリウム中目視検査装置の開発要求を整理するとともに、開発仕様を定めた。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含みます。

**参考文献**

[1] J. W. Griffin, et al., PNNL-18292, 2009　[2] K. Isono, et al., ICONE22-30175, 2014 [3]田川他、原子力学会 2009 年秋の大会、G51、2009

---

*Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kuniaki Ara[1], Yoshihiro Taniguchi[2] and Masahiro Yui[3]
[1]JAEA, [2]MFBR, [3]MHI

# ナトリウム中目視検査装置の開発
# （2）水中画像化試験

Development of under sodium viewer

(2) Imaging test in water

*由井 正弘[1]，植本 洋平[1]，黒川 政秋[1]，谷口 善洋[2]，近澤 佳隆[3]，相澤 康介[3]，荒 邦章[3]

[1]三菱重工，[2]MFBR，[3]原子力機構

ナトリウム中目視検査の開発のうち、レーザ超音波検出法を用いた受信センサの構造検討状況と水中での画像化試験結果について報告する。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉、保守補修、ナトリウム中目視検査、超音波センサ

## 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内構造物等の目視検査のために、超音波を用いたナトリウム中目視検査装置の開発が進められてきた[1]。本装置は、超音波の受信方式として 2 次元に配置した金属箔（ダイヤフラム）の振動変位をレーザ光で検出する光方式の受信センサを採用している。本研究では、光方式受信センサへのノイズ低減構造適用により受信感度を向上させるとともに、水中ターゲットの良好な画像取得に成功した。

## 2. 受信センサ構造の検討

受信センサに到達した超音波は、センサ内を伝搬する音が残響として受信波形に重畳し、これがノイズとなるため、センサ構造内の超音波伝搬を効果的に遮断することが受信感度向上の課題となる。音響解析によりセンサ内の超音波の伝搬経路を分析するとともに、複数考案した伝搬防止構造方法の効果を検証試験により、残響低減による受信感度向上の達成を確認した。

## 3. 水中画像化試験

本受信センサと前報（1）で開発した送信センサを用いて、水中ターゲットの画像取得試験を実施した。図 1 に示すターゲットから 800 ㎜離れた位置に送信センサ及び受信センサを設置し、取得した画像を図 2 に示す。図 2 より、幅 3 ㎜のターゲットを識別可能であることを確認した。

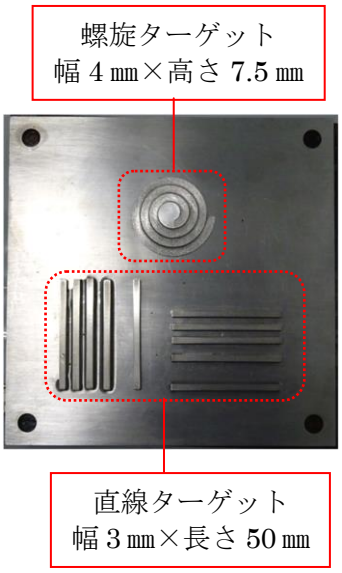



図 1　水中試験用ターゲット

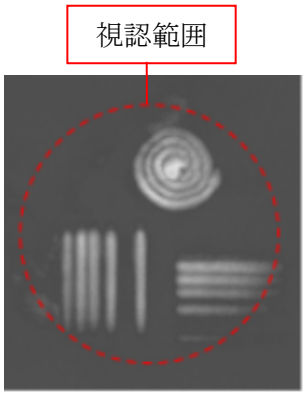



図 2　取得画像

## 4. 結言

受信センサの構造改善により感度が向上した受信センサを用い、水中において距離 800 ㎜から 3 ㎜幅のターゲットを識別可能であることを確認した。今後は、高温となるナトリウム環境下でのセンサ性能を評価していく予定である。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

## 参考文献

[1] 武石他，原子力学会 2010 秋の大会，P44，2010

*Masahiro Yui[1], Yohei Uemoto[1] , Masaaki Kurokawa[1], Yoshihiro Taniguchi[2], Yoshitaka Chikazawa[3], Kosuke Aizawa[3], and Kuniaki Ara[3]

[1]MHI, [2]MFBR, [3]JAEA

# 直管型密着防護伝熱管 SG の構造成立性検討

Design Study for Structural Soundness on the Straight Double-Walled Tube SG

*天野 克則[1]，江沼 康弘[1]，二神 敏[1]，宇敷 洋[2]，河村 雅也[3]，市原 隆司[3]
[1]原子力機構，[2]MFBR，[3]三菱重工

革新的ループ型ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器（SG）では、直管型密着防護伝熱管を採用するにあたり、機器の成立性確保のために重要な課題に対し各種評価を実施している。本報では、伝熱管の相互温度差への対策について報告する。

**キーワード：**革新的ループ型ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，直管型密着防護伝熱管

## 1. 緒言

革新的ループ型ナトリウム冷却高速炉の安全設計要件に適合する設計取り纏めに向け、各機器の成立性に関する課題への検討を実施している。SG は直管型密着防護伝熱管を採用しており[1]、伝熱管相互の温度差に起因する軸力に対する伝熱管の座屈防止が重要となる。伝熱管相互の温度差の要因としては、管束部入口からの 2 次系ナトリウムの横流れに起因する径方向温度差や密着防護伝熱管の伝熱性能のばらつきなどが考えられる。後者は試作試験によりばらつきを抑えられる見通しを確認した[2]。本報では、前者の径方向温度差の低減対策について報告する。

## 2. 検討結果

径方向温度の平坦化のため、管束部の伝熱管を支持するバッフル板に設けるフローホールの開口率を部分的に変更して流況を斜交流化し、熱流動解析でその効果を確認した。熱流動解析結果から評価した伝熱管相互の温度差を図 1 に示す。開口率を変更しないレファレンスケースに対し、なだらかに斜交流化させたものをケース 1、ケース 1 よりも急に斜交流化させたものをケース 2 とした。レファレンスケースに対し、流況を斜交流化させると伝熱管相互温度差緩和に効果があることが確認出来た。

更に、伝熱管相互の温度差を十分に低減出来ない場合の対策として、軸力緩和を志向し伝熱管の一部を曲げた構造についても検討した。熱流動解析結果を用いて伝熱管の構造評価を行い、健全性を確保可能な見通しを得た。

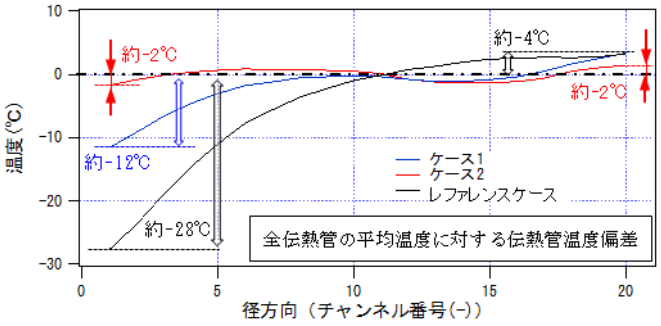



図 1　伝熱管相互の温度差

## 3. 結論

直管型密着防護伝熱管を採用した SG において、伝熱管の座屈の原因である伝熱管相互の温度差について、流況を斜交流化することでこれを緩和可能な見通しを得た。引き続き、安全設計要件に適合する設計取り纏めに向け検討を進める。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

### 参考文献

[1] 二神敏、他：2015 年秋の学会（B09）
[2] 宇敷洋、他：2015 年秋の学会（B10）

*Katsunori Amano[1], Yasuhiro Enuma[1] , Satoshi Futagami[1], Hiroshi Ushiki[2], Masaya Kawamura[3] and Takashi Ichihara[3]
[1]JAEA, [2]MFBR, [3]MHI

# A DRACS concept design and development of thermal-balance analysis code for small modular natural circulation lead coolant fast reactor

Yang XIAO [1]*, Akira YAMAGUCHI [2], Takeshi FUKUDA[1]
[1] Osaka University, [2] University of Tokyo

**Key word**: DRACS design, natural circulation simulation, FBR
**Abstract:** The authors investigate a nature circulation decay heat removal with thermo-switch coolers. A heat pipe heat exchanger (HPHE) is proposed and applied to SSTAR[1], lead cooled fast reactor.

**Introduction**: A Direct Reactor Auxiliary Cooling System (DRACS) is a passive decay heat removal system, completely relying on natural convection of the coolants and air. Ongoing DRACS operation may cost heat losses during normal operation condition. To solve the issue, a passive on-and-off system is proposed and the thermal hydraulic performance are investigated.

DRACS Design and Computational Model: A decay heat removal system requires enough heat remove capacity, reliability, efficiency and economy. High temperature, Alkali metal HPHE with thermo-switch and unidirectional heat transport ability could be one of candidates. The DRACS with the HPHE is automatically switched off if coolant temperature becomes lower than its working temperature and switched on if it is higher.

A natural circulation loop based on SSTAR system has been modeled(Fig 1), to investigate DRACS passive switch on/off process after core shut down. System initial with mass flow as 0.001 kg/s, Isothermal temperature for coolant as 650K, threshold temperature Ts is 820K. System adiabatically, the only heat sink is the DRACS.

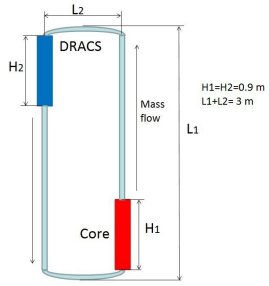


Fig.1 Naturel Circulation loop

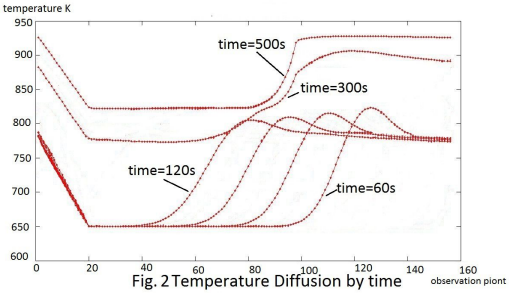


Fig. 2 Temperature Diffusion by time

**Result**: System temperatures keep increasing until DRACS inlet temperature becomes higher than Ts at 300second(Fig 2). With DRACS operation, the system temperature stopped rising at 500 second.The mass flow oscillation can be observed during temperature rising. The mass flow kept to reduce because decay power reduced by time, and proportional with buoyancy(Fig 3). The DRACS could limit coolant temperature after core shut down, avoiding heat losses under normal operation. The DRACS will not be switched off until the coolant temperature becomes lower than Ts. Thus additional coolers are necessary, which has not been considered in this model. Once coolant temperature is below Ts, the DRACS will passively switch off. If no another heat sink is available, the coolant temperature will increase. Once the temperature is above Ts, DRACS will switch on again and this process will be repeated.

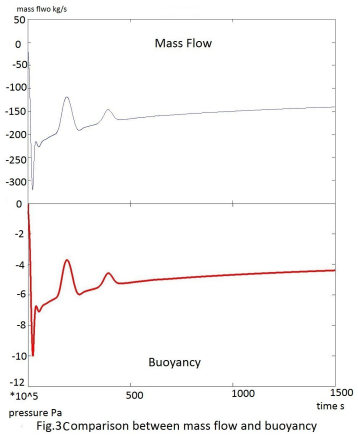


Fig.3 Comparison between mass flow and buoyancy

**References**

[1] SMITH C F, HALSEY W G, BROWN N W, et al. SSTAR: The US lead-cooled fast reactor (LFR) [J]. Journal of Nuclear materials, 2008, 376: 255-259.
[2]B.T. SWAPNALEE, P.K. VIJAYAN al. A generalized flow equation for single phase natural circulation loops obeying multiple friction laws [J] International Journal of Heat and Mass Transfer, 2001, 2618-2629.

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

# [2N10-14] nanoparticle suspension sodium 1

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

## [2N10] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1], Kuniaki ARA[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2N11] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Keiichi Nagai[1], Junichi Saito[1], Kuniaki Ara[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2N12] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Atsushi MATSUMURA[1], Naoki YOSHIOKA[1], Kuniaki ARA[2], Jun-ichi SAITO[2], Keiichi NAGAI[2] （1.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, 2.Japan Atomic Energy Agency）

3:15 PM - 3:30 PM

## [2N13] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Manami Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Masanori Hariyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] （1.Tohoku University, 2.JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

## [2N14] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Yukie Ishizawa[1], Kenji Inaba[1], Yukiko Obara[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] （1.Tohoku University, 2.JAEA）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究 (12)全体進捗状況

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
(12) Progress of Project

*斉藤淳一[1]、 永井桂一[1]、 荒 邦章[1]
[1]原子力機構

ナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体）による高速炉の安全性向上に関する研究を進めている。本報ではこれまでの研究の進捗状況について報告するとともに、ここまでの成果を総括する。

**キーワード**：液体ナトリウム、ナノ流体、高速炉プラント、ナノ粒子、反応抑制

**１．目的** 冷却材ナトリウムに起因する格納機能を阻害する可能性のある事象として、ナトリウムの漏えい燃焼、漏えいナトリウム燃焼生成物によるライナ腐食、ライナ貫通破損によるナトリウムーコンクリート反応および蒸気発生器の伝熱管破損によるナトリウムー水反応の４つの事象を挙げて、ナノ流体の反応抑制効果の実験的な把握および理論的な解明、実機への適用性効果の評価およびナノ流体の製造技術の開発により、ナノ流体技術適用による高速炉の安全性向上を図る。

**２．進捗状況**

(1)反応抑制効果と適用効果

①漏えい燃焼：通常の運転温度を超える条件のナトリウム漏えい事象を対象にナノ流体の適用による効果として、燃焼挙動の緩和、周囲への熱的影響の低減などの抑制効果に関する特性ならびにナノ粒子分散による燃焼の自己終息に関する特性などの反応抑制効果に関する実験知見の取得が進んでいる。また、これらの知見を基に実炉での漏えい燃焼の予測手法の整備が進んでいる。（詳細結果は発表(13), (14)を参照）

②ライナ腐食：ナトリウム漏えいから床ライナ鋼材の腐食に至る事象進展プロセスを分析して、ナノ流体の適用による評価の着眼点として、高湿分雰囲気で生じる腐食源（過酸化ナトリウム、水酸化ナトリウム）の生成挙動の変化ならびにその腐食源が堆積して生じる床ライナ鋼材の腐食挙動の把握を進めている。その結果、ナノ流体の適用により、腐食源が顕著に低減でき、床ライナ鋼材の腐食速度を顕著に低下できることを確認している。このことは、特殊な高湿分雰囲気下で起こる可能性のある溶融塩型腐食を回避できることを示唆している。

③ナトリウムーコンクリート反応：万が一、ライナが破損した場合に生じるナトリウムーコンクリート反応を対象として、ナノ流体の適用による効果、影響の把握を進めている。ナトリウムーコンクリート反応における水素発生プロセスとして、ナトリウムによるコンクリートの加熱と含有水の放出ならびに放出水とナトリウムの反応による水素発生挙動を調査している。その結果、ナノ流体の適用により、含有水の放出量および放出水とナトリウムの反応抑制により水素発生量が顕著に低減できることがわかり、その評価ならびにメカニズムの解明を進めいている。

④ナトリウムー水反応：これまでのナノ流体のナトリウムー水反応に関する実験知見を基に、設計基準を超えた条件（例えば、水反応発生後の水ブロー機能喪失に係る多重事故）を想定事象として、ナノ流体の適用による影響の予測を行っている。その結果、反応現象の抑制（反応ジェット温度低下）と影響の緩和が期待され、予定するナノ流体の反応抑制効果把握試験に備えている。

(2)反応抑制メカニズムの解明

これまで実施したナトリウム原子とナノ粒子の原子間相互作用の研究を発展させ、量子論に基づく相互作用解析をベースとした、実験融合マルチスケール・マルチフィジックス計算化学を適用することにより、液体状態のナトリウム中のナノ粒子の原子間相互作用について評価している。ナノ粒子分散による原子間結合力および電荷状態が明らかになり、反応抑制メカニズムの解明が進んでいる。（詳細は発表(15)～(20)を参照）

(3)ナノ流体製造技術

上記①～④の成果を踏まえて、ナノ流体技術の実用化に向けて基盤技術開発として、ナトリウムに適合するナノ流体の製造技術開発を進めている。要求されるナノ粒子仕様の製造制御に必要な装置化知見ならびにナトリウム分散手法の高度化知見が得られている。（詳細は発表(21)を参照）

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1] and Kuniaki ARA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
# (13) 反応抑制効果（その５）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(13) Reaction Suppression (5)

*永井　桂一[1]，斉藤　淳一[1]，荒　邦章[1]

[1]原子力機構

従来の設計想定を上回る事象を含めた過酷な条件下におけるナトリウム漏えい燃焼火災を対象にナノ粒子分散ナトリウム（ナノ流体）の適用効果を評価している。本報は評価に先立ち燃焼反応抑制の寄与に係わる基礎特性とナノ流体の燃焼反応挙動を調査し今後の評価に備えた。

**キーワード：**高速炉プラント、ナトリウム火災、反応温度、燃焼期間、反応抑制

## 1. 計画

ナノ流体は、原子間相互作用に起因する反応抑制効果に加え、ナノ粒子の存在に起因する相乗効果（自己終息性）を有している[1]ので、設計基準を超える事象等に起因する事故等におけるナトリウム漏えい温度の高い条件であってもその効果が期待できる。このためナトリウム漏えい温度の高い条件による小規模な反応（燃焼）試験を行い、(1)反応抑制機能の維持（反応温度低下と燃焼反応速度緩和）、(2)反応の自己終息性を視点に調査した。

## 2. 実験方法

実験は、燃焼反応抑制の寄与に係わる基礎現象を把握することからナトリウム漏えい燃焼現象の一つであるプール燃焼反応に着目し、ナノ流体試料またはナトリウム試料を観察容器に入れ、加熱溶融し、上方から酸素ガスを供給して燃焼反応を生じさせることによりその際の燃焼挙動の観察と構造物（床ライナ）温度を計測した。

## 3. 結果と評価

**(1) 反応抑制機能の維持（反応温度低下と反応速度緩和）**　観察の結果、相当に厳しい漏えい温度（～600℃）においても、ナノ流体に期待される反応抑制機能が充分に維持されていることを確認した（図 1）。ナノ流体はナトリウムに比較して燃焼による構造物への熱的影響が顕著に抑制されることが確認された。これはナノ粒子分散による原子間相互作用が有効、且つナトリウム漏えい温度が上昇しても反応抑制効果が安定であることを意味している。

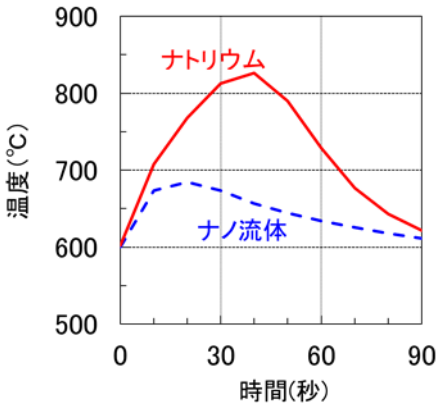



図 1　DEC 条件におけるプール燃焼による構造物（床ライナ）温度

**(2) 自己終息性（燃焼の途中終息現象）**　燃焼反応後の燃焼生成物の状態を観察すると、ナトリウムはほぼ完全に燃焼して酸化物の形成が観察されたのに対し、ナノ流体は漏えい温度が上昇しても燃焼プール表層部のみ酸化物が形成され、その下面の液深部には未燃焼ナトリウム（ナノ流体）が存在し反応が終息（停止）することが確認された。ナノ流体は大規模漏えいの場合に堆積厚み（深さ）が増しても燃焼反応界面で自己終息効果を有することから漏えい規模が拡大してもその影響を限定できる可能性がある。

## 4. まとめと今後の予定

従来の設計基準を超える漏えい温度を想定した燃焼試験を実施し、ナノ流体適用による寄与として漏えいナトリウム温度が高い場合でも燃焼温度の低下による周囲への熱影響の緩和及び燃焼反応の自己終息効果が期待できることを明らかにした。今後は漏えい形態や規模への影響等について評価する予定である。

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

## 参考文献

[1] 斉藤、ほか、日本原子力学会「2015 年 春の年会」、G25

*Keiichi Nagai[1], Jun-ichi Saito[1] and Kuniaki Ara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
# (14) ナノ流体の適用性評価（反応評価その４）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(14) Evaluation of applicability of nanofluid to FBR plant (Evaluation for effects of sodium reaction (4))

*松村 篤[1]，吉岡 直樹[1]，荒 邦章[2]，斉藤 淳一[2]，永井 桂一[2]

[1]三菱 FBR システムズ，[2]原子力機構

本報では、ナノ流体の燃焼反応抑制に係るプラント適用性評価研究の進捗として、改良したナノ流体用燃焼解析モデルによる実験解析及びナノ流体をプラントに適用した場合の予測解析について報告する。

**キーワード：**液体ナトリウム，ナノ流体，高速炉プラント，ナノ粒子，ナトリウム燃焼反応

## 1. 緒言

ナノ流体のプラントへの適用性評価にあたっては、前報[1]で評価計画を、前報[2]で燃焼反応に関する評価手法の整備について報告している。本研究では、燃焼反応抑制に係る研究の進捗としてナノ流体用燃焼解析モデルの改良、新たな実験解析及びナノ流体をプラントに適用した場合の予測解析について報告する。

## 2. ナノ流体反応抑制評価モデルの改良及び燃焼実験解析

前報[2]において、ナノ流体の反応抑制作用を評価するため、燃焼量の増加に伴い燃焼面積を線形で減少させる「反応面積低減式」を燃焼モデルとして導入した。一方、[2]で整備したモデルでは、特に燃焼初期のナノ流体の反応抑制作用が過大に評価される傾向があることが分かった。そこで、燃焼面積低減速度を、燃焼進展に伴い増加させるよう改良した「反応面積低減式」を導入し、解析による実験の模擬性を向上させた。

ナトリウム及びナノ流体について、燃焼面積及び初期ナトリウム温度をパラメータとした実験が実施されているが、これらの実験を対象に改良した反応抑制評価モデルを用いて模擬解析を実施した。一例として、初期ナトリウム温度 600℃のケースにおける実験解析結果を図 1 に示す。ナトリウム、ナノ流体いずれの場合においても、ピーク温度及び温度推移の観点で、実験結果と解析結果が比較的一致している。また、その他のケースについても実験解析を実施し、概ね実験結果を模擬可能な見通しを得た。

## 3. ナノ流体をプラントに適用した場合の予測解析

2.で整備した反応抑制評価モデルを用いて、ナノ流体をプラントに適用した場合の予測解析を実施した。

小規模な漏えいにより、600℃のナトリウムが漏えい・燃焼することを想定した場合の予測解析結果を図 2 に示す。ナトリウムでは、漏えいが継続する間は 850℃程度の高温状態が継続するのに対し、ナノ流体を用いた場合はピーク温度が約 100℃程下するとともに、燃焼の継続時間が大幅に低減している。温度低減の効果に加え、ナノ流体において実験的に確認されている腐食抑制作用を考慮すると、ライナの腐食量が大幅に低減し、小規模漏えいによるライナ破損の可能性を排除できる可能性がある。

## 4. 結言

ナノ流体の反応抑制モデルの改良を行った上で、小規模なプール燃焼実験を対象に、実験解析を実施し、実験結果を概ね模擬可能な見通しを得た。さらにプラントに適用した場合の予測解析を実施し、ナノ流体を適用した場合、燃焼反応抑制効果により、プラントに与える影響を低減できる見通しを得た。

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果である。

**参考文献**

[1] 井手他、日本原子力学会「2015 年　春の年会」、G22
[2] 松村他、日本原子力学会「2015 年　春の年会」、G23

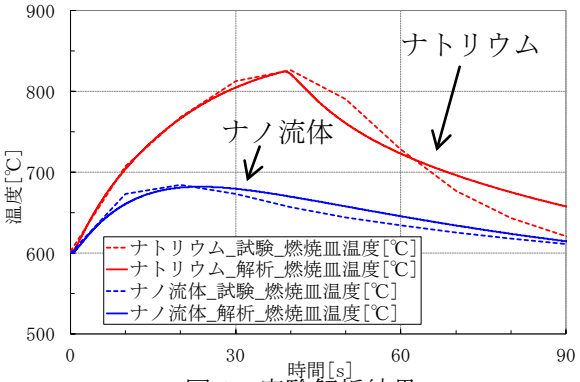



図 1　実験解析結果

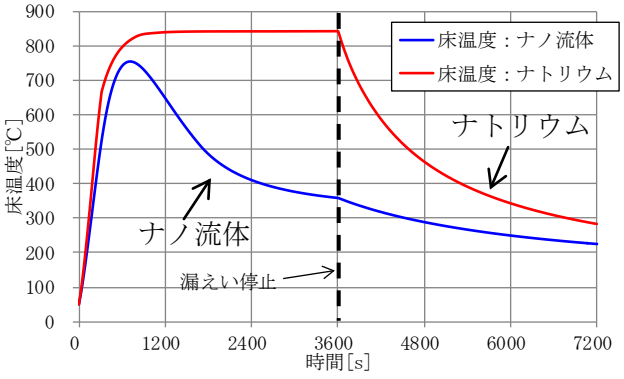



図 2　プラント予測解析

*Atsushi　MATSUMURA[1], Naoki YOSHIOKA[1], Kuniaki ARA[2], Jun-ichi SAITO[2], and Keiichi NAGAI[2]
[1] MITSUBISHI FBR SYSTEMS [2] Japan Atomic Energy Agency.

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
# (15) 理論検討（その２）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
(15) Theoretical study (No.2)

*佐藤 愛美[1]，石澤 由紀江[1]，張山 昌論[1]，三浦 隆治[1]，鈴木 愛[1]，宮本 直人[1]，
畠山 望[1]，宮本 明[1]，斉藤 淳一[2]，荒 邦章[2]
[1]東北大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナノ粒子分散ナトリウムの化学反応抑制効果を用いた、高速炉等の安全性を向上するための技術を開発している。その際に使用した独自開発の従来手法比 1000 万倍高速な超高速化量子分子動力学法と、その中で用いたパラメータフィッティング自動化プログラムについて、報告を行う。

**キーワード**：計算化学，ナノ流体，反応抑制

## 1. 緒言

従来の密度汎関数法（DFT）に基づく第一原理的手法に比べ、約 1000 万倍高速な超高速量子分子動力学法の開発を進めている。

## 2. 超高速量子分子動力学法

### 2-1. 第一原理パラメータの構築

本手法では、独自の Tight-Binding 近似により、原子軌道の形状とイオン化ポテンシャルをパラメータ化することで、大規模な高速シミュレーションを可能にしている。さらに、DFT の電子状態を精度よく再現する、第一原理パラメータの構築に成功した。特に、DFT 計算が困難な希土類元素についても計算が可能であり、実測に基づく熱力学データを参考にパラメータを構築している。

### 2-2. パラメータフィッティング自動化手法

この第一原理パラメータを決定するために、新しく人工知能による二つの手法を融合して、フィッティング作業の自動化を行った。パターンサーチ法では、現在の探索点周辺にてさらに目的関数値を下げる探索点を探す作業を繰り返すことにより、最適解を見つけ出す。乱択アルゴリズムに基づく焼きなまし法では、探索の範囲を広域から徐々に狭め、局所解からの脱出を図りながら最適解を絞り込む。

## 3. 結論

新しく人工知能による二つの手法を取り入れ、パラメータの高精度最適化を図った超高速量子分子動力学法を用いたことにより、ナトリウム液体中のジルコニウムナノ粒子について手本となる DFT 数値の再現に成功した。本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

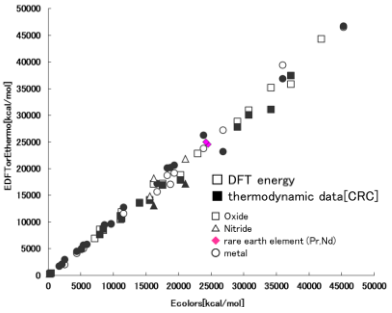


Fig.1 結合エネルギーの比較

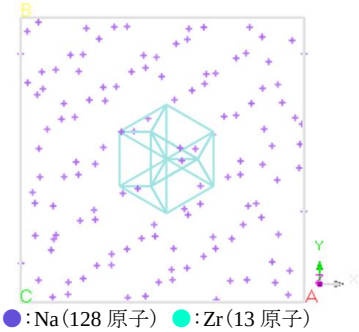


Fig.2 計算モデル

*Manami Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Masanori Hariyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2] and Kuniaki Ara[2]
[1]Tohoku University, [2]JAEA

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究(16)

## 理論検討（その３）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium (16)
Theoretical study (No.3)

*石澤 由紀江[1], 稲葉 賢二[1], 小原 幸子[1], 三浦 隆治[1], 鈴木 愛[1], 宮本 直人[1], 畠山 望[1], 宮本 明[1], 斉藤 淳一[2], 荒 邦章[2]
[1]東北大学, [2]原子力機構

ナノ流体の反応抑制メカニズムを解明するために、独自に開発した量子分子動力学計算手法を用いて、液体ナトリウムと金属ナノクラスターとの間の原子間相互作用や電荷移行、液体ナトリウム中での金属ナノクラスター構造の安定性について検討・解析した内容を報告する。

**キーワード**：計算化学，ナノ流体，安全性

### 1. 緒言

近年、エネルギー・環境問題の解決や安全・安心社会の実現のために多様な研究分野において計算化学手法が用いられてきている。本研究では超高速化量子分子動力学法(UA-QCMD)を高速炉の冷却材として使用するナトリウムにナノ粒子を分散させたモデルに適用し、化学的な結合について理論的に検討した。

### 2. 計算手法

UA-QCMD は、パラメータ化によって、従来の密度汎関数法(DFT)に基づく第一原理計算プログラムと比べ、約 1000 万倍の高速化を達成化し、大規模な系のシミュレーションが可能である。適切なパラメータを構築する事で金属や化合物において DFT の結果や実測に基づく熱力学データを精度よく再現する事が可能である。本手法を用い、ナトリウム液体内の金属ナノ粒子(Fig.1)の量子計算を行った。

### 3. 計算結果

ナトリウム液体内にチタンナノ粒子を分散させた場合の電荷分布を Fig.2 に示す。ナトリウム-チタン間の電子移動は小さく、近接するナトリウム-チタン間の相互作用は共有結合性が主となる。Fig.3 に結合エネルギーの原子間距離依存性を示す。近接するチタン-ナトリウム間には約 20[kcal/mol]の結合エネルギーが生じているが、5～6Å離れると相互作用がなくなる(Fig.3(b))。このことから、ナノ粒子表面には 1 原子層分のナトリウムが吸着し、分散したナノ粒子同士は凝集し難い事を 2015 年春の年会で報告した。今回、チタンナノ粒子以外にも凝集し難い金属がないかの検討をし、効果のある金属の候補を挙げる事に成功した。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

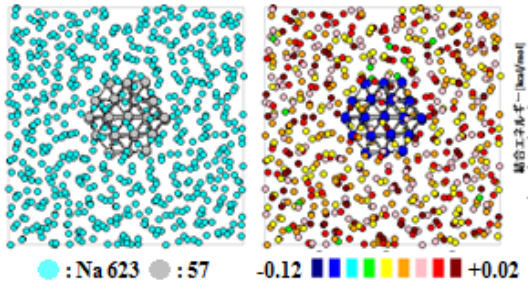



Fig.1 計算モデル




Fig.2 電荷分布

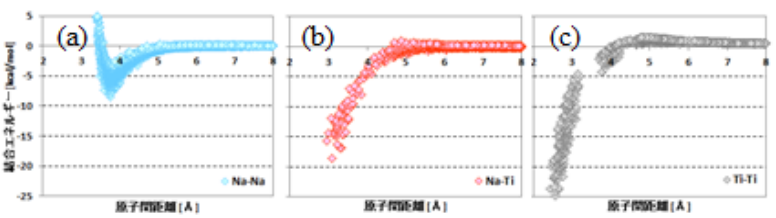



Fig.3 (a) Na-Na , (b) Na-Ti , (c) Ti-Ti の結合エネルギー

*Yukie Ishizawa[1], Kenji Inaba[1], Yukiko Obara[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2] and Kuniaki Ara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

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

# [2N15-19] nanoparticle suspension sodium 2

Chair: Yuichi Shimada (JANSI)

Sun. Mar 27, 2016 4:05 PM - 5:25 PM  Room N (Lecture Rooms C C202)

## [2N15] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Ryo Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Yukiko Obara[1], Manami Sato[1], Kenji Inaba[1], Kotaro Okushi[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] （1.Tohoku University, 2.Japan Atomic Energy Agency）

4:05 PM - 4:20 PM

## [2N16] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Kenji Inaba[1], Manami Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Yukiko Obara[1], Ryo Sato[1], Kotaro Okushi[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] （1.Tohoku University, 2.JAEA）

4:20 PM - 4:35 PM

## [2N17] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Kotaro Okushi[1], Manami Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Yukie Obara[1], Ryo Sato[1], Kenji Inaba[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] （1.Tohoku University, 2.JAEA）

4:35 PM - 4:50 PM

## [2N18] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Yukiko Obara[1], Yukie Ishizawa[1], Kenji Inaba[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] （1.Tohoku University, 2.JAEA）

4:50 PM - 5:05 PM

## [2N19] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

＊Koichi Fukunaga[1], Masahiko NAGAI[1], Tsuyoshi KITAMURA[1], Kuniaki ARA[2], Junichi SAITO[2], Keiichi NAGAI[2] （1.MHI, 2.JAEA）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究(17)
# 理論検討(その 4)

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium(17)
Theoretical Study(No.4)

*佐藤　亮[1]　石澤由紀江[1]　小原幸子[1]　佐藤愛美[1]　大串巧太郎[1]
稲葉賢二[1]　畠山　望[1]　宮本　明[1]　斉藤淳一[2]　荒　邦章[2]
[1]東北大学　[2]日本原子力研究開発機構

ナノ粒子をナトリウム中に分散させる事で、反応抑制作用によって燃焼を途中で自然停止させる技術を開発している。その中で、独自開発の動的モンテカルロ法を用いた、ナノ流体の燃焼抑制・自己終息に関するメソシミュレーションについて、報告を行う。

**キーワード**：計算化学、ナノ流体、安全性、反応抑制

## 1. 緒言

様々な分野で応用が進められているマルチレベル計算化学手法を、高速炉の冷却材として使用するナトリウムにナノ粒子を分散させたナノ流体に適用した。ナノ流体の燃焼抑制・自己終息メカニズムについて、μm スケールでの計算が可能な動的モンテカルロ法を用いた計算手法を開発して計算を行った。

## 2. 計算

ナトリウムと酸素が反応してナトリウム酸化物を生成するナトリウムの燃焼反応を、確率論に沿った乱数を発生させて解く動的モンテカルロ法を用いて計算する。本手法により、純ナトリウムとナノ流体で燃焼シミュレーションを行った。

## 3. 結果及び考察

純ナトリウムの計算(図 1)では、ナトリウムは酸素と反応してナトリウム酸化物を生成する。ナトリウム酸化物は濡れや毛管現象、還元反応等を要因としてナトリウムを吸い上げ、ナトリウム酸化物上で酸化反応が継続する。計算ではナトリウム酸化物が上方へ成長していく様子を確認できた。

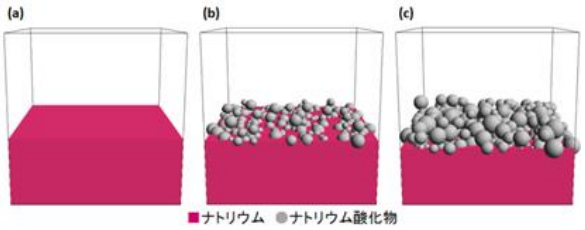



図 1. 純ナトリウムでのナトリウム酸化物の成長

それに対してナノ流体の計算(図 2)では、ナトリウム酸化物の生成に加えて、チタン粒子がナトリウムと酸素と反応して Na-Ti-O 安定化合物を生成する。Na-Ti-O 安定化合物はナトリウム酸化物内のナトリウムの流路を閉塞する役割を果たすため、ナトリウム酸化物の成長を抑制する。計算ではナトリウム酸化物の成長が抑えられている様子を確認できた。以上の結果からチタン粒子を分散させる事でナトリウム酸化反応を抑制できることが示唆された。

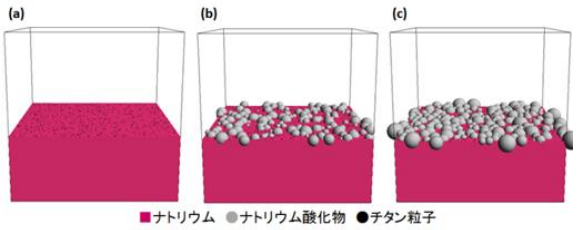



図 2.ナノ流体でのナトリウム酸化物の成長

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

Ryo Sato[1] Yukie Ishizawa[1] Yukiko Obara[1] Manami Sato[1] Kotaro Okushi[1] Kenji Inaba[1] Nozomu Hatakeyama[1]
Akira Miyamoto[1] Junichi Satio[2] Kuniaki Ara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する検討(18)
# 理論検討（その５）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium (18)
Theoretical study (No.5)

*稲葉 賢二[1], 佐藤 愛美[1], 石澤 由紀江[1], 小原 幸子[1], 佐藤 亮[1], 大串 巧太郎[1],
三浦 隆治[1], 鈴木 愛[1], 宮本 直人[1], 畠山 望[1], 宮本 明[1], 斉藤 淳一[2], 荒 邦章[2]
[1]東北大学, [2]原子力機構

ナノ流体の反応抑制メカニズムを解明するために、独自に開発した超高速量子分子動力学計算手法(UA-QCMD)を用いて、$O_2$による酸化反応を純 Na、ナノ流体それぞれに対して行いその違いを確認した。
**キーワード：**計算化学，ナノ流体，安全性

## 1. 緒言

ナノ流体の燃焼抑制には反応の自己終息性にあると推定されている。その燃焼抑制・自己終息メカニズムの解明のため、量子分子動力学法を用いナノ流体の酸化反応過程を計算しメカニズムの検討を行った。

## 2. 計算手法

パラメータ化によって、従来の密度汎関数法に基づく第一原理計算プログラムと比べ約 1000 万倍の高速化を達成化した UA-QCMD を用いて、純 Na、ナノ流体それぞれ表面モデルを作成し、500℃NVE の条件で $O_2$ 分子を一定時間置きに表面上方から衝突させ、それぞれの酸化の様子を UA-QCMD によって再現した。

## 3. 計算結果

純 Na では、表面に衝突した $O_2$ はまず解離せずにそのまま表面内部に侵入し、全ての $O_2$ が解離せず、$Na_2O_2$、$Na_2O$ が混在した状態になる。$O_2$ は表面全体に均一に降らせているが、計算を進めていくと徐々に Na 酸化物の塊が出来るように集まってくる事が確認出来た(Fig.1)。ナノ流体では、内部に入り込んで解離した O がナノ粒子に捕まり、O を介した強い化学結合で繋がっていくことでナノ粒子周辺の Na が固定化される結果になった。そのため表面への Na の拡散が制限され、ナノ流体の反応抑制効果となって現れる事が理論計算からも確認出来た(Fig.2)。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

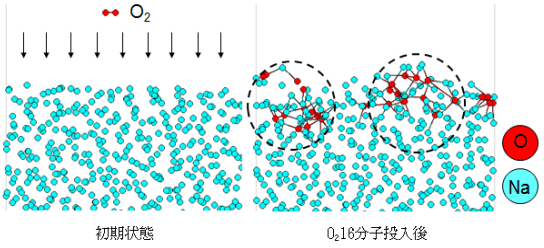



Fig.1 ナトリウム酸化 UA-QCMD 結果

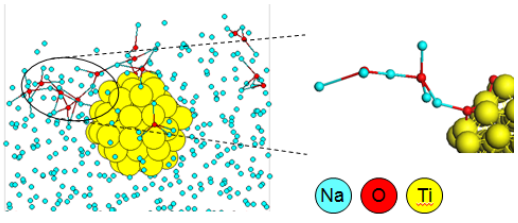



Fig.2 ナノ流体酸化 UA-QCMD 結果

---

*Kenji Inaba[1], Manami Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Yukiko Obara[1], Ryo Sato[1], Kotaro Okushi[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1],
Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2] and Kuniaki Ara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する検討(19)
# 理論検討（その６）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium (19)
Theoretical study (No6)

*大串巧太郎[1]，佐藤　愛美[1]，石澤　由紀江[1]，小原　幸子[1]，佐藤　亮[1]，稲葉　賢二[1]，
畠山　望[1]，宮本　明[1]，斉藤　淳一[2]，荒　邦章[2]
[1]東北大学，[2]原子力機構

液体ナトリウムやナノ流体液滴に関する現象は、液滴の運動のみならず、蒸発、表面反応（結晶成長）、着火、気相反応、液滴の温度予測等複雑な現象が絡んでいると予測される。これらを計算化学の観点でモデル化し、実験値と比較して、ナノ流体の反応抑制メカニズムを定量的に評価することを試みた。

**キーワード**：計算化学，ナノ流体，反応抑制

## 1. 緒言

液体ナトリウムとナノ流体における燃焼速度の違いは、着火後の気相での反応において反応物であるナトリウム原子の供給速度差によると考えられ、よって両者の蒸発速度の差と、液滴表面での反応によって生じたナトリウム酸化物の構造差に起因すると考えられる。液滴表面の反応において、液体ナトリウム表面では柱状反応物が生成し、ナトリウムが表面に拡散して、さらなる酸化が進む。一方、ナノ流体表面では液滴中のナノ粒子の表面が酸化されることでナトリウムが固定化されるため、ナトリウムの酸化が抑制される（自己終息性）。　以上を元に今回、計算化学の観点でモデル化し、シミュレーションを実施した。

## 2. 計算手法

本計算では三次元の等間隔格子の中央に球状の液体ナトリウムもしくはナノ流体の液滴を配置する。流入する酸素や生成されるナトリウムの運動は、離散化したナビエ-ストークス方程式を用いて計算する（Fig.1）。液滴の表面にある格子点で物質収支と熱収支の計算を行い、表面反応量と蒸発量の計算を行う。自己終息性のモデルについて、反応酸化物が表面を覆った割合（被覆率）を定義し、液体ナトリウムは構造上被覆率が１（反応物であるナトリウムが曝露されないので反応量が０）にならないが、ナノ流体の場合は１となり反応が収束するとした。

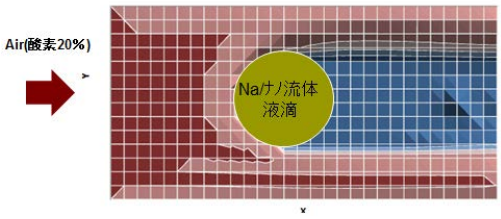



Fig.1 本ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝの計算ﾓﾃﾞﾙ

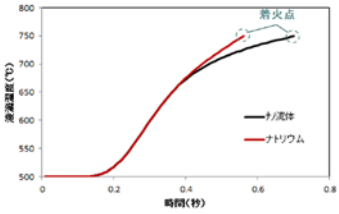



Fig.2 液体ﾅﾄﾘｳﾑとﾅﾉ流体の着火予測

## 3. 計算結果

着火遅れの実験データを再現することができた（Fig.2）。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Kotaro Okushi[1], Manami Sato[1], Yukie Ishizawa[1], Yukiko Obara[1], Ryo Sato[1], Kenji Inaba[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2] and Kuniaki Ara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究(20)
# 理論検討（その７）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium (20)
Theoretical study (No.7)

*小原　幸子[1], 稲葉　賢二[1], 石澤 由紀江[1], 三浦　隆治[1], 鈴木　愛[1], 宮本　直人[1], 畠山　望[1], 宮本　明[1], 斉藤　淳一[2], 荒　邦章[2]
[1]東北大学, [2]日本原子力研究開発機構

**独自に開発した量子分子動力学計算手法により、液体ナトリウムおよびナノ粒子分散ナトリウムにおける各原子間相互作用を解析し、実測による各物性値との相関関係から物性評価予測を行った結果を報告する。**

**キーワード：**計算化学，ナノ流体，安全性

## 1. 緒言

本研究では超高速化量子分子動力学法(UA-QCMD)を高速炉の冷却材として使用するナトリウム液体、およびナノ粒子分散させたナトリウムのモデルに適用し、得られた原子間相互作用から物性評価予測への応用を検討する。

## 2. 計算手法

UA-QCMD は、パラメータ化によって従来の密度汎関数法(DFT)に基づく第一原理計算プログラムと比べ、約 1000 万倍の高速化を達成化し大規模な系のシミュレーションが可能である。適切なパラメータを構築する事で金属や化合物において DFT の結果や実測に基づく熱力学データを精度よく再現する事が可能である。

## 3. 計算結果

200℃、300℃、500℃の温度ごとに作成したナノ粒子分散ナトリウムのモデルを Fig.1 に示す。これらのモデルから得られる原子間相互作用をもとに凝集エネルギー密度を算出し、横軸に凝集エネルギー密度、縦軸に実測の表面張力をとった図を Fig.2 に示す。この結果、原子レベルのモデルを構築しそこで得られる原子間相互作用によって表面張力の予測を行うことが可能であることを示した。

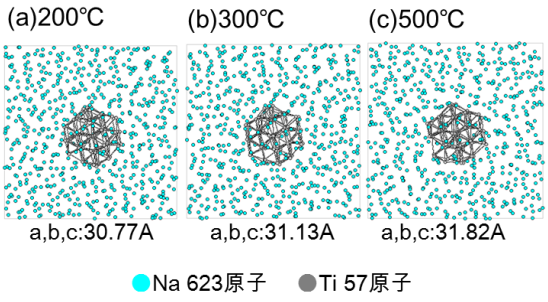



Fig.1 (a)200℃での計算モデル,(b)300℃,(c)500℃

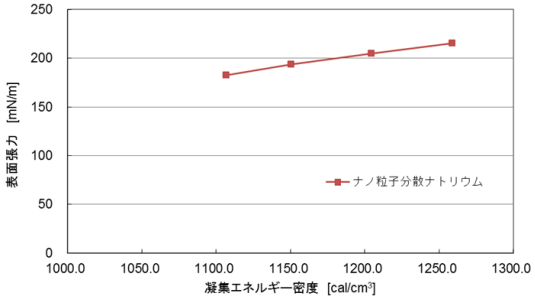



Fig.2 凝集エネルギー密度の表面張力

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

* Yukiko Obara [1], Kenji Inaba[1], Yukie Ishizawa [1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2] and Kuniaki Ara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

(21) ナノ流体製造技術開発（その２）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension

(21) Development of Nanoparticle Fabrication technology (No.2)

*福永 浩一[1]，永井 正彦[1]，北村 剛[1]，荒 邦章[2]，斉藤 淳一[2]，永井 桂一[2]

[1]三菱重工，[2]原子力機構

ナノ粒子のナトリウム中への分散性向上を目的に，ナノ粒子サイズの制御，ナノ粒子形状制御による凝集状態の制御，ナノ粒子表面への金属修飾によるナトリウムと粒子との界面に着目したナノ粒子製造技術の開発を行った。

**キーワード**：ナノ粒子 1，ナトリウム 2，ナノ流体 3，製造技術 4，分散 5

## 1. 緒言

ナノ粒子がナトリウム中で高い化学的活性度抑制効果を発現するには，粒子表面が清浄且つ粒子径が小さい事が必要であるが，微粒化によって表面積も大きくなるため凝集力が増加し分散が困難となる。加えてナトリウムは一般的な分散媒と比較し表面張力が大きく，また化学的活性が高いため一般的な分散剤等を用いた手法が適用できない。

そこで報告者らはナノ粒子製造技術として，湿式法などと比較して清浄な粒子が得られる気相蒸発法を用い，ナノ粒子凝集状態および表面状態に着目した，粒子サイズおよび粒子形状制御による凝集状態の改善およびナノ粒子界面への金属修飾処理技術を開発した。

## 2. 実験

### 2-1. ナノ粒子サイズ制御技術の開発

ナノ粒子サイズは粒子の凝集状態に大きく影響を及ぼす。そこで気相蒸発法におけるナノ粒子生成メカニズムに着目し[1]，ナノ粒子核生成時の金属蒸気分圧と金属蒸気冷却速度による，ナノ粒子径制御技術を開発した。図 2.1 に金属蒸気分圧と TEM 観察結果より求めた生成粒子径の関係を示す。図のとおり金属蒸気分圧を制御することにより粒子径を制御可能となった。

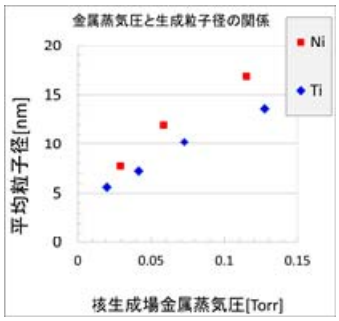



図 2.1　金属蒸気分圧と平均粒子径の関係

### 2-2. ナノ粒子形状制御技術の開発

ナノ粒子の大きな比表面積を有効に活用するには，粒子が単一球で分散している状態が好ましい。しかしながら，数十ナノメートル以下のナノ粒子は凝集力が大きく製造以降の取り扱い過程で強固な二次、三次凝集体を形成してしまう。そこで立体障害による凝集防止効果を狙った鎖状粒子の実現に取り組んだ。具体的には，ナノ粒子製造時の核生成・成長段階に着目し，キャリアガスの流動状態にて成長中の核同士を衝突頻度を制御することで粒子を鎖状に成長させた。図 2.2 に試作した鎖状粒子の TEM 画像を示す。流動状態を能動的に変化させることで，複数の形状の粒子が製造できることを確認した。

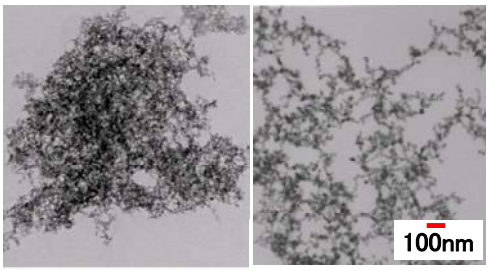



図 2.2　凝集粒子と鎖状粒子の TEM 観察写真

### 2-3. ナノ粒子表面への金属修飾技術の開発

今回対象としているチタンはナトリウムとの原子間相互作用を持つものの，ナノサイズであるため濡れ性が悪く，分散が困難である。そこで，チタン表面にナトリウムに速やかに溶解する銀を被覆させることでナトリウムとナノ粒子との界面の改善を狙った粒子の製造技術を開発した。具体的にはチタンに銀を数 wt%加えた原料を用い，蒸気分圧および融点の差に着目した製造技術を検討し，試作した粒子を TEM 観察したところ、微粒物質が表面に付着した数十ナノメートルの粒子を得ることができた。また得られた粒子の ICP 分析により，実際に銀が約 10wt%確認されたことから，目的どおり粒子表面に銀を修飾することができたと考えられる。

## 3. 結論

ナノ粒子分散ナトリウムの製造技術として，金属蒸気分圧制御によるナノ粒子サイズの制御，ナノ粒子核生成時のキャリアガス流動状態制御によるナノ粒子形状制御および金属蒸気分圧と金属融点差を利用したナノ粒子表面への銀修飾技術にて，粒子の凝集状態およびナトリウムと形成される界面に着目したナノ粒子の製造技術を開発した。今後，試作した各種ナノ粒子のナトリウム中への分散試験を実施し，分散性向上効果を確認する。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 26 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

### 参考文献

[1] 福永浩一、永井正彦、荒邦章、斉藤淳一、気相蒸発法を用いたシングルナノサイズ金属微粒子製造技術の開発、化学工学会 第 46 回秋季大会

*Koichi Fukunaga[1], Masahiko Nagai[1], Tsuyoshi Kitamura[1] , Kuniaki Ara[2], Jun-ichi Saito[2] and Keiichi Nagai[2]

[1]MHI., [2]JAEA.

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

# [2N20-23] high temperature gas-cooled rector

Chair: Shigenobu Kubo (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 5:25 PM - 6:30 PM  Room N (Lecture Rooms C C202)

## [2N20] Nuclear and thermal design for high temperature gas-cooled reactor with SiC matrix fuel

＊Minoru GOTO[1], Yoshitomo INABA[1], Jun AIHARA[1], Shohei UETA[1], Yukio TACHIBANA[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

5:25 PM - 5:40 PM

## [2N21] Collaboration with Republic of Kazakhstan regarding irradiation performance of HTGR fuel

＊Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Junya Sumita[1], Asset Shaimerdenov[2], Daulet Dyussambayev[2], Shamil Gizatulin[2], Petr Chakrov[2], Nariaki Sakaba[1] （1.JAEA, 2.INP）

5:40 PM - 5:55 PM

## [2N22] New reactor cavity cooling system (RCCS) having passive safety features

＊Kuniyoshi Takamatsu[1], Tatsuya Matsumoto[2], Koji Morita[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyushu University）

5:55 PM - 6:10 PM

## [2N23] IS Process Hydrogen Production Test for Total Components and System

＊Hiroaki Takegami[1], Hiroki Noguchi[1], Nobuyuki Tanaka[1], Jin Iwatsuki[1], Yu Kamiji[1], Seiji Kasahara[1], Yoshiyuki Imai[1], Shinji Kubo[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# SiC マトリックス燃料を装荷した高温ガス炉の核熱設計

Nuclear and thermal design for high temperature gas-cooled reactor with SiC matrix fuel

*後藤 実，稲葉 良知，相原 純，植田 祥平，橘 幸男
原子力機構

従来の黒鉛マトリックス燃料を装荷した高温ガス炉と同等の性能（出力及び運転日数）を持つ、耐酸化性能に優れる SiC マトリックス燃料を装荷した高温ガス炉の核熱設計について報告する。

**キーワード**：高温ガス炉，核熱設計，空気侵入事故，耐酸化燃料，SiC マトリックス

## 1. 緒言

原子力機構は、高温ガス炉の空気侵入事故時における耐酸化性能を向上した革新的な燃料要素の基礎基盤技術の確立を目指し、耐酸化性能に優れる SiC を燃料要素の母材として適用する技術の開発を行っている（SiC マトリックス燃料）。Si は熱中性子捕獲断面積が黒鉛に比べて約 40 倍大きく、中性子の減速に寄与しないなど黒鉛と異なる核的な特性を持つ。そのため、従来の高温ガス炉の黒鉛マトリックス燃料を同じ濃縮度の SiC マトリックス燃料に換えても、同等の性能（出力及び運転日数）は得られない。そこで、従来と同等の性能を持つSiCマトリックス燃料を装荷した高温ガス炉の提示を目標とし核熱設計を行った。

## 2. 設計・解析条件

SiC マトリックス燃料を装荷した高温ガス炉の核熱設計は、小型高温ガス炉 HTR50S（熱出力 50MW、運転日数 730 日）[1]をベースにして行った。平均濃縮度は前述の理由により HTR50S に比べて 1.1wt%高く設定した。最大濃縮度は、製造性の観点から国内で製造実績のある 10wt%とした。濃縮度及び可燃性毒物の種類は、HTR50S と同様にそれぞれ 3 種類及び 2 種類とした。燃料の配置を表 1 に示す。SRAC [2]を用いて全炉心燃焼計算を行い過剰反応度及び出力分布を算出するとともに、ブランチオフ計算を行って炉停止余裕及び反応度温度係数を評価した。また、出力分布の計算結果を用いて FTCC [3]により燃料最高温度を評価した。

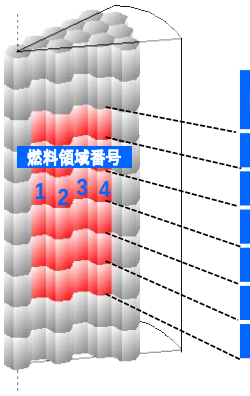



表1 燃料の配置 (wt%)
（平均濃縮度7.2 wt%）

| レイヤ | 燃料領域番号 1 | 2 | 3 | 4 |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 8.0 | 8.0 | 10.0 | 10.0 |
| 2 | 8.0 | 8.0 | 10.0 | 10.0 |
| 3 | 5.4 | 5.4 | 8.0 | 8.0 |
| 4 | 5.4 | 5.4 | 8.0 | 8.0 |
| 5 | 5.4 | 5.4 | 5.4 | 5.4 |
| 6 | 5.4 | 5.4 | 5.4 | 5.4 |

## 3. 解析結果

熱出力 50MW、運転日数 730 日に必要な過剰反応度を確保するとともに、炉停止余裕、反応度温度係数及び燃料最高温度が設計要求（炉停止余裕：低温ワンロッドスタック条件で 1%Δk/k 以上、反応度温度係数：運転期間にわたり負、燃料温度：運転期間にわたり 1495℃以下）を満たすことを確認した。

## 4. 結言

従来と同等性能の SiC マトリックス燃料を装荷した高温ガス炉の核熱設計を提示することができた。

## 参考文献

[1] 後藤実　他，JAEA-Technology 2012-017.
[2] K. Okumura, et al., JAEA-Data/Code 2007-004.
[3] 稲葉良知　他，JAEA-Data/Code 2014-023.

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「高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究」の成果です。

*Minoru Goto, Yoshitomo Inaba, Jun Aihara, Shohei Ueta and Yukio Tachibana
Japan Atomic Energy Agency

# 高温ガス炉の照射性能に関するカザフスタンとの協力研究

Collaboration with Republic of Kazakhstan regarding Irradiation Performance of HTGR Fuel

*植田 祥平[1]，相原 純[1]，角田 淳弥[1]，ｱｾｯﾄ･ｼｬｲﾒﾙﾃﾞﾉﾌ[2]，
ﾀﾞｳﾚｯﾄ･ﾃﾞｭｯｻﾝﾊﾞｲｴﾌ[2]，ｼｬﾐｰﾙ･ｷﾞｻﾞﾂﾘﾝ[2]，ﾍﾟｰﾀｰ･ﾁｬｸﾛﾌ[2]，坂場 成昭[1]
[1]原子力機構，[2]カザフ核物理研

100GWd/t 規模の高燃焼度で使用可能な新設計の高温ガス炉(HTGR)燃料の照射性能を把握するため、カザフスタン核物理研究所(INP)の WWR-K 炉を用いたキャプセル照射試験を実施した。照射中の核分裂生成物(FP)の放出率データにもとづく燃料の健全性評価の結果ならびに照射後試験の計画を報告する。

**キーワード**：高温ガス炉，カザフスタン，燃料，高燃焼度，照射試験，照射後試験

## 1. 緒言

高温ガス炉の実用化に向けた経済性向上や廃棄物量の大幅低減を目指して、最高燃焼度 160GWd/t を目標とする高燃焼度化燃料の研究開発を進めている。これまで、高温工学試験研究炉(HTTR)用に最適化した商用設備で製造した燃料で、実用高温ガス炉の平均燃焼度に相当する 100GWd/t 規模の照射データは得られていなかった。そこで、新設計の高燃焼度化燃料を HTTR 燃料技術を適用して製造し、その照射性能を把握することを目的として、高温ガス炉開発を国家計画として進めているカザフスタン共和国において、INP が所有する WWR-K 照射炉を用いた照射試験を 2012 年 10 月から開始し[1]、2015 年 4 月まで実施した。

## 2. 試験方法及び結果

### 2-1. キャプセル照射試験

照射試験は、照射温度 1,050℃、照射日数 400 日、燃焼度 100 GWd/t をそれぞれ目標に実施され、燃焼度は照射終了までに約 94 GWd/t に到達した。照射中の燃料の健全性を評価するため、燃料をスウィープするヘリウムガス中に放出された核分裂生成物(FP)ガスのうち、先行核種の影響を受けない $^{88}$Kr を定量分析した。HTTR 運転データ等にもとづき燃料からの FP ガス放出挙動をモデル化した評価式で求めた $^{88}$Kr の放出率予測値を測定値と比較する方法で、照射中の被覆燃料粒子の追加破損の割合を評価した。その結果（図 1）、測定値は燃料製造時に生じたウランによる表面汚染レベルから初期破損（製造時に生じた僅かな燃料破損）レベルの範囲に収まり、燃料が設計通りの照射健全性を有することが示された。

### 2-2. 照射後試験計画

今後、燃料の照射特性をより詳しく調べるため、照射済み燃料試料を用いた照射後試験を 2 カ年計画で実施する予定である。1 年目は、INP のホットラボ施設において照射キャプセルから照射済み燃料試料を取出し安全に取扱うための周辺機器の設計・製作を行うとともに、照射後試験に用いる装置を製作する。2 年目は、照射後試験を実施し、照射特性データ（燃焼特性、寸法変化、燃料破損率、等）を取得する。

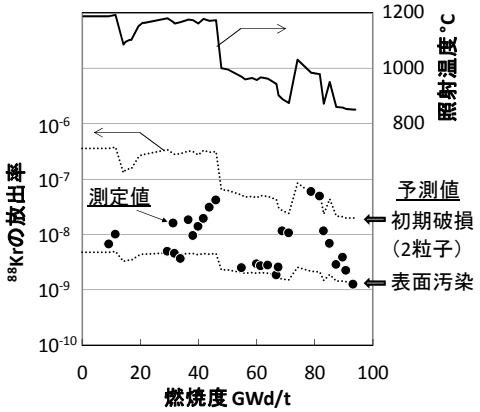



図 1 照射中の $^{88}$Kr 放出率の変化

### 参考文献

[1] 植田祥平他、高温ガス炉開発に関するカザフスタンとの協力研究(2)、2013 年秋の大会、G40.

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Junya Sumita[1], Asset Shaimerdenov[2], Daulet Dyussambayev[2], Shamil Gizatulin[2], Petr Chakrov[2] and Nariaki Sakaba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Institute of Nuclear Physics of the Republic of Kazakhstan

# 受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備<br>実機の RCCS と等倍縮小した除熱試験装置の比較方法

New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) Having Passive Safety Features

Comparison Methodology between a Real RCCS and a Scale-down Heat Removal Test Facility

*高松 邦吉[1]，松元 達也[2]，守田 幸路[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]九州大学

東京電力(株)の福島第一原子力発電所事故(以下、福島事故)後、安全上優れた特性を有する冷却設備に関する研究は、極めて重要なテーマである。そこで、動的機器および非常用電源等を必要とせず、福島事故のようにヒートシンクを喪失することのない、受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備(以下、冷却設備)を提案する[1]。

**キーワード**：炉容器冷却設備，受動的安全性，HTGR，HTTR，VHTR，ふく射，自然対流

## 1. 緒言

福島事故によって、全く“除熱”ができない“想定外の”状況も発生するという、新たに顕在化した課題を早期解決するため、受動的安全性を持つ新しい冷却設備を提案する。本冷却設備は、全電源喪失に影響されず、定格運転時の一部の放出熱、および炉停止後の崩壊熱を、常に安定的に受動的に除去できる。また、事故時においては、高温ガス炉の炉心内にある大量の黒鉛が、初期の崩壊熱を顕熱として吸収できる。本冷却設備が持つ冷却能力の範囲まで崩壊熱が減少した後は、長期間(無限時間)に渡って、崩壊熱を受動的に除去できる。

## 2. 新しい炉容器冷却設備の提案

できるだけ人間の判断を必要とせず、究極的には運転員なし(マニュアルなし)でも原子炉システムの安全性が担保できるような、受動的安全性を追求する。具体的には、冷媒の漏えいを考慮する必要の無いふく射をできるだけ用いる(図 1、図 2)。また、除熱すべき熱流束を小さくするため、RPV の表面を加工し、フィン等を追加することで、熱交換面積を増加させる(図 3)。さらに、ヒートシンク(大気)との熱交換面を加工し、フィン等を追加することで、熱交換面積を増加させる(図 3)。

パラボラの形状(赤)を採用すると、ふく射(→:矢印)のみで、RPV からの熱をヒートシンクとの熱交換面(青)へ伝播させることができる

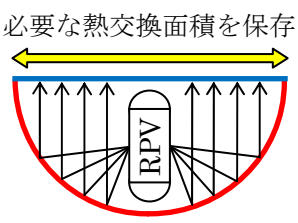



図 1

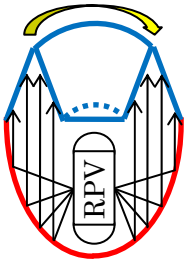



図 2

熱交換面を折り畳むことで、必要な熱交換面積を保存

パラボラの形状(赤)から離れると、ふく射(→:矢印)および自然対流で、RPV からの熱をヒートシンクとの熱交換面(青)へ伝播させることができる

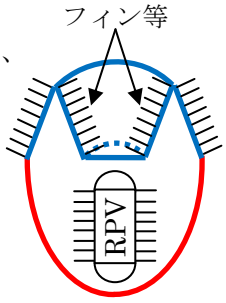



図 3

## 3. 解析および実験計画

平成 27 年度は、①実機の大きさの冷却設備の解析、②等倍に縮小したスケールモデル(伝熱試験装置)の設計を完了した。平成 28 年度は、スケールモデルを用いた実験を行い、除熱の物理的メカニズムを明らかにする。①と②の比較においては、RPV の代表温度、冷却設備の冷却面の代表温度を、実機の温度に合わせる。【ふく射】等倍に縮小することでスケールモデルの形態係数を同じにする。代表温度は実機の温度に合わせるので、ふく射で除熱される熱流束は同じになる。一方、空気を減圧すれば、自然対流の効果が減少し、ふく射のみによる除熱効果が検討できる。【自然対流】グラスホフ数 Gr を合わせるためにスケールモデル内の空気を加圧する。プラントル数 Pr は温度および圧力に依存しないため、レイリー数 Ra も同じになる。最後に、②の実験結果を再現できる改良された解析モデルを用いて、①の実機の冷却設備の除熱能力を実証する。

**参考文献**

[1] K. Takamatsu and R. Hu: New reactor cavity cooling system having passive safety features using novel shape for HTGRs and VHTRs, Annals of Nuclear Energy, 77, p.165 – 171, (2015).

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Tatsuya Matsumoto[2] and Koji Morita[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu University

# 実用工業材料製装置による IS プロセス連続水素製造試験

IS Process Hydrogen Production Test for Total Components and System

*竹上 弘彰[1]，野口 弘喜[1]，田中 伸幸[1]，岩月 仁[1]
上地 優[1]，笠原 清司[1]，今井 良行[1]，久保 真治[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構が進める熱化学水素製造法 IS プロセスの研究開発において、実用工業材料製の水素製造試験装置の反応器（硫酸分解器、HI 分解器、HI 濃縮器、ブンゼン反応器）それぞれに関して、安定した連続水素製造に不可欠な原料供給速度と生成物生成速度の関係を示すデータ取得を完了した。

**キーワード：**IS プロセス，高温ガス炉，水素製造，熱利用技術

## 1. 緒言

原子力機構では、固有の安全性を有し多様な産業利用が見込まれる高温ガス炉の熱利用技術の 1 つとして、熱化学水素製造法 IS プロセスの研究開発を進めている。現在、IS プロセスの実用化に向け、プラント全系に実用工業材料を用いた試験装置を製作し連続水素製造試験を進めている[1, 2]。本報では、安定した連続水素製造に不可欠な反応器の性能評価試験について報告する。

## 2. 反応器性能評価試験

### 2-1. 目的及び試験概要

IS プロセスは 3 つの化学反応から構成される閉サイクルプロセスであり、安定した水素製造を行うために、各反応工程の処理速度を制御して全体でバランスさせる必要がある。各反応の処理速度は、原料供給速度を操作して調整する必要がある。そこで、処理速度制御が必要な 4 つの反応器（硫酸分解器、HI 分解器、HI 濃縮器、ブンゼン反応器）について、それぞれの原料供給速度を変化させ、生成物生成速度との関係を明らかにした。

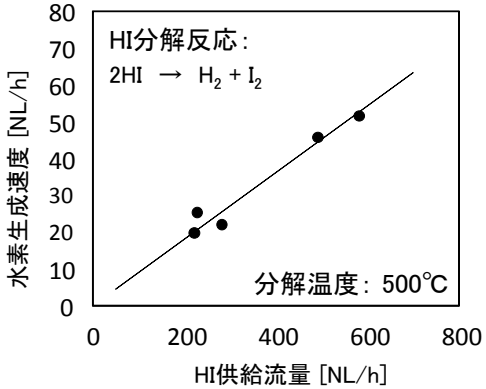



**図1 HI 供給流量と水素生成速度の関係**

### 2-2. 試験結果

硫酸分解器、HI 分解器、HI 濃縮器に関して、各反応器への供給流量と反応生成量の関係を示す物質収支データを取得した。いずれも、両者が比例関係にあり、反応器ごとに処理速度調整が可能であることを確認した。図 1 に一例として示した HI 分解器の結果では、HI 供給流量に比例して水素生成速度が増加しており、HI 供給量により水素製造量を制御可能であることを示している。また、ブンゼン反応器においては、供給された $SO_2$ ガスの全量が反応で消費され、反応収率が 1 であることを確認した。以上により、各反応器の処理速度調整が可能であることを確認して性能評価試験を完了し、次段階である 3 工程を連結した工程統合試験へと移行した。

### 参考文献

[1] 岩月 他、2015 年春の年会、G19、[2] 竹上 他、2015 年春の年会、G18

*Hiroaki Takegami[1], Hiroki Noguchi[1], Nobuyuki Tanaka[1], Jin Iwatsuki[1], Yu Kamiji[1], Seiji Kasahara[1], Yoshiyuki Imai[1] and Shinji Kubo[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

# [2O01-04] code-system development

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 9:45 AM - 10:45 AM Room O (Lecture Rooms C C201)

## [2O01] Development of Nuclear Data Processing System FRENDY

＊Kenichi Tada[1], Yasunobu Nagaya[1] （1.JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2O02] Development of Three-dimensional Heterogeneous Transport Code GENESIS based on the LEAF method

＊Akio Yamamoto[1], Akinori Giho （1.Nagoya University）

10:00 AM - 10:15 AM

## [2O03] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

＊Naoto Aizawa[1], Masahiro Yoshimura[1], Kenji Owada[1], Keiji Shikoda[2], Takashi Nakui[2], Fumito Kubo[2] （1.Tohoku University, 2.TOiNX）

10:15 AM - 10:30 AM

## [2O04] Development of Mitsubishi PWR Nuclear Design Code System GalaxyCosmo-S

＊Kazuya Yamaji[1], Yohei Kamiyama[1], Hiroki Koike[2], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1] （1.Mitsubishi Heavy Industries,Ltd., 2.MHI Nuclear Systems and Solution Engineering Co., Ltd.）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 国産核データ処理システム FRENDY の開発
# (3) 非分離共鳴領域の確率テーブル作成

Development of Nuclear Data Processing System FRENDY

(3) Construction of the probability table in the unresolved resonance region

*多田 健一[1]，長家 康展[1]

[1]原子力機構

原子力機構では、国産核データ処理システム FRENDY(FRom Evaluated Nuclear Data librarY to any application)の開発を進めている。本稿では、FRENDY の非分離共鳴領域の確率テーブル作成について報告する。

**キーワード：**FRENDY、核データ処理、確率テーブル、非分離共鳴、SLBW、カイ二乗分布

## 1. 緒言

核データ処理は、評価済み核データと臨界計算コードを繋ぐ重要なプロセスである。原子力機構では 2013 年度より、国産核データ処理システム FRENDY の開発を進めている。本稿では、今年度新たに実装した非分離共鳴領域の確率テーブル作成機能について報告する。

## 2. FRENDY の非分離共鳴領域の確率テーブル作成について

非分離共鳴領域の確率テーブル作成で重要となるのは、ドップラー拡がりを考慮した温度 T [K]の Single-Level Breit-Wigner (SLBW)の共鳴断面積の計算と、共鳴幅の計算に必要なカイ二乗分布に従う乱数の生成である。現在世界で広く用いられている NJOY の該当ルーチンである PURR では、SLBW による共鳴断面積の計算に近似式を採用している。また、共鳴幅の計算にカイ二乗分布に従う離散化した 20 個の等確率ビンを用いた。このように、NJOY ではいくつかの近似を使用した非分離共鳴領域の確率テーブル作成モデルを採用しており、確率テーブルが適切に計算できていない可能性がある。

FRENDYでは、ドップラー拡がりを考慮したSLBWの共鳴断面積の計算に、より近似の少ない複素相補誤差関数を用いる手法を採用した。また共鳴幅の計算については、ガンマ分布を用いた厳密なカイ二乗分布に従う乱数生成法を採用した。FRENDYで採用したこれらのモデルと従来のモデルを比較するため、エネルギービンを固定した状態で、各ラダー数での確率テーブルを比較した。ここで、ラダー数とは、非分離共鳴領域の共鳴構造を乱数を用いて作成する回数であり、エネルギービンとは確率テーブルで出力する平均断面積の入射エネルギーの範囲である。表 1 に$^{235}$Uでのラダー数 1,000 の詳細ラダーの計算と各ラダー数での確率テーブルの差異のRMSを示す。表 1 に示す通り、NJOYでは少ないラダー数でも詳細ラダーの確率テーブルとよく一致することが分かった。これは、生成される乱数の種類が 20 個と極めて限られているために共鳴断面積の構造のバリエーションが限定され、その結果少ないラダー数で収束しているものと考えられる。それに対し、カイ二乗分布に従う乱数を厳密に計算すると、ラダー数を 5～10 倍程度多く取らなければ詳細ラダーの確率テーブルに近い結果が得られないことが分かった。ただし、FRENDYの厳密な乱数作成手法に比べてNJOYで採用している乱数作成手法の計算時間は長いため、FRENDYでラダー数を 5～10 倍にしてもNJOYの計算時間と同程度の計算時間で計算が可能である。また、共鳴断面積の計算については手法の違いによる計算時間の差異は見られなかった。

## 3. 結論

今後は FRENDY で採用したモデルと NJOY のモデルでの確率テーブルの違いが、核計算に与える影響について調査する予定である。

表1 $^{235}$Uでの詳細ラダー計算との確率テーブルの差異のRMS

| ラダー数 | 確率テーブルの差異のRMS | | | | | | | | 計算時間 [S] | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | FRENDYモデル | | | | NJOYモデル | | | | FRENDY | NJOY |
| | $\sigma_t$ | $\sigma_{sc}$ | $\sigma_f$ | $\sigma_r$ | $\sigma_t$ | $\sigma_{sc}$ | $\sigma_f$ | $\sigma_r$ | | |
| 50 | 21% | 16% | 31% | 28% | 0% | 1% | 2% | 3% | 262 | 761 |
| 100 | 18% | 13% | 26% | 23% | 0% | 0% | 2% | 2% | 516 | 1,517 |
| 500 | 1% | 2% | 5% | 6% | 0% | 0% | 1% | 1% | 2,498 | 7,548 |

*Kenichi Tada[1], Yasunobu Nagaya[1], [1]JAEA

# LEAF 法に基づく 3 次元非均質輸送計算コード GENESIS の開発

Development of Three-dimensional Heterogeneous Transport Code GENESIS based on the LEAF method

*山本 章夫[1], 儀宝 明徳

[1]名古屋大学

3 次元輸送計算法である LEAF 法を用いた輸送計算コード GENESIS を開発している。①主たる炉心形状をカバーできる幾何形状の取り扱い、②LEAF 法に基づく厳密な 3 次元輸送計算、③中性子源の傾きを考慮することによる空間メッシュ誤差の低減、などが特徴である。

**キーワード**：3 次元輸送計算、GENESIS、LEAF 法、C5G7 3D ベンチマーク計算

## 1. 緒言

高精度炉心解析手法として、Planar MOC 法が広く用いられているが、軸方向の中性子漏れ量の取り扱いを拡散・低次の輸送で近似しており、また、軸方向プレーン間を中性子流で結合していることから、軸方向プレーン間で漏洩が支配的な場合には、収束が不安定になり得るなどの課題がある。ASMOC3D 法[1]を発展させた LEAF 法[2]に基づき、高精度な炉心解析コードの実現を目指して GENESIS を開発中である。

## 2. GENESIS の概要

現時点における GENESIS の主要な特徴は以下の通りである:①MOC に基づく 2D 計算あるいは LEAF 法に基づく 3D 計算、②六角格子を含む柔軟な幾何形状要素(直線、円、楕円、任意の二次曲線、四角、六角、コーナーをラウンドさせた四角、凸多角形)、③幾何形状要素を組み合わせたものを新たに幾何形状要素として定義可能、任意のネストレベルを取り扱い可能、④Cyclic ray trace/DNPL 法、⑤メッシュへの入射角度中性子束を空間 2 次まで、中性子源は軸方向 2 次、径方向 1 次まで展開可能、⑥2 レベル GCMR 加速法、⑦種々の極角分点セットの取り扱い、⑧項目ごとに異なる edit ファイルの出力、⑨Ray trace 情報に基づく幾何形状のプロットツール。取り扱い可能な幾何形状の一例を図 1 に示す。

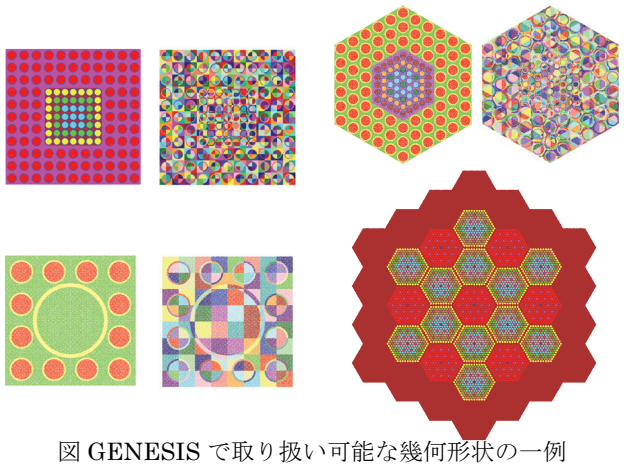


図 GENESIS で取り扱い可能な幾何形状の一例

## 3. 検証計算例

検証計算は、Takeda Benchmark No.1, C5G7 3D benchmark(四角格子および六角格子)などで実施している。たとえば、C5G7 3D benchmark(四角格子および六角格子)では、Un-rodded, Rodded-A, Rodded-B それぞれの体系に対し、実効増倍率の差異は 20-30pcm、軸方向に積分した燃料棒ごとの核分裂率分布の Root Mean Square difference は 0.07-0.09%であり、参照解と良く一致している。

## 参考文献

[1]A Giho, K Sakai, Y, Imamura, H. Sakurai, K. Miyawaki, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **45**, 985 (2003).

[2] Y. Kato, T. Endo, A. Yamamoto, *Proc. PHYSOR2014*, JAEA-Conf 2014-003, Japan Atomic Energy Agency (2014).

*Akio YAMAMOTO[1], Akinori GIHO
[1]Nagoya Univ.

# 公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発
# （12）軽水炉炉心体系による検証

Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

(12) Validation by the analysis of LWR core model

*相澤　直人[1]，吉村　昌泰[1]，大和田　賢治[1]，志子田　恵治[2]，名久井　敬[2]，久保　史[2]

[1]東北大学，[2]東北インフォメーション・システムズ(株)

炉心計算コードシステムの検証を目的として、軽水炉炉心体系を対象とした解析を行い、モンテカルロコードとの比較による検証を行った。

**キーワード：**BWR，軽水炉，炉心計算

**1. 緒言**　これまでの研究により公開コードベースの統合炉心設計システム HANCS の構築が行われた[1]。また、前年度までの研究により、炉心核計算に適用可能なモンテカルロ法計算機能(MCM)および多群計算機能の開発が行われた[2]。本研究では、HANCS の実機炉心への適用をにらみ、臨界実験体系より大きな軽水炉模擬炉心を用いた炉心解析への適用性の検証の結果を報告する。

**2. BWR 模擬炉心解析への適用性の検証**　BWR 用 8×8 タイプ 3 燃料集合体（未燃焼）を 28 体使用した 1/4 BWR 模擬炉心（図 1 参照）を対象として、BWR 炉心解析への HANCS の適用性の検証を行った。検証では、実効増倍率および相対出力分布について、HANCS の拡散計算機能ならびに MCM の解析結果と、参照解として用いる詳細炉心モデルによる連続エネルギーモンテカルロコード MVP による解析結果との比較を行った。

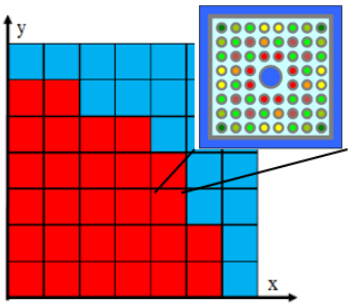



図 1 : 1/4 BWR 模擬炉心体系

解析結果を表 1 に示す。実効増倍率については、MVP と HANCS の解析結果の差が±0.3%Δk/k 以内であり、出力分布については、MVP との RMS 値が HANCS で 2.8%以内、MCM で 1.9%以内となった。いずれの計算結果についても、文献[3]にて設定している評価基準（実効増倍率で±1.0%Δk/k 以内、相対出力分布の RMS 値で 5.0%以内）を満たしており、臨界実験体系等より一回り大きな炉心体系においても HANCS は妥当な計算性能を有していることが示された。

表 1 ：BWR 模擬炉心に関する解析結果

| | $k_{eff}$ | MVP との RMS 値 | |
|---|---|---|---|
| | | 軸方向 | 径方向 |
| MVP | 0.9979 | - | - |
| HANCS (拡散計算) | 0.9995 (0.2%Δk/k) | 2.8% | 1.3% |
| MCM (輸送計算) | 0.9948 (-0.3%Δk/k) | 1.9% | 1.5% |

**3. 結論**　HANCS の実機炉心への適用可能性の検証のため、軽水炉炉心解析を行った。連続エネルギーモンテカルロコード MVP による参照解およびベンチマークとの比較を行った結果、HANCS は臨界実験体系より一回り大きい軽水炉模擬炉心体系における計算が妥当であることが示された。

**参考文献**

[1] 名久井, 志子田他, 公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発 (7) CASMO/SIMULATE との比較, 2012 年春の年会

[2] 大和田，吉村他，公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発 (11) 多群・モンテカルロ法計算機能の開発, 2015 年春の年会

[3] "CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステムの PWR 取替炉心設計への適用性の評価について", 独立行政法人原子力安全基盤機構(2005)

* Naoto Aizawa[1], Masahiro Yoshimura[1], Kenji Owada[1], Keiji Shikoda[2], Takashi Nakui[2] and Fumito Kubo[2]

[1]Tohoku Univ., [2] Tohoku Information Systems Company, Incorporated

# 三菱 PWR 核設計コードシステム GalaxyCosmo-S の開発
# （13）GALAXY への感度解析機能の導入

Development of Mitsubishi PWR Nuclear Design Code System GalaxyCosmo-S

(13) Application of sensitivity analysis to GALAXY

*山路 和也[1]，上山 洋平[1]，小池 啓基[2]，桐村 一生[1]，小坂 進矢[1]

[1]三菱重工，[2]MHINS エンジ

キャラクタリスティックス法に基づく2次元燃料集合体計算コードGALAXYに一般化摂動論を用いた感度解析機能を導入した。実効増倍率、反応度価値、反応率比について、一般化摂動論に基づく感度解析を実施し、直接法に基づく結果と比較することでその妥当性を確認した。

**キーワード**：GALAXY、一般化摂動論、感度解析、キャラクタリスティックス法

**1. 緒言** キャラクタリスティックス法に基づく格子計算コードGALAXYに一般化摂動論を用いた感度係数機能を導入した。核設計コードの計算手法を用いて、非均質体系において輸送理論に基づく感度解析[1]を可能とした。

**2. 計算手法** 一般化摂動論に基づく実効増倍率($S_k$)、反応度価値($S_\rho$)、反応率比($S_R$)の感度係数はそれぞれ(1)、(2)、(3)式を用いで計算する。制御棒価値のように断面積変化量が大きい場合、一般化摂動論では十分な精度が得られないことから、反応度( $\rho$ =1/$k_{eff}$-1/$k_{eff}$')から(1)式の関係を用いて感度係数を求める方法を用いる[2]。(3)式で用いる一般化随伴角度中性子束Γ*はノイマン級数法[1]に基づいて算出し、(1),(3)式中の角度依存性は3次までの球面調和関数に展開して取り扱う。

$$S_k = \frac{dk_{eff}}{k_{eff}} \Big/ \frac{d\sigma}{\sigma} = -\frac{\left\langle \phi^{*g}(\vec{r},\vec{\Omega}) \frac{dB}{d\sigma} \phi^{g}(\vec{r},\vec{\Omega}) \right\rangle}{\frac{1}{k_{eff}} \left\langle \phi^{*g}(\vec{r}) F \phi^{g}(\vec{r}) \right\rangle} \sigma \quad (1)$$

$$S_\rho = \frac{d\rho}{\rho} \Big/ \frac{d\sigma}{\sigma} = -\left( \frac{1}{k_{eff}} S_k - \frac{1}{k'_{eff}} S'_k \right) \Big/ \left( \frac{1}{k_{eff}} - \frac{1}{k'_{eff}} \right) \quad (2)$$

$$S_R = \frac{dR}{R} \Big/ \frac{d\sigma}{\sigma} = \left\{ \frac{\left\langle \frac{d\Sigma_X^g(\vec{r})}{d\sigma} \phi^g(\vec{r},\vec{\Omega}) \right\rangle}{\left\langle \Sigma_X^g(\vec{r}) \phi^g(\vec{r},\vec{\Omega}) \right\rangle} - \frac{\left\langle \frac{d\Sigma_Y^g(\vec{r})}{d\sigma} \phi^g(\vec{r},\vec{\Omega}) \right\rangle}{\left\langle \Sigma_Y^g(\vec{r}) \phi^g(\vec{r},\vec{\Omega}) \right\rangle} - \left\langle \Gamma^{*,g}(\vec{r},\vec{\Omega}) \frac{dB}{d\sigma} \phi^g(\vec{r},\vec{\Omega}) \right\rangle \right\} \sigma \quad (3)$$

ここで、角度中性子束$\phi$、随伴角度中性子束$\phi$*はそれぞれ(4)、(5)式を解いて得られるものである。

$$\left(A - F/k_{eff}\right)\phi^g(\vec{r},\vec{\Omega}) = B\phi^g(\vec{r},\vec{\Omega}) = 0 \quad (4) \qquad B^*\phi^{*g}(\vec{r},\vec{\Omega}) = 0 \quad (5)$$

**3. 検証** 一般化摂動論より求めた感度係数と直接法により算出したものを比較した。ウラン集合体における結果の一例を以下に示す。図1,2から分かるように直接法で求めた感度係数と良好な一致を示すことを確認した。

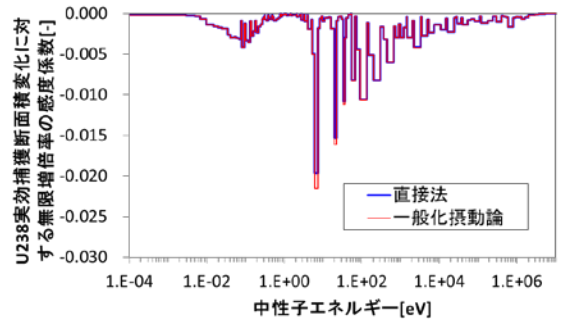



図1 U238の実効断面積変化に対する$k_{inf}$の感度係数

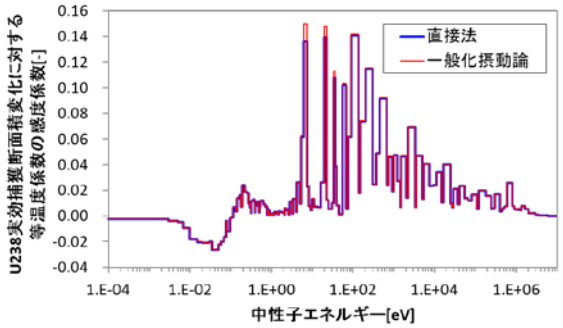



図2 U238の実効断面積変化に対する等温度係数の感度係数

**4. まとめ** GALAXY コードに実効増倍率、反応度価値、反応率比の感度係数機能を導入した。今後、核データの共分散データを用いた核データの不確かさに起因する核パラメータの不確かさ評価等への適用を検討予定。

**参考文献** [1] T. Takeda, etc., J Nucl. Sci. Technol., 43,733(2006). [2] A.Yamamoto, etc., J. Nucl. Sci. Technol., 50, 966 (2013).

*Kazuya Yamaji [1], Yohei Kamiyama[1], Hiroki Koike[2] , Kazuki Kirimura[1], and Shinya Kosaka[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2] MHI Nuclear Systems and Solution Engineering Co., Ltd.

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

# [2O05-09] code-system verification 1

Chair: Kazuya Yamaji (MHI)

Sun. Mar 27, 2016 10:45 AM - 12:00 PM  Room O (Lecture Rooms C C201)

## [2O05] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

＊Kazuhito Yoshi[1], Michihiro Nakai[1], Masaru Sasagawa[2], Teppei Yamana[2], Masayuki Tojo[2], Tatsuya Iwamoto[2], Tadashi Ikehara[2] （1.J-POWER, 2.GNF-J）

10:45 AM - 11:00 AM

## [2O06] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

Kazuhito Yoshi[1], Michihiro Nakai[1], ＊Masaru Sasagawa[2], Teppei Yamana[2], Masayuki Tojo[2], Tatsuya Iwamoto[2], Tadashi Ikehara[2] （1.J-POWER, 2.GNF-J）

11:00 AM - 11:15 AM

## [2O07] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

＊Teppei Yamana[1], Masayuki Tojo[1], Masaru Sasagawa[1], Tatsuya Iwamoto[1], Tadashi Ikehara[1], Kazuhito Yoshi[2], Michihiro Nakai[2] （1.GNF-J, 2.J-POWER）

11:15 AM - 11:30 AM

## [2O08] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

＊Masayuki Tojo[1], Teppei Yamana[1], Masaru Sasagawa[1], Tatsuya Iwamoto[1], Tadashi Ikehara[1], Kazuhito Yoshi[2], Michihiro Nakai[2] （1.GNF-J, 2.J-POWER）

11:30 AM - 11:45 AM

## [2O09] Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

＊Tadashi Ikehara[1], Teppei Yamana[1], Masayuki Tojo[1], Tatsuya Iwamoto[1], Masaru Sasagawa[1], Kazuhito Yoshi[2], Michihiro Nakai[2] （1.GNF-J, 2.J-POWER）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# ABWR　MOX ベンチマーク問題による設計コードの検証
## (1) 全体計画

Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

(1) Overall plan

*吉　一仁[1]，中居 倫宏[1]，笹川　勝[2]，山名 哲平[2]，東條 匡志[2]，岩本 達也[2]，池原 正[2]

[1]電源開発，[2]GNF-J

連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP を参照解とした ABWR 全炉心ベンチマーク問題を全ウランから全 MOX に至る炉心条件の下に設定し，MOX 燃料装荷炉心に対する BWR 設計コードの妥当性を確認した。更に炉物理的な観点に立った差異の要因分析による BWR 設計コードのモデル検証を実施した。

**キーワード**：ABWR，MOX，全炉心ベンチマーク，MCNP，検証および妥当性確認

### 1. 緒言

フル MOX－ABWR における MOX 燃料装荷炉心に対する設計コード（燃料集合体核計算コード HINES（ウラン燃料:Ver.7,MOX 燃料:Ver.7(MOX)），三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード PANACH Ver.9）[1)]の検証の目的として，FUBILA 臨界試験解析[2)]，東京電力福島第一原子力発電所 3 号機における MOX 燃料装荷炉心の運転実績評価[3)]等を行ってきた。本研究では，連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP（$\beta$，$l$ 以外：MCNP5_DBRC（MCNP5 に重核種上方散乱効果考慮モデル追加）[4)]，$\beta$，$l$：MCNP6，ライブラリは ENDF/B-Ⅶ.0）を用いた全炉心ベンチマーク評価により，全炉心条件でのコードの妥当性確認を実施した。また，コードのモデル検証の観点から，主要特性のベンチマーク評価結果における設計コードと MCNP の差異の要因分析を行った。

本稿(1)では，ベンチマーク評価の計算コードと問題設定及び検証の全体計画について報告する。また，(2)ではコードの妥当性確認結果を，(3)，(4)では差異の要因分析結果（(3)：バンドル軸方向出力分布，(4)：制御棒価値，他）を，(5)では全体のまとめ及び今後の課題を報告する。

### 2. ベンチマーク評価について

表 1 にベンチマーク問題の一覧を示す。対象炉心は，フル MOX－ABWR における炉心特性の MOX 装荷率依存性を評価する観点から，全ウラン炉心，1/3MOX 炉心（MOX 装荷率 360/872），全 MOX 炉心とし，評価サイクルは，燃料集合体間の燃焼度及び燃料タイプ（ウラン，MOX）の相違によるミスマッチ効果が生じる平衡サイクルで，ボイド反応度の絶対値が大きくなるサイクル末期とした。計算体系は，炉心径方向 2 次元（集合体燃焼度は各装荷バッチ平均で模擬）を基本とし，参考として,軸方向出力分布評価用に炉心 3 次元（軸方向ボイド分布は 3 領域でモデル化＝軸方向ボイド率は離散的に変化するので設計コード誤差評価上より厳しい問題設定）での評価も実施した。ベンチマーク問題で評価した炉心パラメータは，バンドル出力分布（径方向，軸方向），燃料棒出力分布，制御棒価値，ボロン価値，ボイド反応度，ドップラ反応度，$\beta$，$l$ である。なお，差異分析用に，設計コードより物理モデルが詳細化された LANCR-AETNA[5)]を使用した。

表1　ABWR全炉心ベンチマーク問題

| 炉心パタメータ | 炉心条件 | 計算体系,他 |
|---|---|---|
| バンドル出力分布（径方向分布） | HOT・一様ボイド V=0%,40%,70% | 炉心径方向2次元（他の炉心パラメータも共通） |
| （軸方向分布） | HOT・軸方向ボイド率 3領域モデル*2 | 炉心3次元(本炉心パラメータのみ) |
| 燃料棒出力分布 | HOT・一様ボイド V=0%,40%,70% | |
| 制御棒価値 | COLD・1本引抜 | インシーケンス臨界CRパターンより引抜 |
| ボロン価値 | COLD・ボロン濃度 ＝0→850ppm | |
| ボイド反応度 | HOT・V=40→0% V=40→70% | |
| ドップラ反応度 | HOT・燃料温度 ＝定格→1500℃ | MCNPのDBRC効果 無、有2ケース計算＊1 |
| $\beta$，$l$(即発中性子寿命) | HOT・V=40% | |

＊1 その他の炉心パラメータのMCNPはDBRC効果・無で計算
ここでDBRC効果とは重核種の熱振動による中性子上方散乱効果であり,有にするとドップラ反応度がより負側に評価される
*2 下部/中央部/上部ボイド率＝0%/40%/70%

### 参考文献

[1] 日立 GE ニュークリア・エナジー HLR-066R2 (2008)

[2] 柳沢 他，本会 2014 年春の年会 予稿集 O02

[3] 石黒 他，本会 2014 年秋の大会 予稿集 L43

[4] 土田 他，本会 2012 年秋の大会 予稿集 Q19

[5] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005

* Kazuhito Yoshi[1], Michihiro Nakai[1], Masaru Sasagawa[2], Teppei Yamana[2] Masayuki Tojo[2], Tatsuya Iwamoto[2], Tadashi Ikehara[2]

[1]J-Power, [2]GNF-J

# ABWR　MOX ベンチマーク問題による設計コードの検証
## (2) 設計コードの検証結果

Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

(2) Verification results of design codes

吉　一仁[1]，中居 倫宏[1]，*笹川　勝[2]，山名 哲平[2]，東條 匡志[2]，岩本 達也[2]，池原 正[2]

[1]電源開発，[2]GNF-J

連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP を参照解とした ABWR 全炉心ベンチマーク問題を全ウランから全 MOX に至る炉心条件の下に設定し，MOX 燃料装荷炉心に対する BWR 設計コードの妥当性を確認した。更に炉物理的な観点に立った差異の要因分析による BWR 設計コードのモデル検証を実施した。

**キーワード**：ABWR，MOX，全炉心ベンチマーク，MCNP，検証および妥当性確認

### 1. 緒言

フル MOX－ABWR における設計コード（燃料集合体核計算コード HINES，三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード PANACH）は，実機炉心の運転管理等に使用され，適用性は確認されている。[1) 2)]，本稿(2)では，連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP を用いた全炉心ベンチマーク評価により，全ウランから全 MOX に至る炉心条件での設計コードの妥当性確認の結果を報告する。

### 2. ベンチマーク評価について

表１に炉心パラメータに対する設計コードと MCNP の差異の各炉心(全ウラン，1/3MOX，全 MOX)の傾向の評価結果を示す。全ウラン炉心～全 MOX 炉心のいずれのパラメータも，設計コードと MCNP の差異は，実機に対する実績評価精度，あるいは炉心設計・安全評価での想定余裕の範囲内であり，設計コードは，フル MOX－ABWR に適用できることを確認した。

なお，バンドル出力（径方向，軸方向分布），炉心内燃料棒出力分布，制御棒価値については，やや系統的な差異がみられた。これらに対する要因分析についてはその(3),(4),(5)で報告する。

表１　各炉心(全ウラン，1/3MOX，全MOX)での設計コードとMCNPの差異

| 炉心パタメータ | MCNP*3(基準)と設計ｺｰﾄﾞの差異<br>各炉心(全ウラン，1/3MOX，全MOX)の傾向 | 備考 |
|---|---|---|
| バンドル出力（径方向分布） | チャンネル出力RMSは1～3%<br>（1/3MOXでやや誤差が大きくなる傾向）*2 | 実機評価精度と同等 |
| バンドル出力（軸方向分布） | 軸方向ボイド率が3領域で離散的に変化する、誤差評価上厳しい問題設定にもかかわらず軸方向出力RMSは5%程度*2 | 径方向と軸方向を合わせた３次元ノード出力の誤差RMSとしては6%程度(実機評価精度と同程度) |
| 炉心内燃料棒出力分布<br>(高出力燃料棒の出力) | 相対誤差は，全ウラン、全MOXでは1%程度、ミスマッチが大きい1/3MOX炉心は6%程度*2 | 1/3MOXの差異は炉心設計自由度等で吸収できる程度 |
| 制御棒価値<br>（COLD 1本引抜価値） | 最大価値制御棒反応度差は0.1%Δk以内<br>（但し、やや系統的な誤差傾向あり）*2 | RIA評価で想定の1本価値に対する計算誤差余裕と同程度 |
| ボロン価値<br>（B=0→850ppm） | 相対誤差3%以内（やや過少評価側） | 3次元SLC評価想定<br>(参考文献（2）)とも整合 |
| ボイド反応度*1<br>（V=40→0%、V=40→70%） | 相対誤差10%以内 | 安全評価・ボイド係数保守ファクタ25%より十分小さい |
| ドップラ反応度*1<br>（燃料温度＝定格→1500℃） | 過小評価側<br>（DBRC効果あり基準で，相対誤差16%以内） | ドップラ反応度が支配的な安全評価上は保守側 |
| $\beta$ *1 | 相対誤差4%以内 | RIAへほとんど影響ない程度 |
| $l$ （即発中性子寿命）*1 | 相対誤差7%以内 | RIAへほとんど影響ない程度 |

*1 格子計算コード（HINES）単独の検証結果，　*2 後段の(3)(4)(5)で差異の要因分析を実施

*3 MCNPの統計誤差　チャンネル出力：0.3%，ノード出力：1%，　炉心内燃料棒出力：1%
制御棒価値：0.01%Δk，ボロン価値：0.1%，ボイド反応度：0.5%，ドップラ反応度：0.7%
$\beta$ ：0.6%，$l$ ：0.1%

### 参考文献

[1] 日立 GE ニュークリア・エナジー　HLR-006R2 (2008)

[2] 東北電力，他　沸騰水型原子力発電所　ほう酸注入系における未臨界性評価手法の高度化について (HINES/PANACH 版) (2007)

---

Kazuhito Yoshi[1], Michihiro Nakai[1], * Masaru Sasagawa[2], Teppei Yamana[2] , Masayuki Tojo[2], Tatsuya Iwamoto[2], Tadashi Ikehara[2]

[1]J-Power,　[2]GNF-J

# ABWR　MOX ベンチマーク問題による設計コードの検証
## (3) 検証結果の分析 -1-

Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems
(3) Analysis of verification results -1-

*山名 哲平[1]，東條 匡志[1]，笹川　勝[1]，岩本 達也[1]，池原 正[1]，吉　一仁[2]，中居 倫宏[2]
[1]GNF-J，[2]電源開発

連続エネルギーモンテカルロ計算コードMCNPを参照解としたABWR全炉心ベンチマーク問題を全ウランから全MOXに至る炉心条件の下に設定し，MOX燃料装荷炉心に対するBWR設計コードの妥当性を確認した。更に炉物理的な観点に立った差異の要因分析によるBWR設計コードのモデル検証を実施した。
**キーワード**：ABWR，MOX，全炉心ベンチマーク，MCNP，検証および妥当性確認

### 1. 緒言

MCNP を参照解としたABWR全炉心ベンチマーク問題を全ウランから全 MOX に至る炉心条件の下に設定し，炉物理的な観点に立った設計コード[1), 2)]との差の要因分析を実施した。分析に用いた解析手法の比較を表1に示す。

表1　計算モデル比較表

| 項目 | | 設計コード | 差異の要因分析用コード | ベンチマーク参照解コード |
|---|---|---|---|---|
| | | HINES-PANACH | LANCR-AETNA | MCNP |
| 計算スキーム | | 集合体無限定数→炉心計算 | 集合体無限定数→炉心計算 | 一体計算 |
| 集合体計算 | 核データ | ENDF/B-4,-5 | ENDF/B-7.0 | ENDF/B-7.0 |
| 集合体計算 | スペクトル計算 | 衝突確率法（熱外68群+熱群30群） | 衝突確率法（190群）輸送計算 | 連続エネルギー一体計算 |
| 集合体計算 | 中性子束分布計算 | 拡散計算法（3群） | 改良CCCP法（35群）輸送計算 | |
| 炉心計算 | 中性子束計算（群数） | 改良修正（1群） | 解析的多項式（3群）（改良修正(1群)も可能） | |
| 炉心計算 | 出力分布補正 スペクトルミスマッチ効果 | 熱群漸近（無限）条件 ・隣接ノード間効果 | 全群・全炉心効果 | |
| 炉心計算 | 燃料棒出力再構築 | 無限体系 | 無限体系 ＋スペクトルミスマッチ | |

### 2. 分析方法

①核定数，②群数，③拡散係数（D），④境界条件（中性子漏洩量調整因子，Γ）の４つについて，それぞれ①核定数入替（HINES⇒LANCR），②多群化（修正1群⇒3群），③感度解析（D×0.8），④感度解析（Γ×0.8）の各方法により，設計コードと MCNP の差がどのように変化するか確認した。分析に用いた設計コードとパラメータの一覧を表2に示す。

表2. 分析用設計コード及びパラメーター覧

| 設計コード | | | 分析パラメータ | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 手法変更 | | 感度解析 | |
| 略称 | 集合体計算 | 炉心計算 | ①核定数 | ②群数 | ③拡散係数 | ④境界条件 |
| H-P | HINES | PANACH | ● | | | ● |
| L-P | LANCR | PANACH | ● | | | |
| L-A1 | LANCR | AETNA 1.5G | ○ | ● | | |
| L-A3 | LANCR | AETNA 3G | | ● | | |
| H-A1 | HINES | AETNA 1.5G | ○ | | ● | |
| H*-A1 | HINES（Dx0.8） | AETNA 1.5G | | | ● | |
| H-P* | HINES | PANACH（Γ x0.8） | | | | ● |

### 3. 分析結果　～出力分布（炉心平均軸方向）～

HINES-PANACH では，軸方向中央付近で MCNP と差が見られるが，LANCR-AETNA 3G では差は小さい（図1）。MCNP との差の RMS で見ると（図2），5%程度から2%以下まで低減しており，特に①核定数を HINES から LANCR に入れ替えた効果が大きい。一方，②多群化の影響は，局所的（ボイド率が異なる境界付近）には改善効果がみられるものの，RMS への影響は僅かであった。また，③拡散係数と④境界条件については，どちらも有意な感度があった。

図1.出力分布（軸方向）の比較
1/3MOX炉心

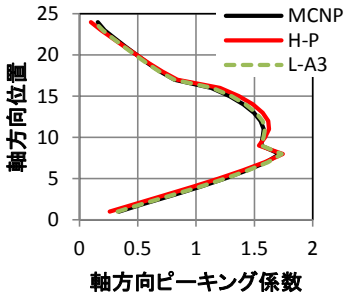
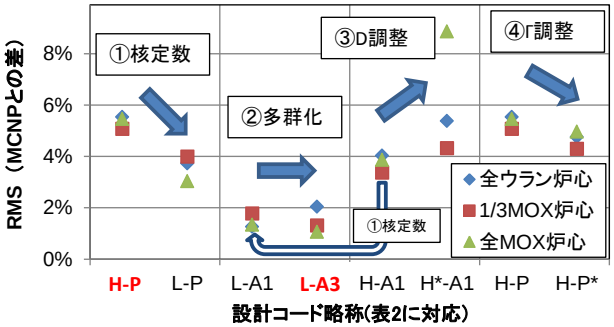



図2. 分析パラメータの出力分布（軸方向）の差異への影響




### 参考文献

[1] 日立 GE ニュークリア・エナジー　HLR-066R2 (2008)
[2] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005

*Teppei Yamana[1], Masayuki Tojo[1], Masaru Sasagawa[1], Tatsuya Iwamoto[1], Tadashi Ikehara[1], Kazuhito Yoshi[2], Michihiro Nakai[2]
[1]GNF-J, [2]J-Power

# ABWR　MOX ベンチマーク問題による設計コードの検証
## (4) 検証結果の分析 -2-

Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems
(4) Analysis of verification results -2-

*東條 匡志[1] 山名 哲平[1] 笹川　勝[1] 岩本 達也[1] 池原 正[1] 吉　一仁[2] 中居 倫宏[2]
[1]GNF-J, [2]電源開発

連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP を参照解とした ABWR 全炉心ベンチマーク問題を全ウランから全 MOX に至る炉心条件の下に設定し，MOX 燃料装荷炉心に対する BWR 設計コードの妥当性を確認した。更に炉物理的な観点に立った差異の要因分析による BWR 設計コードのモデル検証を実施した。
**キーワード：**ABWR，MOX，全炉心ベンチマーク，MCNP，検証および妥当性確認

### 1. 緒言

MCNP を参照解とした ABWR 全炉心ベンチマーク問題を全ウランから全 MOX に至る炉心条件の下に設定し，炉物理的な観点に立った設計コード[1], [2]との差の要因分析を実施した。本報告では，安全解析上重要な制御棒価値について，炉物理パラメータが及ぼす影響に関する分析結果を示す。

### 2. 分析結果　～制御棒価値～

分析は①核定数，②群数効果，③拡散係数（D），④中性子漏洩量調整因子（Γ）の４つの効果について，それぞれ①核定数変更（現行手法 HINES⇒新手法 LANCR），②多群化（修正 1 群⇒3 群），③感度解析（D×0.8），④感度解析（Γ×0.8）の各方法により，設計コードと MCNP の差がどのように変化するか確認した。

その結果，①核定数変更により設計コードと MCNP との評価誤差（平均バイアス，ばらつき）が低減した。特にばらつきの低減は顕著である。一方，②多群化や③D に一定の効果は認められるものの，④Γの感度は小さくケース毎にばらつくことが分かった。図 1, 2 に，上記①を確認できる，全ウラン・1/3MOX・全 MOX の制御棒価値（代表 10 本）の MCNP と設計コードの比較を示す。図 1 は HINES 定数，図 2 は LANCR 定数使用時の MCNP との比較であり，ともに炉心シミュレータは PANACH である。図 1，2 から，①核定数変更により MCNP との差の平均バイアス，ばらつき共に改善することが分かる。図 1 には，全 MOX（設計コード過大）と 1/3MOX・全ウラン（設計コード過小）の間でわずかに傾向差があるものの概ね 0.1%dk 程度である。

当日は，高温時実効増倍率や径方向分布の分析結果も報告する。今回のベンチマーク問題の分析を通じて把握した設計コードの MCNP との差の RMS を表 1 に示す。

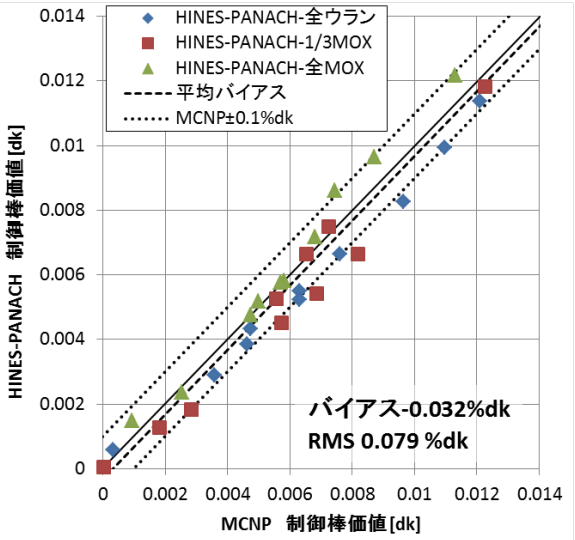


図1 制御棒価値の比較（HINES定数）

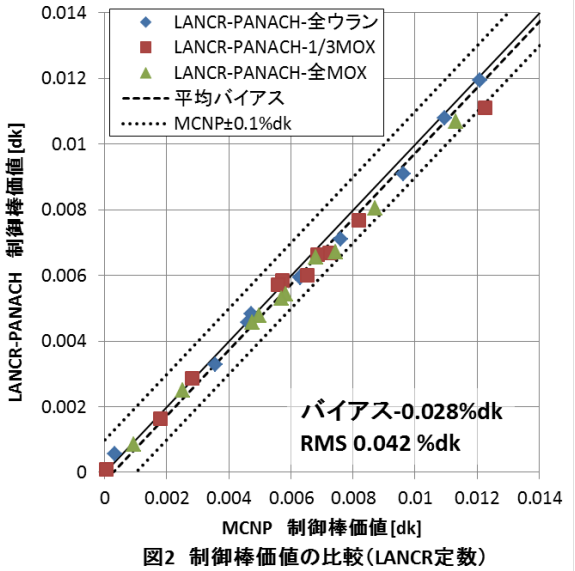


図2 制御棒価値の比較（LANCR定数）

表1 MCNPとの差のRMS（全U・1/3MOX・全MOXトータル）

| | HINES-PANACH | LANCR-AETNA |
|---|---|---|
| 出力分布（径方向, 2D問題） | 1.7% | 1.4% |
| 出力分布（軸方向） | 5.4% | 1.5% |
| 高温時実効増倍率 | 0.37 %dk | 0.18 %dk |
| 冷温時制御棒価値 | 0.08 %dk | 0.05 %dk |

**参考文献**

[1] 日立 GE ニュークリア・エナジー　HLR-066R2 (2008),
[2] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005

*Masayuki Tojo[1], Teppei Yamana[1], Masaru Sasagawa[1], Tatsuya Iwamoto[1], Tadashi Ikehara[1], Kazuhito Yoshi[2], Michihiro Nakai[2]
[1]GNF-J, [2]J-Power

# ABWR　MOX ベンチマーク問題による設計コードの検証
## (5) 検証結果のまとめ

Verifications of design codes using ABWR MOX benchmark problems

(5) Conclusions of verification results

*池原 正[1]，山名 哲平[1]，東條 匡志[1]，岩本 達也[1]，笹川　勝[1]，吉　一仁[2]，中居 倫宏[2]

[1]GNF-J，[2]電源開発

連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP を参照解とした ABWR 全炉心ベンチマーク問題を全ウランから全 MOX に至る炉心条件の下に設定し，MOX 燃料装荷炉心に対する BWR 設計コードの妥当性を確認した。更に炉物理的な観点に立った差異の要因分析による BWR 設計コードのモデル検証を実施した。

**キーワード**：ABWR，MOX，全炉心ベンチマーク，MCNP，検証および妥当性確認

### 1. 緒言

本ベンチマークでは，MCNP を用いた全炉心計算の結果を参照解とすることで，全 MOX 炉心を含む炉心条件での現行設計コード HINES-PANACH[1)]の妥当性確認（Validation）を実施し，その精度が全ウラン炉心から全 MOX 炉心に至る条件で安定していることを確認した。更に炉心設計パラメータと密接に関係する出力分布や実効増倍率（各種反応度価値）の参照解からの差異を原子炉模擬コード PANACH の計算モデルに遡り差異の要因を分析（Verification）した。即ち，MOX 装荷割合に対する PANACH の誤差の挙動を，基礎方程式の解法やエネルギー群数，境界条件，さらに上流側の集合体核計算コード HINES 核定数などを最新の知見を反映した新手法 LANCR-AETNA[2)]系へ入れ替える方法で観察した。設計コードの V&V のプラクティスとして，MCNP ベンチマークの活用と今後の展望についてまとめる。

### 2. まとめ

現行設計コードの総合的精度評価としての妥当性確認に加え，新設計コードを仲介させることで表 1 に示す個別モデル誤差の評価を行った。その結果，1)核定数の改善で実効増倍率やそのボイド率依存性，制御棒価値の予測精度が向上し，また 2) 炉心計算の 3 群化による熱群中性子束の直接計算は，熱群のスペクトルミスマッチ効果の取込精度を改善し，バンドル出力分布の局所的誤差のばらつき（不確かさ）を低減させ，同時に 3)集合体無限体系での燃料棒出力結果と組み合わせることで得られる炉心内の燃料棒出力計算精度を向上させる。こうした個別モデル効果は，MCNP による広範な条件での参照計算結果との比較・分析により把握することが可能となり，設計コードの V&V においては不確かさの伝播・統合で要求される[3)]。一方参照コード MCNP の利用についても a)高速計算機利用環境の構築，b)DBRC モデル[4)]などの物理モデル改良，c)モンテカルロ計算精度を支配する統計精度や収束判定，d)不確かさの主要因である核データ共分散情報の活用，などの基礎固めをすると共に MCNP 自体の V&V を実施することでベンチマーク参照解に求められる妥当性水準に達していると結論づけられ，今後の MCNP ベンチマークの積極的活用に展望が開けた。

表 1 .個別モデル誤差評価結果

| 主な炉心パラメータ | | 核定数 入替効果 HINES→LANCR<br>3群拡散 ENDF/B4,5 ⇨ 35群輸送 ENDF/B7.0 | 拡散ノード法群数効果 AETNA<br>AETNA 1.5G (≅PANACH) ⇨ AETNA 3G | 拡散定数D調整効果 | 境界条件(中性子漏れ量)調整効果 |
|---|---|---|---|---|---|
| バンドル出力 | 径方向分布 | ―<br>大局的分布への感度は殆どない | 感度顕著<br>大局的分布よりは局所的な誤差ばらつき改善（スペクトルミスマッチ改善） | 感度あり | 感度あり |
| | 軸方向分布 | 感度顕著<br>LANCR核定数で改善（ボイド率依存性改善） | 感度あり<br>分布形プロファイル改善 | 感度あり | 感度あり |
| 実効増倍率 | | 感度顕著<br>LANCR核定数による改善 | ― | ― | ― |
| 制御棒価値 | | 感度顕著<br>LANCR核定数による改善 | 感度あり<br>平均値よりは個別ケースの誤差ばらつきを改善（スペクトルミスマッチ改善） | 感度あり | ― |

### 参考文献

[1] 日立 GE ニュークリア・エナジー　HLR-066R2 (2008)，[2] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005
[3] 堀田他,日本原子力学会年秋の大会,BC07 (2012) ，　[4] 土田他,日本原子力学会秋の大会, Q19 (2012)

*Tadashi Ikehara[1], Teppei Yamana[1], Masayuki Tojo[1], Tatsuya Iwamoto[1], Masaru Sasagawa[1], Kazuhito Yoshi[2], Michihiro Nakai[2], [1]GNF-J, [2]J-Power

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

# [2O10-12] nuclear data development

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 3:35 PM  Room O (Lecture Rooms C C201)

## [2O10] Generation of multi-group cross sections and covariance data based on JENDL-4 for the SCALE code system

＊Willem van Rooijen[1] （1.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2O11] Implementation of JENDL-4.0 for Burnup Analysis Code FLEX-BURN

＊Motomu Suzuki[1] （1.CRIEPI）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2O12] Preliminary study on burnup characteristics in HTGRs

＊Nozomu Fujimoto[1], keisuke Morita[1], yuji Fukaya[2] （1.Kyushu University, 2.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# Generation of multi-group cross sections and covariance data based on JENDL-4.0 for the SCALE code system

*W.F.G. van Rooijen[1]

[1]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

**Abstract:** A multi-group cross section library and corresponding covariance data file were prepared for the SCALE code system. The new library was applied for the analysis of the SCALE sample problems and showed satisfactory results.

**Keywords:** SCALE, JENDL-4.0, AMPX, COVERX, nuclear cross sections, multi-group, resonance treatment

**1. Introduction** The SCALE code system [1] is widely used in the field of reactor physics. A drawback of SCALE is that it is generally not possible to create new cross section libraries. In the present paper we discuss the generation of multigroup cross sections (238 groups) and covariance data (44 groups) based on JENDL-4.0 for SCALE.

**2. SCALE cross sections** Recent versions of SCALE use many different types of cross section data: traditional multi-group data in the AMPX format, continuous energy (CE) cross sections for the CENTRM and the CEKENO modules, 3-group depletion cross sections for ORIGEN-S, and covariance data in the COVERX format. AMPX libraries are made with the AMPX2000 system which is not available to the public. In this work we used the NSLINK code [2] and NJOYCOVX [3] to create multi-group cross sections and corresponding covariance data. The format of the CE libraries is unknown and thus these libraries cannot be made. The necessary calculation steps are shown in **Fig. 1**. Two files with group-wise data are required: the "g0" file contains basic cross sections at infinite dilution and one temperature. The "gt" file contains cross sections at various dilutions, various temperatures, and with temperature-corrected scattering cross sections. The "gt" file is optional, e.g. if an isotope does not have resonances and is not relevant for scattering reactions only the "g0" file is sufficient. The entire processing is automated in a Python script for optimal quality control.

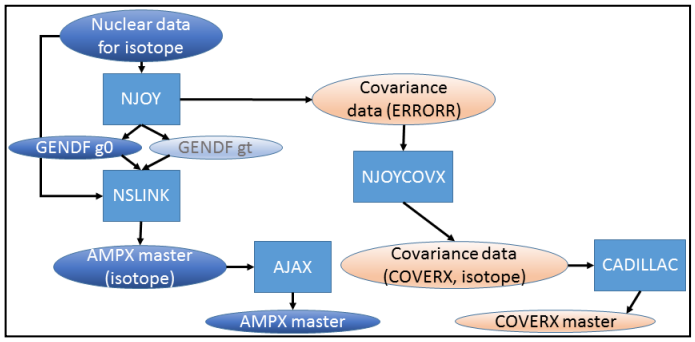



**Figure 1:** production of an AMPX library

**3. Testing** The performance of the new library was tested with the SCALE sample problems. Some important points: (1) most of the SCALE sample problems use only few isotopes (U, H, C, F); (2) the newest multi-group cross section library in SCALE does not contain resonance parameters for NITAWL so the comparison is made with the somewhat older SCALE library based on ENDF/B-V library; (3) there are no sample problems to test the covariance data. The input files are edited to use the ENDF/B-V library and NITAWL, and a second input file is generated for the JENDL-4.0 library. It was decided to use only the multiplication factor as a performance estimator. A total of 162 cases are calculated and the histogram of the error (ENDF/B-V vs. JENDL-4.0) is shown in **Fig. 2**. Cases with depletion (TRITON sequence) showed inexplicable errors; this problem needs to be addressed in the future.

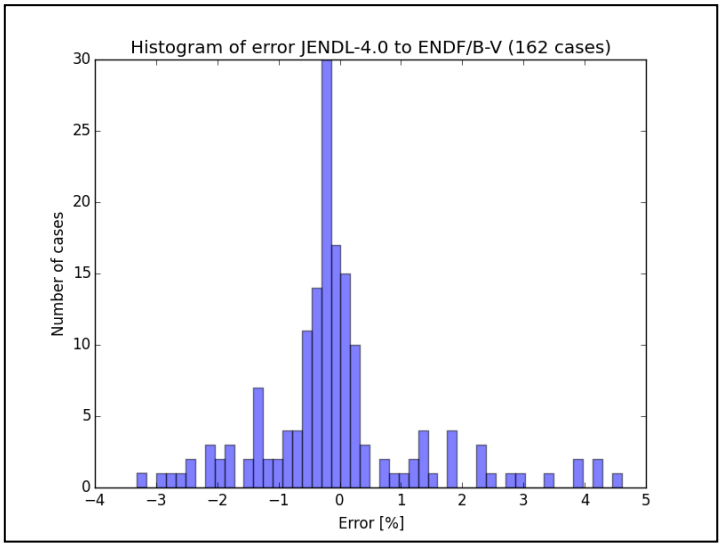



**Figure 2:** Histogram of error between new and existing AMPX library

**3. Conclusion** A multi-group cross section library based on JENDL-4.0 for the SCALE code system (AMPX format) was successfully produced and will be used in our future research activities. The new library is not applicable to depletion calculations.

**Acknowledgment** This work is supported under the project *Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System*, a Special Research Program funded by Chubu Electric Power Co. Inc.

**References**

[1] "SCALE: a Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Version 6", ORNL/TM-2005/39 (2009)

[2] P.F.A. de Leege, "NSLINK (NJOY-SCALE-LINK)", IRI-131-091-003 (1991), available from the NEA Data Bank as NEA-1347/01 ( http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1347/ )

[3] K. Kosako, "NJOYCOVX a program to translate covariance files from NJOY94 ERRORR format to COVERX format" (1997)

# 燃焼計算コード FLEX-BURN への JENDL-4.0 ライブラリの整備

Implementation of JENDL-4.0 for Burnup Analysis Code FLEX-BURN

*鈴木 求

電力中央研究所

当所は、高燃焼度 UOX および MOX 燃料に対して燃料棒内の核的挙動を精密に解析するために、2 次元 Sn 輸送計算に基づく燃焼解析システム FLEX-BURN を開発してきた。同システムに対して、新たに JENDL-4.0 に基づく断面積ライブラリおよび燃焼チェーンデータを整備し、ピンセル燃焼計算による検証解析を実施することで、これらが適切に取り扱われていることを確認した。

**キーワード**：燃焼計算、Sn 輸送計算、FLEX-BURN、JENDL-4.0

## 1. はじめに

当所は、高燃焼度 UOX および MOX 燃料に対して燃料棒内の核的挙動を精密に解析するために燃焼解析システム FLEX-BURN を開発、利用してきた[1,2]。同システムの輸送計算ソルバーは任意の凸四角形メッシュを用いる Sn 多群中性子輸送計算コードであり、図 1 のように、四角形メッシュを組み合わせることで任意の形状を取り扱えることから、燃焼に伴うペレット周辺部のリム効果や Pu スポットの影響評価等に対して適用してきた。これまで JENDL-3.3 を用いた断面積ライブラリおよび燃焼チェーンデータを整備してきたが、新たに同システムに対して JENDL-4.0[3]に基づく断面積ライブラリおよび燃焼チェーンデータを整備し、ピンセル問題を用いた検証解析を実施した。

## 2. JENDL-4.0 に基づく断面積ライブラリ、燃焼チェーンデータの導入

### 2-1. 断面積ライブラリおよび燃焼チェーンデータの整備

FLEX-BURN が採用しているフォーマットは MGCL 形式のため、この形式に合わせた多群断面積ライブラリを整備する必要がある。ここでは、SRAC コード[4]の 107 群 JENDL-4.0 ライブラリ（SRACLIBJ40）、燃焼チェーンデータ ChainJ40[5]を基に、変換プログラムにより FLEX-BURN 向けのライブラリを作成した。

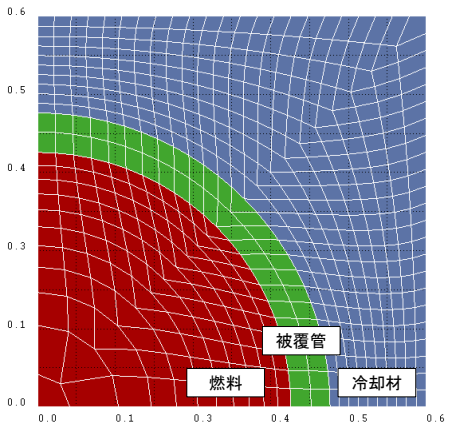



図 1　FLEX-BURN の計算メッシュ例（1/4 ピンセル体系）

### 2-2. ピンセルベンチマーク問題を用いた検証

検証計算として、次世代炉物理ベンチマーク問題[6]において提案されている $UO_2$ 燃料、MOX 燃料のピンセル燃焼計算を実施した。参照解には MVP-BURN を用い、FLEX-BURN に近い条件となるよう JENDL-4.0 断面積ライブラリおよび燃焼チェーンデータを用いた解析を実施した。図 2 に $UO_2$ 燃料および MOX 燃料における無限増倍率の計算結果を示す。なお、図中には文献[6]にある各機関の計算結果から得られた平均値および標準偏差についても記載している。ベンチマーク結果との比較では、当時使用されたライブラリと今回使用した JENDL-4.0 に起因すると考えられる違いが見られるが、ベンチマーク結果と同様の傾向を持つことが確認できる。また、MVP-BURN の計算結果とはよく一致していることが確認でき、実効増倍率に対して寄与の大きい重核種および主要な FP 核種のライブラリが、FLEX-BURN において適切に取り扱えているといえる。

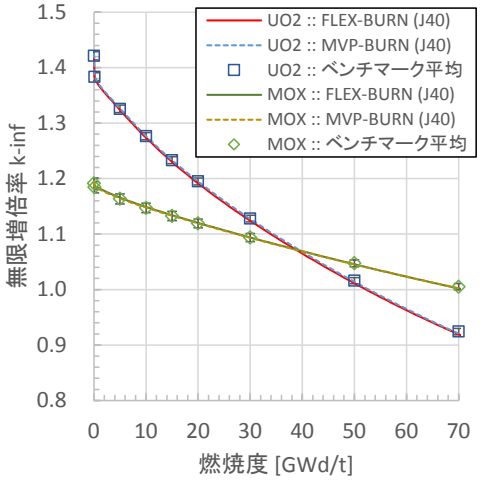



図 2　FLEX-BURN と MVP-BURN の無限増倍率の比較

## 3. まとめ

燃焼計算コード FLEX-BURN に対して JENDL-4.0 に基づく断面積ライブラリ、燃焼チェーンデータを導入し、検証解析を実施することで、これらが適切に取り扱われていることを確認した。今後は集合体解析による検証を行い、照射後試験解析等への適用を試みる予定である。

## 参考文献

[1] 亀山他、電中研報告 T01041、[2] 亀山他、電中研報告 T03059
[3] K. Shibata, et al., *JNST*, Vol.48, No.1, p.1-30, 2011.
[4] 奥村他、JAEA-Data/Code 2007-004、[5] 奥村他、2012 年春の年会 E21、[6] JAERI-Research 2004-004

*Motomu Suzuki, Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

# 高温ガス炉での核種生成・消滅挙動の予備評価

Preliminary study on burnup characteristics in HTGRs

*藤本 望[1]，守田 圭介[1]，深谷 裕司[2]
[1]九州大学，[2]JAEA

高温ガス炉燃料の核種生成・消滅挙動の評価を目指して、高温ガス炉用 ORIGEN ライブラリを作成し解析を行った。軽水炉用ライブラリの結果と比較すると、Pu や FP 量に差が見られた。

**キーワード**：高温ガス炉、核種生成･消滅挙動、ORIGEN、Pu、FP

## 1. 緒言

ORIGEN[1]は燃料での核種生成・消滅挙動の評価に広く用いられており、各種の炉を対象としたライブラリが整備されてきている。しかしながら、高温ガス炉用のライブラリはほとんど整備されていない。高温ガス炉は黒鉛減速体系であり、また炉心の温度も高いことから、軽水炉とは異なった核種生成・消滅挙動になることが考えられる。そこで、高温ガス炉用 ORIGEN ライブラリを作成し解析を行い、軽水炉用ライブラリの結果と比較した。

## 2. 検討方法

### 2-1. 高温ガス炉用ライブラリ作成

新たに作成した ORIGEN 用ライブラリ作成ツール[2]により、JENDL-4 を用いて高温ガス炉用ライブラリを作成した。ライブラリ作成のためのスペクトル計算は、MVP-BURN によるピンセル計算を用いた。出力密度、燃焼期間等は JAEA の HTTR（High Temperature Engineering Test Reactor）を参考にした。燃料の濃縮度は 5.9%とした。燃料温度は 1260K とした。

### 2-2. 解析結果

作成した高温ガス炉用ライブラリによる結果と PWR 用ライブラリによる結果の比較を行った。燃焼度は HTTR の平均燃焼度（22GWd/t）とした。

(1) Pu の挙動：Pu 同位体の燃焼挙動の比較を Fig.1 に示す。誤差は、PWR ライブラリの結果に対する高温ガス炉ライブラリの誤差である。燃焼初期では Pu241 の誤差が 300%以上と大きくなっている。燃焼が進むにつれ誤差は減少傾向である。これは Pu が燃焼することによる効果であると考えられる。

**(2)** Ag110m の挙動：FP 核種として、Ag110m の挙動の比較を Fig.2 に示す。高温ガス炉ライブラリによる結果では、Pu の生成量が PWR ライブラリより多くなるので、Pu による収率の多い Ag110m の誤差が燃焼の早い時期に 120%と高くなっている。その後は燃焼により Pu の誤差が小さくなっていることから、誤差は減少傾向にある。

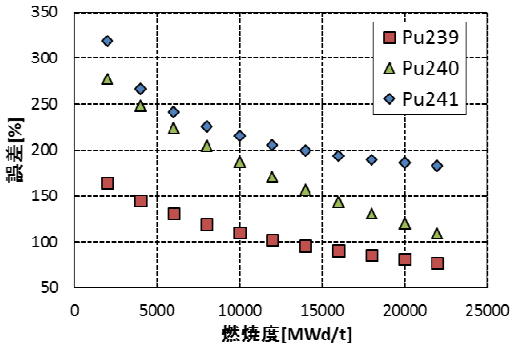



Fig.1 PWR 用ライブラリの結果に対する高温ガス炉用ライブラリでの Pu 生成量の誤差

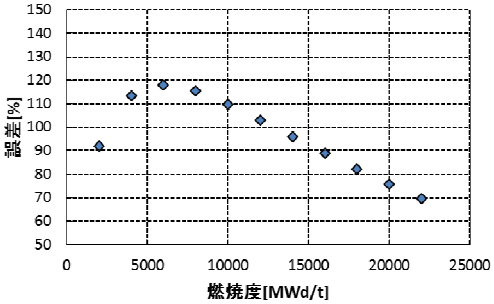



Fig.2 PWR 用ライブラリの結果に対する高温ガス炉用ライブラリでの Ag110m 生成量の誤差

## 3. 結論

核種生成･崩壊挙動解析のための高温ガス炉用ライブラリを作成し、軽水炉ライブラリによる結果と比較を行った。その結果、Pu、FP 量について有意な差が認められた。今後は高温ガス炉での核種生成･消滅挙動解析のための手法の検討を進めていく予定である。

### 参考文献

[1] A.G.Croff,ORIGEN2 Code Package CCC371, Informal Notes (1981)
[2] 深谷他、JAEA-Research 2013-035(2013)

*Nozomu Fujimoto[1], Keisuke Morita[1] and Yuji Fukaya[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

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

# [2O13-15] code-system validation 2

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)

Sun. Mar 27, 2016 3:35 PM - 4:25 PM  Room O (Lecture Rooms C C201)

## [2O13] Analysis of measured decay heat of fuel assemblies by ORIGEN2.2 and CASMO5

Toru Yamamoto[1], ＊Daiki Iwahashi[1] （1.Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)）

3:35 PM - 3:50 PM

## [2O14] Analysis of PIE data of BWR Fuel using SWAT4

＊Takeo Kikuchi[1], Kenichi Tada[1], Kenya Suyama[1] （1.JAEA）

3:50 PM - 4:05 PM

## [2O15] Basic Research on the Element Transmutation of All Fission Products Using Nuclear Reactors

＊Atsunori Terashima[1], Leila Safavi-Tehrani[2], Mikael Nilsson[2], Masaki Ozawa[1] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.University of California, Irvine）

4:05 PM - 4:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# ORIGEN2.2 及び CASMO5 による燃料集合体崩壊熱測定値の解析

Analysis of measured decay heat of fuel assemblies by ORIGEN2.2 and CASMO5

山本　徹、*岩橋　大希
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

ORIGEN2.2 及び CASMO5 の崩壊熱計算の妥当性確認の一環として、米国及びスウェーデンにおいて実施された PWR 及び BWR 燃料集合体の約 2 年から約 27 年の冷却時の崩壊熱測定値の解析等を実施したので報告する。

**キーワード**：軽水炉、燃料集合体、崩壊熱測定値、ORIGEN2.2、CASMO5、ORLIBJ40、JENDL-4.0、瞬時核分裂

## 1. 緒言

ORIGEN2.2 は比較的入力データが簡単であることから使用済燃料の崩壊熱の計算等に使用されており、国内の最新の核データライブラリ JENDL-4.0 に基づくライブラリ ORLIBJ40 が整備されている。CASMO5 は集合体燃焼計算コードであり、主に炉心計算の核定数の作成に使用されるが、燃焼チェーンと核種崩壊のエネルギーが整備され、崩壊熱の計算にも使用可能である。燃料集合体を対象とした崩壊熱の測定については、過去に米国において実施されたものに加え、その後スウェーデンにおいて実施された測定結果を含めて Gauld ら [1]により編集・報告されている。本研究は、これらの測定結果を、両コードを用いて解析すること及び補足解析として瞬時核分裂後の短期冷却期間の FP 崩壊熱についての片倉 [2]による総和計算の結果と比較することより、崩壊熱計算結果の妥当性と不確かさに関する知見を蓄積することを目的としている。

## ２．燃料集合体の崩壊熱の測定データの解析

燃料集合体の崩壊熱測定は、測定容器中に燃料集合体を装荷し温度上昇率（米国、スウェーデン）又は蒸気凝縮率（米国）を測定する手法により行われている。測定結果は、米国 PWR 燃料集合体 20 点、同 BWR 燃料集合体 96 点、スウェーデン PWR 燃料集合体 38 点、同 BWR 燃料集合体 45 点である。

燃料集合体の仕様及び燃焼履歴は、文献 1)等を引用した。ORIGEN2.2 の計算では、ライブラリとして PWR 燃料については、PWR34J40(3.4wt%)又は PWR41J40(4.1wt%)、BWR 燃料については BS140J40(3.0wt%,40%ボイド)を用いた。CASMO5 の計算では、JENDL-4.0 によるライブラリ（FP は 200 核種以上、重核種は 45 核種以上の燃焼チェーン）を使用し、代表集合体断面の計算を行った。なお、CASMO5 の計算における燃料以外の構造材の放射化による崩壊熱は ORIGEN2.2 の結果により代用した。

## ３．瞬時核分裂後の FP 崩壊熱の解析

主要核種である $^{235}$U、$^{239}$Pu、$^{241}$Pu の熱中性子核分裂及び $^{238}$U の高速核分裂について瞬時核分裂後の FP 崩壊熱を ORIGEN2.2 により計算した。

## ４．解析結果

燃料集合体の崩壊熱測定データの解析における ORIGEN2.2 の計算結果と測定結果の比(C/E)の平均値（標準偏差）は、米国 PWR 燃料、同 BWR 燃料、スウェーデン PWR 燃料、同 BWR 燃料についてそれぞれ、1.00(0.02)、0.97(0.11)、1.03(0.02)、1.00(0.04)であり、CASMO5 は、1.01(0.02)、0.98(0.12)、1.02(0.01)、1.00(0.02)であった。わずかであるが、CASMO5 の再現性が良いとの結果が得られた。比較の例として図に CASMO5 の C/E - 1 を冷却期間に対して示す。図に示していないが、米国 BWR 燃料集合体の測定値のうち、冷却期間が 3000 日近傍の 1 点（19.5W/集合体）について C/E - 1 が 73%となったが、測定の再現性に問題があると考えられる。

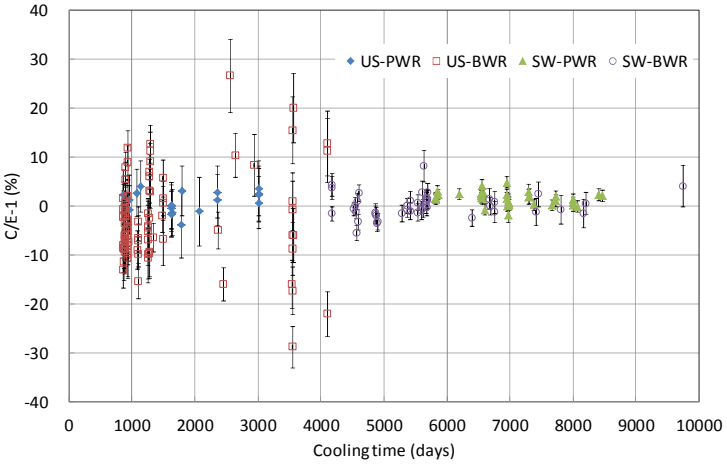



図 CASMO5 による燃料集合体の崩壊熱の計算結果と測定値の比較
（US:米国、SW:ｽｳｪｰﾃﾞﾝ、誤差は測定誤差（1σ）による値）

瞬時核分裂後の FP 崩壊熱について、ORIGEN2.2 の結果($10^{-4}$秒照射)は、1 秒から $10^{7}$ 秒の冷却期間において片倉の結果とよく一致した。なお、$10^{4}$ 秒照射後の FP 崩壊熱について、CASMO5 による結果は、同じ照射条件の ORIGEN2.2 の結果に比べ冷却時間が $10^{5}$ 秒付近において過大評価する傾向がみられたが、崩壊熱計算モデルの不確かさに起因すると考えられる。

## 参考文献

1) I.C. Gauld et al., “Validation of SCALE 5 decay heat predictions for LWR spent nuclear fuel,” NUREG/CR-6972, ORNL/TM-2008/015 (2010).
2) J. Katakura, “JENDL FP decay data file 2011 and fission yields data file 2011,” JAEA-Data/Code 2011-025.

* Toru Yamamoto and Daiki Iwahashi
Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

# SWAT4 を用いた BWR 燃料の照射後試験解析

Analysis of PIE data of BWR Fuel using SWAT4

*菊地 丈夫[1]，多田 健一[1]，須山 賢也[1]
[1]原子力機構

原子力機構が開発している燃焼計算コード SWAT4 の計算精度を検証するため、旧原研が実施した BWR 燃料を対象とした照射後試験の測定結果と SWAT4 の解析結果を比較した。その結果、主要なアクチニド核種である U や Pu では C/E の平均値が 1.0 に近く、FP 核種では C/E の平均値がアクチニド核種に比べてやや大きくなることを確認した。

**キーワード**：SWAT4，MVP，ORIGEN2，BWR，照射後試験，2F2DN23，燃料デブリ

**1. 緒言**　東京電力福島第 1 原子力発電所事故で生じた燃料デブリの臨界安全評価に燃焼度クレジットを適用するには、燃焼燃料の同位体組成評価が必要となる。そこで MVP と ORIGEN2 を組み合わせた燃焼計算コード SWAT4 の解析精度を評価するため、旧原研で 1990 年代に実施した東京電力福島第 2 原子力発電所 2 号機で照射された燃料集合体(2F2DN23)を対象とした照射後試験の測定結果と燃焼解析結果を比較した。

**2. 解析対象**　2F2DN23 を対象とした照射後試験では、それぞれ一本の $UO_2$ 燃料棒及び Gd 入り燃料棒を選択し、各 8 点及び 10 点のサンプルを切断・溶解し、燃料ペレット中のアクチニド及び FP の量が測定された。集合体の燃料配置、照射履歴、幾何形状、燃料組成、平均ボイド率分布は参考文献 1 の値を使用した。集合体内の詳細な濃縮度分布は参考文献 1 で与えられた平均化されたデータから推定し、軸方向無限長の二次元集合体計算モデルにより計算を行った。本解析は 32 並列の計算機環境で実施し、MVP 計算における中性子ヒストリは、32,000 粒子/バッチ、総バッチ数 60（初期の 10 バッチは統計から除外）とした。

**3. 結果・考察**　図 1 に各サンプルの実験値に対する計算値の比（C/E）の平均値及びその標準偏差(± σ)を示す。$UO_2$ 燃料の場合、C/E の平均値は $^{235}U$ では約 0.93、$^{239}Pu$ では約 0.96 である。核分裂生成物(FP)はアクチニド核種に比べて C/E の平均値が 1.0 から離れており、特に Sm 同位体は過小評価の傾向が強く出ている。これは、参考文献 1 では軸方向濃縮度分布が与えられていないために推定値を使用しており、実際の軸方向濃縮度分布とやや異なっていることが要因の一つとして考えられる。また、PWR における同様の解析結果 [2)]では良く一致していることから、軸方向ボイド率分布が与えられていないために BWR 燃料の代表的なボイド率分布を用いていることも要因の一つとして考えられる。

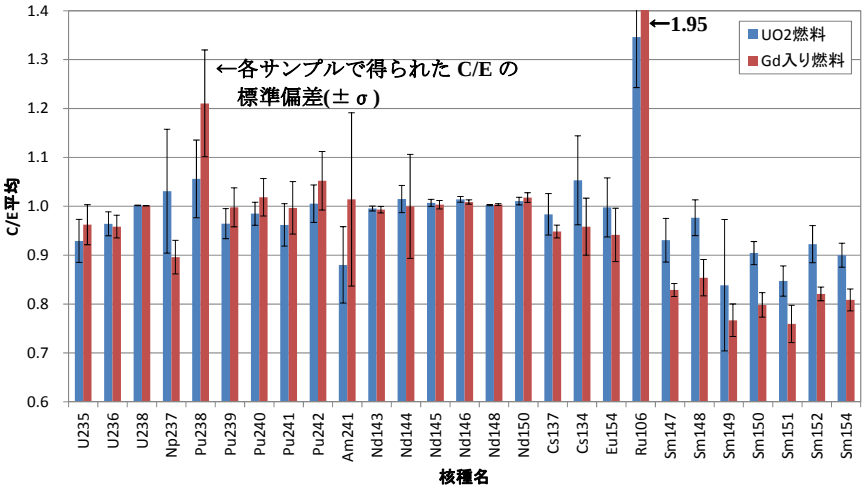



図 1　SWAT4 と測定値の比較

**参考文献**

[1] 中原嘉則ら、「軽水炉使用済燃料の燃焼度クレジットに関する技術」、JAERI-Tech2000-071 (2000)

[2] 山本健土ら、「使用済燃料直接処分の臨界安全評価」、JAEA-Technology 2015-019 (2015)

*Takeo Kikuchi[1], Kenichi Tada[1] and Kenya Suyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 原子炉を利用した全核分裂生成物の元素変換特性
# (3) UCI-TRIGA®炉での中性子放射化分析による MVP-BURN コードの妥当性確認

Basic Research on the Element Transmutation of All Fission Products Using Nuclear Reactors
(3) Validation of MVP-BURN Code by Neutron Activation Analysis in UCI-TRIGA® Reactor

*寺島 敦仁[1,2,3]，Leila Safavi-Tehrani[3]，Mikael Nilsson[3]，小澤 正基[1]
[1]東京工業大学，[2]日本学術振興会特別研究員 DC，[3]University of California, Irvine

本研究では、MVP-BURN コードの Chain ファイルに短寿命核種の取り扱いを追加することで、短時間照射の中性子放射化分析の予測計算をおこなった。さらに、University of California, Irvine 所有の TRIGA®炉において中性子放射化分析を実施し、両者の結果を比較することで、予測計算の妥当性確認をおこなった。
**キーワード**：核変換，MVP-BURN コード，UCI-TRIGA 炉，放射化分析，妥当性確認

**1. 緒言**：東京工業大学が研究を進めている新規先進核燃料サイクル“Aprés ORIENT”[1,2]では、核分裂生成物を元素分離・核変換することによって、資源利用可能な有用元素を創生することを目指している。原子炉を利用した核変換の計算解析には、MVP-BURN[3]などの燃焼計算コードを用いているが、核データの誤差や自らの手で作成した原子炉モデル・核反応チェーンなど、不確かな要素を含んでいる。本研究では、中性子捕獲反応による放射性核種の生成量に関して、計算機シミュレーションと原子炉実験解析の両方を実施し、両者の結果を比較することによって、シミュレーション結果の妥当性確認をおこなった。

**2. 研究手法**

**2-1. UCI-TRIGA 炉を用いた中性子照射実験**：核変換対象元素 （軽白金族元素、希土類元素等）について硝酸溶液試料を調製し、University of California, Irvine 所有の TRIGA® Mark I 型原子炉の炉心外周の回転照射領域に装荷した上で、出力 250kW で 1 時間の中性子照射を実施した。高純度ゲルマニウム半導体検出器を用いて、照射後の各試料に対してガンマ線計測を実施した。ガンマ線計測の結果から、各試料内で生成された放射性核種の放射能を計算することで、照射終了時刻における各核種の生成量を算出した。

**2-2. MVP-BURN コードを用いた計算機シミュレーション**：放射性核種の生成消滅に係る数値計算をおこなうために、燃焼計算コード MVP-BURN、核データライブラリ JENDL-4.0 を使用した。MVP-BURN の燃焼チェーンファイル ChainJ40 (u4cm6fp119bp14T_J40) を改造し、短寿命の放射性核種を追加した。上記の中性子照射実験を模擬して、臨界計算及び燃焼計算解析を実行し、放射性核種の生成量を予測した。

**3. 結果**：放射性核種の生成量に関して、シミュレーション(Sim)と照射実験(Exp)の差異を(Sim-Exp)/Exp で評価したところ、対象核種全体の傾向としては、シミュレーションが+5%程度の過大評価となった。一方、核種ごとでは、$^{171}$Er (+17%)、$^{169}$Yb (-6%)など、いくつかの核種で大きな差異が生じることが見出せた。

**謝辞**：本研究は、東京工業大学環境エネルギー協創教育院、及び JSPS 科研費 15J12066 の助成を受けたものである。

**参考文献**：

[1] M. Ozawa, C. Y. Han, T. Kaneshiki, and M. Nilsson, Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (GLOBAL2013), Salt Lake City, Utah, USA, September 29 - October 3, 2013, pp.1499-1503 (2013).

[2] A. Terashima and M. Ozawa, *Nucl. Sci. Tech.* **26**(1), S010311 (2015).

[3] K. Okumura, T. Mori, M. Nakagawa, and K. Kaneko, *J. Nucl. Sci. Technol.* **37**(2), pp.128-138 (2000).

---

*Atsunori Terashima[1,2,3], Leila Safavi-Tehrani[3], Mikael Nilsson[3], and Masaki Ozawa[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]JSPS Research Fellow DC, [3]University of California, Irvine

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

# [2O16-20] nuclear transmutation 1

Chair: Naoyuki Takaki (Tokyo City Univ.)
Sun. Mar 27, 2016 4:25 PM - 5:45 PM  Room O (Lecture Rooms C C201)

## [2O16] Influence of Burnup Chain Data on Burnup Analysis of Accelerator Driven System

Norie Kawahata[1], ＊Hiroki Yamaguchi[1], Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] （1.Tohoku University）

4:25 PM - 4:40 PM

## [2O17] Comparison of Calculation Results of Benchmark Problem for ASTRID Initial Core (2)

＊Akihiro Hara[1], Christine COQUELET-PASCAL[2] （1.Toshiba Corporation Power Systems Company, 2.CEA, DEN, DER, SPRC/LEDC, Cadarache）

4:40 PM - 4:55 PM

## [2O18] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

＊Makoto Ishikawa[1], Kenji Yokoyama[1], Kazuyuki Numata[1], Shuhei Maruyama[1], Toshikazu Takeda[2] （1.JAEA, 2.Fukui University）

4:55 PM - 5:10 PM

## [2O19] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

＊TOSHIKAZU TAKEDA[1] （1.Research Insutitue of Nuclear Engineering, University of Fukui）

5:10 PM - 5:25 PM

## [2O20] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

＊Koji Fujimura[1], Shigeo Ohki[2], Toshikazu Takeda[3] （1.Hitachi-GE Nuclear Enetgy, Ltd., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.University of Fukui）

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 加速器駆動システムにおける
# 燃焼解析に対する燃焼チェーンデータの影響

Influence of Burnup Chain Data on Burnup Analysis of Accelerator Driven System

川幡 紀恵[1]，*山口 裕輝[1]，相澤 直人[1]，岩崎 智彦[1]
[1]東北大学

加速器駆動システムの燃焼解析に対して燃焼チェーンデータが与える影響を、異なる燃焼チェーンデータを用いた解析結果を比較することにより評価した。

**キーワード：**加速器駆動システム，燃焼解析，燃焼チェーンデータ

## 1. 緒言

JENDL-4.0 と JENDL-3.3 を用いた解析を比べた際、実効増倍率などの値に大きな差異が生じることが知られている。[1] また燃焼チェーンデータとしては u4cm6fp50bp16F(以下、short-chain)があるが、扱う核種数がより多い ChainJ40[2] が存在し、燃焼チェーンデータを変更することで燃焼計算結果に変化が生じると考えられる。以上のような核データ間の差異が ADS の燃焼解析に与える影響に関する知見は不足しており、検討が必要である。よって本研究では、核データの違いによる ADS の炉心性能・燃焼特性への影響を明らかにすることを目的として、異なる核データを使用した場合の解析結果の比較を行う。

## 2. 解析条件・評価指標

様々な仕様の ADS における炉心性能・燃焼特性への影響を明らかとするため、JAEA 提案 800MWt 級鉛ビスマス ADS(標準炉心)と反応度制御型炉心[3]を対象とし、1 サイクル 600 日の燃焼解析を MVP-BURN を用いて行った。核データライブラリとして JENDL-3.3 または JENDL-4.0 を、燃焼チェーンデータとして short-chain または ChainJ40 に含まれる u4cm6fp119bp14F_J40(以下、long-chain)をそれぞれ用いた解析を行い、実効増倍率($k_{eff}$)、燃焼末期における核種組成の数密度の差($\Delta N_{EOC}$)、核変換量について比較を行った。

## 3. 燃焼チェーンデータ変更による炉心性能・燃焼特性への影響

標準炉心に関して、JENDL-4.0 を使用した場合の short-chain と long-chain における $k_{eff}$ の推移を比較すると、その差異は小さいことが分かった。JENDL-3.3 では両者の差が増加していく結果となった。$\Delta N_{EOC}$ はどちらの核データライブラリを用いた場合においても大きな違いが現れ、$^{242m}$Am で最大の差異が生じた。核変換量は核データ間の差異は小さく、両者ともに long-chain を用いた場合の方が大きくなる結果となった。反応度制御型炉心を対象とした解析結果を比較した結果は標準炉心の場合とほぼ等しい傾向を示した。

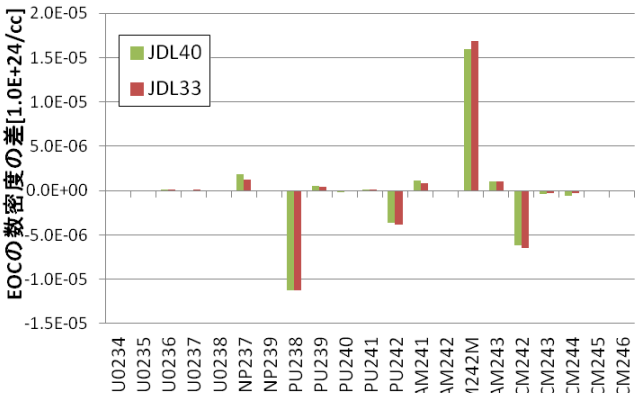



Fig.1 核データライブラリごとの EOC の数密度の差

**参考文献**

[1] 岩元他, “JENDL-4.0 を用いた核変換システムの解析”, JAEA-Research 2011-036 (2012)
[2] 奥村他, “ChainJ40; JENDL-4.0 に基づく燃焼チェーンデータ”, 日本原子力学会 2012 年春の年会
[3] 高荷他, “金属水素化物を用いた加速器駆動システムの反応度制御に関する研究”, 日本原子力学会 2013 年秋の大会

Norie Kawahata[1,*] Hiroki Yamaguchi[1], Naoto Aizawa[1] and Tomohiko Iwasaki[1]
[1]Tohoku Univ.

# ASTRID 初期炉心の核特性ベンチマーク解析(2)

Comparison of Calculation Results of Benchmark Problem for ASTRID Initial Core (2)

*原　昭浩[1]，COQUELET-PASCAL Christine[2]

[1]東芝，[2]CEA

ASTRID（Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration）と呼ばれるフランスのナトリウム冷却高速実証炉では、炉心全体で負のボイド反応度を持つ等、従来と比べ高い安全性持つ設計が検討されている。CEA（Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives）は、炉心安全性等の設計精度向上のため、核特性ベンチマーク解析を進めている。本発表では、前回に引き続き[1]、CEA-東芝間で進めているベンチマーク解析結果について報告する。

**キーワード：ASTRID, SFR, MOX**

## 1. 緒言

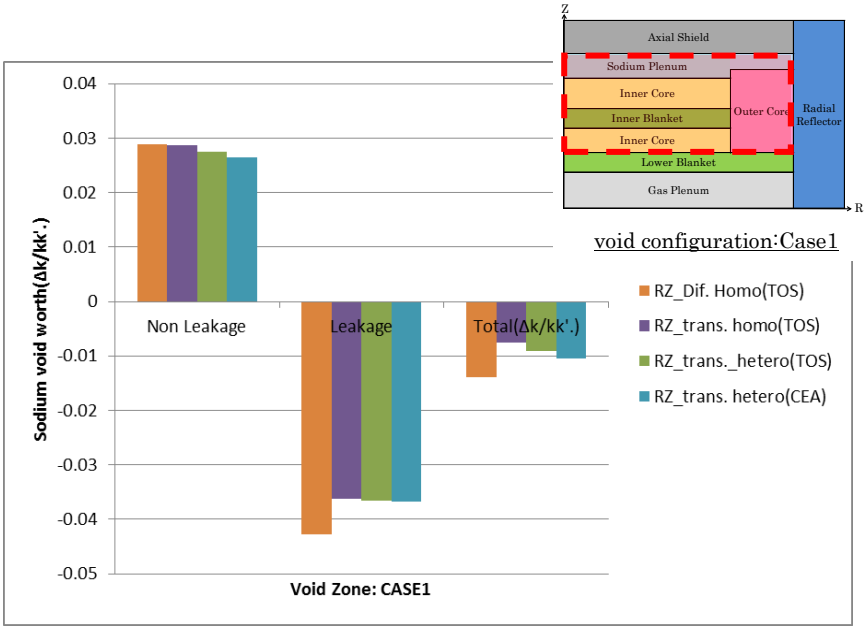
ASTRID の炉心は、炉心全体で負のナトリウムボイド反応度を持つ等、従来と比べより高い安全性を持つ、革新的設計が検討されている。負のボイド反応度を達成するために、炉心の上部にナトリウムプレナム、内部にブランケットを配置しており、両領域はボイド時の中性子漏れに大きく影響している。今回は、前回報告で差異が大きかったボイド反応度等の計算精度向上について検討を行った。

## 2. ベンチマーク解析条件

炉心体系は、初期炉心時において制御棒・炉停止棒を外側炉心上端まで引き抜いた状態である。CEA は解析コード ERANOS / PARIS[2]と核データ JEFF3.1.1[3]を、東芝は解析コード DIF3D [4]/ DANTSYS[5]等と核データ JENDL-3.3[6]をそれぞれ使用した。

## 3. 結果

図に全炉心ボイド反応度（炉心から上部ナトリウムプレナムまでがボイド領域）の計算結果を非漏洩項と漏洩項、合計に分けて示す。輸送計算を行うことにより、拡散計算で過大評価であった漏洩項が改善された。また、炉心燃料集合体の非均質効果を考慮することにより、非漏洩項の過大評価が改善された。その結果、CEA との差異が縮まった。




## 参考文献

[1] 永田他, 2014 年春の年会 K14

[2] R. Letellier et al., a New Capability in ERANOS Il Nuovo Cimento, 33C, (2010).

[3] A. Santamarina et al., The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library (OECD/NEA, 2009).

[4] K. L. Derstine, ANL-82-64 (1984).　[5] R. E. Alcouffe wt. al., LA-12969-M (1995).

[6] K. Shibata et al., J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002).

* Akihiro Hara[1], COQUELET-PASCAL Christine[2]

[1]Toshiba Corporation, [2]CEA

# 「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究
# (9)MA 核変換関連測定データを用いた断面積調整

Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

(9)Cross-section Adjustment Utilizing MA-related Measurement Data

横山 賢治[1]，*石川 眞[1]，沼田 一幸[1]，丸山 修平[1]，竹田 敏一[2]

[1]原子力機構，[2]福井大

これまでに収集・評価した MA 関連測定データを活用して、JENDL-4.0 に基づく断面積の調整計算を行った結果、MA に関連する積分核特性の核データに起因する不確かさを大幅に低減できる見通しが得られた。

**キーワード**：マイナーアクチニド（MA）、核変換、断面積調整、JENDL-4.0、核種反応毎寄与

**1. 緒言**　MA 核変換技術の確立のためには、MA 断面積のデータの不確かさの低減が必要不可欠である。このための有効な方法のひとつとしてベイズの定理に基づく断面積調整法がある。本研究では、これまでに収集した MA 関連の積分実験データを活用して、JENDL-4.0 に基づく 70 群断面積セットの調整を行った。

**2. 調整に用いた測定データ**　断面積調整計算に用いた MA 関連測定データは、ロシアの BFS で測定された Np-237 大量装荷炉心での臨界性、制御棒価値、Na ボイド反応度、MA 核分裂反応率比、Np-237 捕獲反応率比、日本の FCA で測定された MA 核分裂反応率比、「もんじゅ」の Am-241 が蓄積した炉心の臨界性、制御棒価値、等温温度係数、「常陽」や英国の PFR で照射された MA サンプルの照射後試験（PIE）の結果等である。現在利用可能な積分実験データを最大限に活用するために、既存の一般核特性と今回評価した MA 関連測定データを組み合わせて整合性評価を行い、炉定数調整計算に用いる積分実験データセットを選定した。最終的に選定された MA 関連測定データは 155 核特性、MA 以外の一般的な測定データを含めた合計は 597 核特性となった。

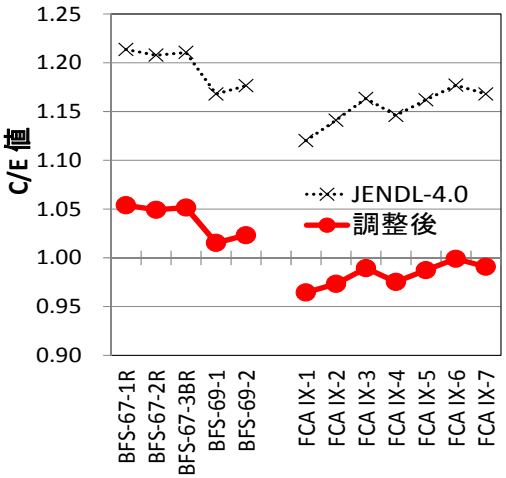



図 1　F64/F49 の C/E 値変化

**3. 調整結果**　図 1 に FCA と BFS の Cm-244 の Pu-239 に対する核分裂反応率比（F64/F49）の調整結果を示す。JENDL-4.0 の C/E 値は独立な 2 つの実験で同じ傾向（10～20%の過大評価）を示しているが、炉定数調整により大幅な改善が見られ、約 5%の範囲で実験値と解析値が一致した。図 2 には、BFS-67-2R 炉心の F64/F49 核分裂反応率比に対する核データに起因する不確かさの調整前後の内訳を示す。Cm-244 核分裂反応が C/E 値の改善に最も寄与しているが、U-238 非弾性散乱や Pu-239 核分裂反応の効果も大きい。

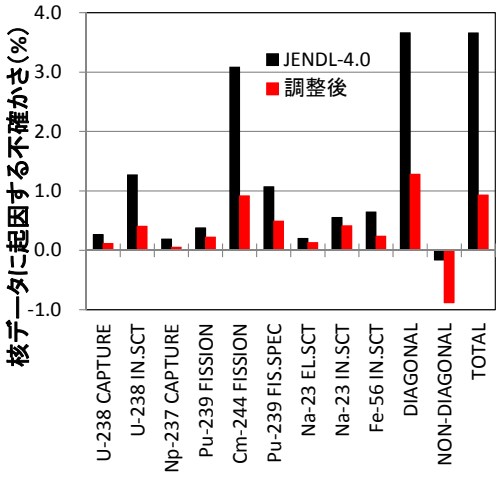



図 2　F64/F49 の C/E 値変化に対する核種反応毎の寄与（BFS-67-2R 炉心）

**4. 結言**　これまで収集・評価した MA 関連測定データを用いて、炉定数調整法による解析予測精度の向上について検討した。この結果、MA に関連する積分核特性の核データに起因する不確かさを大幅に低減できる見通しがあることが分かった。

**謝辞**　本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として福井大学が実施した平成 27 年度「「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究」の成果を含む。

Kenji YOKOYAMA[1], *Makoto ISHIKAWA[1], Kazuyuki NUMATA[1], Shuhei MARUYAMA[1], Toshikazu TAKEDA[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Fukui Univ.

# 「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究
# （10）MA 核変換計算のための新しい断面積調整法

Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

(10) Cross Section Adjustment Method for MA Transmutation Calculations

*竹田敏一

福井大学附属国際原子力工学研究所

原子炉、臨界集合体における測定データ、計算結果の系統誤差を抽出する新たな手法を開発し、断面積調整に適用した。この方法により、PFR で照射されたＭＡサンプルの原子数密度の解析を実施した。結果を通常の断面積調整による結果と比較し、より良好な結果が得られることが分かった。

**キーワード**：高速炉，MA 核変換，断面積調整 ， 系統誤差

## 1. 緒言

断面積調整では測定値、計算値は統計誤差のみもっていると仮定し、ベイズ定理に基づき断面積を調整する。このため、測定値、計算値に系統誤差があれば、それを取り除いてから断面積調整を実施する必要がある。本報告では系統誤差を取り除く方法およびその適用結果を示す。

## 2. 統計誤差の抽出

測定値と計算値の比であるバイアス因子の 1 からのズレを見て、それが全統計誤差の範囲外にある時に、それを系統誤差とする方法を開発した。その詳細は本シリーズ発表の（４）で行ったので、ここではこの方法の説明は省略する。

## 3. 計算結果

PFR では Np-237, Am-241, Am-243 等の MA サンプルが照射され、照射後の各核種の原子数密度の比が測定されている。表 1 に本方法及び従来手法による Pu-238/Np-237, Am-242m/Am-241 等の原子数密度比の C/E 及び不確かさに対する結果を示す。断面積調整後の C/E は本方法を用いると一般的に 1 に近くなっていることが分かる。不確かさについては本方法の結果と従来の結果は一致することが理論式から分かった。

表 1　断面積調整による PFR の原子数密度比の C/E 値及び不確かさ

| ケース | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 原子数密度比 | | Pu-238/ Np-237 | Am-242m/ Am-241 | Cm-244/ Am-243 | Cm-243/ Cm-242 | Cm-245/ Cm-244 |
| C/E 値 | 調整前 | 0.890 | 0.919 | 0.894 | 0.736 | 0.917 |
| | 調整後 本手法 | 0.973 | 1.016 | 0.941 | 0.868 | 0.960 |
| | 調整後 従来手法 | 0.949 | 1.033 | 0.943 | 0.790 | 0.968 |
| 不確かさ（%） | 調整前 | 7.14 | 9.68 | 13.75 | 22.85 | 22.85 |
| | 調整後 | 2.80 | 2.31 | 2.95 | 2.57 | 2.03 |

**謝辞** 本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施した平成 26 年度「「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究」の成果を含む。

* Toshikazu Takeda

University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering

# 「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究
# (11)$UO_2$母材 MA ターゲット燃料を分散装荷する非均質装荷炉心

Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

(11) Heterogeneous core in which $UO_2$-matrix MA target fuel assemblies are loaded dispersively

*藤村幸治[1]，大木繁夫[2]，竹田敏一[3]

[1]日立ＧＥ，[2]原子力機構，[3]福井大学

核変換量と安全性に係わる反応度係数の調和を考慮した MA 核変換炉心概念を開発している。前報では、MA を炉心燃料の軸方向下部に装荷する炉心概念、および MOX 母材の MA ターゲット燃料を内側炉心と外側炉心領域の境界にリング状に装荷する炉心概念を報告した。引き続き本報では、$UO_2$ 母材の MA ターゲット燃料を炉心領域に分散装荷する非均質装荷炉心の核的な検討結果を報告する。高含有率の MA 燃料を局在化できる非均質装荷法の利点を確保しつつ、減速材の利用やターゲット燃料の炉内滞在期間の最適化により、他の非均質装荷炉心と同等の MA 核変換量を達成できる見通しを得た。

**キーワード：**ﾏｲﾅｰｱｸﾁﾆﾄﾞ(MA)，核変換，ナトリウム冷却高速炉，非均質装荷，ターゲット燃料，$UO_2$ 母材

## 1. 緒言

これまで、炉心上部へのナトリウム（Na）プレナム設置と内部ブランケット配置最適化等によって、MA 核変換量増大とボイド反応度低減を両立する MA 均質装荷炉心概念[1]や、MA を炉心の半径方向、軸方向に非均質に装荷する非均質装荷法[2]を検討してきた。本報では、減速材利用による核変換性能向上が期待される、$UO_2$ 母材の MA ターゲット燃料を炉心領域に分散装荷する非均質装荷炉心概念を検討した。

## 2. 検討条件

炉出力は FaCT 計画における実証炉と同じ 750MWe で、Pu と MA の同位体組成は、取出燃焼度 60GWd/t、冷却期間 30 年の軽水炉の使用済燃料組成を想定した。本研究では、ULOF 時の炉心高さ方向の冷却材密度変化の分布を想定した実効的ボイド反応度を指標とし、それが負であることを条件としている。劣化 $UO_2$ を母材とした MA ターゲット燃料は出力が低いため Na プレナムを設置する必要がなく、その領域にも MA を装荷することによって漏洩中性子を利用した MA 核変換量の増大をはかった。1/2 炉心の垂直断面を図 1 に示す。JENDL-4.0 に基づく 70 群の高速炉用炉定数を用いた非均質格子計算により実効定数を作成し、炉心核特性は CITATION の 2 次元 RZ 体系および MOSES[3]の 3 次元三角メッシュ体系の炉心計算により評価した。中性子実効増倍率、反応度係数には輸送・メッシュ効果補正、超微細エネルギー群補正を行った。

## 3. 検討結果

MA 核変換量を増やすため、MA ターゲット燃料の減速材(Zr-H)割合をパラメータとしたサーベイ計算を実施した。減速材を増やすと MA 核変換量が増加するが、一方で最大線出力の増加と炉停止余裕減少を招く。そこで、炉心燃料の取出平均燃焼度を低下(150→120GWd/t)するとともに、減速材割合を 10%に抑えた。この条件で、MA 核変換量の増加をはかるため、MA ターゲット燃料の取替バッチ数を 6 から 3 に変更した。MA 核変換量は、ターゲットへの減速材添加で 14%、Na プレナム領域へのターゲット燃料装荷で 15%等の増大効果があり、他の非均質装荷炉心と同等の 191kg/GWe-y となった。主要な仕様・核特性を表 1 に示す。今後は、減速材装荷によるドップラー係数改善の可能性も有する本炉心概念の検討を継続する。

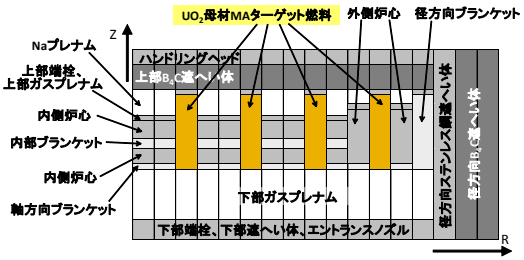



**図1　MA 非均質装荷炉心の垂直断面**

**表 1　主要仕様・核特性**

| 項目 | 単位 | 値 |
|---|---|---|
| 出力（電気/熱） | MW | 750/1.765 |
| 運転サイクル長 | 月 | 18.2 |
| バッチ数(炉心/ターゲット/方向径ブランケット) | — | 6/3/6 |
| 炉心高さ（内側/外側） | cm | 60/90 |
| ブランケット高さ（内部/下部軸方向） | cm | 20/13 |
| 取出平均燃焼度（炉心/ターゲット/全体） | GWd/t | 120.7/20.2/61.0 |
| MA含有率(炉心/ターゲット) | wt% | 2.9/20.0 |
| 最大線出力 | W/cm | 420 |
| 燃焼反応度 | %Δk/kk' | 0.5 |
| ボイド反応度（実効的） | $ | ~1 (-0.2) |
| MA核変換量 | kg/Gwe-y | 191 |
| 増殖比 | — | 1.00 |

**参考文献**

[1]藤村他, 日本原子力学会 2015 秋の大会，A14、 [2]大釜他, 2015 年秋の大会，A15、 [3]PNC TJ8222 97-002(1997).

**謝辞** 本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している平成 27 年度「「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究」の成果を含みます。

* Koji Fujimura[1], Shigeo Ohki[2], Toshikazu Takeda[3]. / [1] Hitachi-GE, [2] JAEA, [3]University of Fukui.

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

# [2O21-23] nuclear transmutation 2

Chair: Kenji Yokoyama (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 5:45 PM - 6:30 PM  Room O (Lecture Rooms C C201)

## [2O21] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

＊YUJI ARITA[1], Yasushi TSUBOI[2], Hirokazu OHTA[3] （1.Univ. of Fukui, 2.Toshiba Co., 3.CRIEPI）

5:45 PM - 6:00 PM

## [2O22] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

＊Yasushi Tsuboi[1], Hitoshi Nakamura[1], Kazuo Arie[1], Yuji Arita[2], Hirokazu ohta[3] （1.Toshiba, 2.Fukui Univ., 3.CRIEPI）

6:00 PM - 6:15 PM

## [2O23] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

＊Mitsuaki YAMAOKA[1], Yasuyuki MORIKI[1], Akihiro HARA[1], Yasushi TSUBOI[1], Fumie SEBE[1], Rei KIMURA[1], Kazuo ARIE[1] （1.Toshiba Corporation）

6:15 PM - 6:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 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 (4) ウラン無し TRU 金属燃料の基礎物性評価

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA (4) Fundamental Properties of Uranium-free TRU Metallic Fuel

*有田 裕二[1], 坪井 靖[2], 太田 宏一[3]
[1]福井大学、[2]東芝、[3]電力中央研究所

ウラン無し TRU 金属燃料の照射挙動評価に必要な熱伝導率の評価と MA 添加による融点への影響評価式に関する妥当性を確認した。

**キーワード**：金属燃料高速炉サイクル、ウラン無しＴＲＵ金属燃料、熱伝導率、転移温度

## 1. 研究の背景と目的

軽水炉等で発生するプルトニウム(Pu)とマイナーアクチノイド(MA)を高効率で燃焼できる、ウラン（U）を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクル[1]の研究を実施中である。その一環として、本検討では TRU 燃料の照射挙動評価、安全評価に用いるため、既往熱伝導率データを調査し、組成依存性及び温度依存性の挙動を評価した。また、模擬燃料を作製し、前回発表[2]で示した融点の組成依存性に関する妥当性の確認を行った。

## 2. Pu-Zr 合金燃料の熱伝導率評価

現在想定している金属燃料の組成は Zr 高含有燃料（TRU-40wt%Zr）であり、既往研究では、対応する組成域での熱伝導率測定例が見つからなかった。そこで、測定例のある U-Zr 合金の熱伝導率組成依存性データ[3]と各元素の熱伝導率のデータ[4]から基礎となる Pu-40Zr 合金の熱伝導率を試算評価した。その結果を図 1 に示す。純 Pu の熱伝導率が純 U の熱伝導率の半分程度しかないため、Pu-40Zr 合金の熱伝導率は 900K で 18W/m K 程度と同程度の組成である U-35Zr 合金の 2/3 程度の値となる。

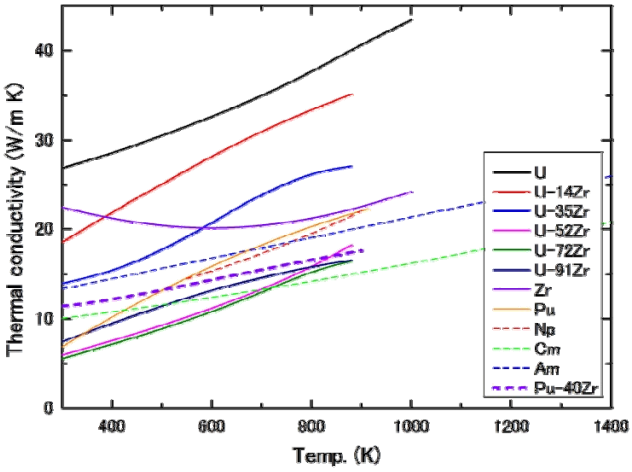



図 1 各種金属、合金の熱伝導率温度依存性

## 3. 模擬合金による融点への MA 組成の影響評価

前回発表で示した熱力学的手法による融点の MA 濃度依存性評価の妥当性確認のため、Pu-Zr 合金を模擬した Ce-Zr 合金に、MA 模擬として Ce または Nd を添加した合金試料を作製し、熱示差分析測定から融点変化の挙動を評価した。その結果、熱力学的手法による評価と一致することを示した。

**謝辞**

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

**参考文献**

[1] 有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48, [2] 有田他、原子力学会 2015 春の年会 J50, [3] Y.Takahashi, et al. J. Nucl. Mater. 154,141-144 (1988), [4] Y.Kim, et al. J. Nucl. Mater. 445, 272-280 (2014)

* Yuji Arita[1], Yasushi Tsuboi[2], Hirokazu Ohta[3]
[1]Fukui University, [2]Toshiba Corporation, [3]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 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 (5)TRU 金属燃料への希土類 FP 混入量制限値の検討

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA (5) Limit of Rare Earth Fission Products Inclusion for TRU Metallic Fuel Fabrication

*坪井 靖[1], 中村等[1], 有江 和夫[1], 有田 裕二[2], 太田 宏一[3]

[1]東芝、[2]福井大学、[3]電力中央研究所

平成 26 年度文科省･原子力システム研究開発事業公募研究に採択された表題研究において､ウラン無し TRU 金属燃料の製造及び健全性確保の観点から希土類 FP 混入量制限値を検討した。

**キーワード**：金属燃料高速炉サイクル、ＴＲＵ燃焼、ウラン無しＴＲＵ金属燃料、希土類元素

## 1. 研究の背景と目的

軽水炉等で発生するプルトニウム(Pu)とマイナーアクチノイド(MA)を高効率で燃焼できる、ウラン（U）を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクル[1]の研究を実施中である。その一環として、本検討では TRU 燃料としての熱・化学的安定性を向上させるため、ジルコニウム（Zr）金属を添加した TRU-Z r 合金を想定し、再処理時に MA との分離性が比較的悪い希土類元素(RE)に着目し、金属燃料製造の射出成型時に均一に溶解できる RE 混入量制限値を評価した。

## 2. RE の溶融金属燃料への溶解試験

本研究では､RE 元素群の代表核種として電解精製で分離性能が低いセリウム(Ce)､ネオジム(Nd)を､また TRU-Zr の模擬物質として U-Zr を用い、射出成型時の溶湯を想定して U-Zr 溶融金属中への Ce、Nd の溶解量について Zr の与える影響も含めて、U-Zr 合金に対する溶解挙動を評価した。その結果、Ce は Zr の影響は小さく、表 1 に示す様に U-Ce の 2 元系状態図[2]から推定される溶解量となることが示された。Nd の場合には、U-Nd の２元系状態図から推定される溶解量[2]を上回ることが確認できた。但し、Nd の添加量が少ない条件では溶解量が低下傾向を示し、Nd の U-Zr への飽和溶解量が明確にはできなかった。このメカニズムについては更なる検討が必要である。

表１ Ce､Nd の添加量と溶解量測定結果

| | | | | |
|---|---|---|---|---|
| Ce添加量* | 1% | 1.90% | 3.80% | |
| 溶解量測定結果* | 添加量のほぼ全量 | 添加量のほぼ全量 | 3% | |
| | UへのCe溶解量(2元系状態図より) | | | ：～3% |
| Nd添加量* | 0.50% | 1.80% | 3.20% | 6.80% |
| 溶解量測定結果* | 0.15% | 0.50% | 1.50% | 2.50% |
| | UへのNd溶解量（2元系状態図より） | | | ～0.1% |
| | *)U-Zr量を100%としたときの量 | | | |

## 3. RE 混入量制限値の評価

上記の結果から TRU-Zr 金属燃料への Ce と Nd の溶解量は Zr による溶解量増加効果を考慮しないで、燃料主成分である Pu に対する溶解度に基づき制限値を評価することで保守側に設定可能であると考えられる。尚、この結果は別途検討中の当システムの再処理プロセスへの要求条件としても活用する。

**謝辞**

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

**参考文献**

[1]有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48, [2] J. F. Haefling et al. Trans. AIME, 215, 336-338 (1992),

*Yasushi Tsuboi [1], Hitoshi Nakamura [1],Kazuo Arie [1], Yuji Arita[2], Hirokazu Ohta[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Fukui University .[3]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 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 （6）ウラン無し TRU 金属燃料高速炉炉心の検討

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA (6) Core Design Study of Uranium-free TRU Metallic Fuel Fast Reactor

*山岡 光明[1]，森木 保幸[1]，原 昭浩[1]，坪井 靖[1]，瀬部 芙美絵[1]，木村 礼[1]，有江 和夫[1]
[1]東芝

平成 26 年度文科省･原子力システム研究開発事業公募研究に採択された表題研究において､ウラン無し TRU（TRU；超ウラン元素）金属燃料を用いた高速炉炉心の検討を行った結果について報告する。

**キーワード：ウラン無しＴＲＵ金属燃料、高速炉炉心、ドップラー係数、ボイド反応度、炉心最適化**

## 1. 研究の背景と目的

軽水炉等で発生するプルトニウム(Pu)とマイナーアクチノイド(MA)を装荷したウラン無し TRU(Pu と MA)金属燃料高速炉炉心では、ドップラー係数の絶対値が低下する課題がある。これは中性子スペクトルを軟化させる減速材や、共鳴吸収の大きい燃料合金材の導入により改善できるが、同時にボイド反応度が増大する相反関係がある[1]。そこで、上記炉心特性と設計パラメータ（燃料合金材・減速材の種類、炉心寸法等）の相関を分析し、効率的な炉心最適化の方法を検討した。

## 2. 検討条件と解析手法

検討対象炉心として、300MWe の TRU-Zr 金属燃料高速炉炉心を設定した。設計パラメータとして、燃料合金材の種類（Zr の他に Mo や Nb)、減速材の種類（減速材無、$MgAl_2O_4$、BeO)、炉心高さを設定した。70 群核断面積を用いた拡散計算により炉心特性を求め、さらに摂動計算により炉心特性の要因を分析した。

## 3. 検討結果

炉心特性を中性子スペクトル・中性子漏洩・中性子吸収・核分裂の各要因に分離し、各要因に影響する炉物理指標の候補を抽出して、それらと各要因との相関を評価した。その結果、良好な相関が得られる炉物理指標として、減速能・輸送断面積・燃料合金材吸収断面積・炉心高さを選定した。これらの炉物理指標と炉心特性の相関の例として､減速能･炉心高さとドップラー係数､ボイド反応度の相関をそれぞれ図 1、図 2 に示す。これよりドップラー係数とボイド反応度をそれぞれ負側に大きくする減速材と炉心高さの組合せは相反することがわかる。

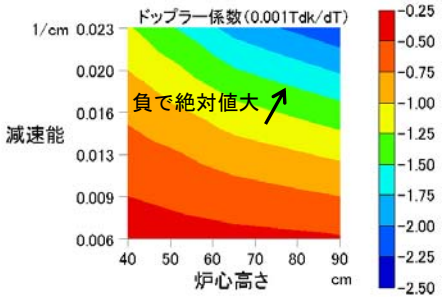



図 1　減速能・炉心高さとドップラー係数の相関

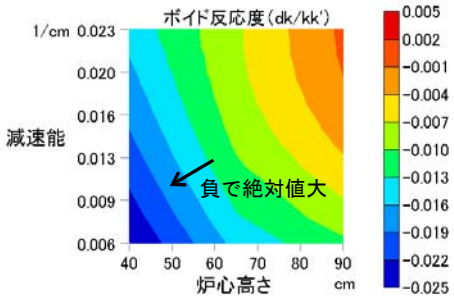



図 2　減速能・炉心高さとボイド反応度の相関

## 4. 結論

ウラン無し TRU 金属燃料高速炉炉心を対象に、設計パラメータを炉物理指標に変換して炉心特性との相関を定量評価した。この炉物理指標は減速材や燃料合金材の種類によらないため、炉心特性への要求条件に基づいて、効率的に炉心を最適化することができる。

**謝辞**

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

**参考文献**

[1] 山岡他、2015 春の年会 J49

*Mitsuaki YAMAOKA[1], Yasuyuki MORIKI[1], Akihiro HARA[1], Yasushi TSUBOI[1], Fumie SEBE[1], Rei KIMURA[1]and Kazuo ARIE[1]
[1]Toshiba Corporation

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

# [2P01-03] Seismic analysis of FBR

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 9:30 AM - 10:20 AM  Room P (Lecture Rooms C C200)

## [2P01] Development of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

＊Akihisa Iwasaki[1], Kazuo Hirota[1], Masatsugu Monde[1], Iwao Ikarimoto[1], Shinichiro Matsubara[1] （1.Mitsubishi heavy industries, LTD.）

9:30 AM -  9:45 AM

## [2P02] Development of Seismic Evaluation Method Considering Three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

＊Yohei Kamiyama[1], Kazuki Kirimura[1], Kazuya Yamaji[1], Shinya Kosaka[1] （1.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.）

9:45 AM - 10:00 AM

## [2P03] Development of Seismic Evaluation Method Considering Three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

＊Toru Tsuboi[1], yuto homma[1], Yohei Kamiyama[1], Shinichiro Matsubara[1] （1.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 高速炉炉心の 3 次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の構築
# (1) 3 次元炉心群振動解析手法の構築

Development of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

(1) Development of the Core Element Vibration Analysis Code in Three Dimension

*岩崎 晃久[1], 廣田 和生[1], 門出 匡胤[1], 碇本 岩男[1], 松原 慎一郎[1]

[1]三菱重工

高速増殖炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件では、構築した 3 次元炉心群振動解析手法の概要について紹介する。

**キーワード**：FBR、3 次元、耐震解析、REVIAN-3D

## 1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため，軸方向は拘束せず炉心支持構造物上に自立させている．そのため、地震時には水平方向の変位を生じ、制御棒挿入の阻害が懸念されるほか、隣接する炉心構成要素と衝突することで衝突荷重が生じる。また、高速炉炉心は一般的に最大反応度体系にないため、地震応答により炉心構成要素間の距離が変わると反応度が投入される恐れがある。加えて、上下方向の地震荷重が大きくなると炉心構成要素は跳び上がりを生じ、水平方向の挙動に影響を与えるため、振動挙動を適切に評価するには 3 次元の変位を計算する必要がある。そこで、制御棒挿入性や構造健全性、地震応答による投入反応度に関わる群振動挙動を、適切に評価するための 3 次元炉心群振動解析手法（解析コード名：REVIAN-3D）を構築した。

## 2.解析評価手法の概要

実機規模（炉心構成要素数：～1000 体）の 3 次元群振動挙動を詳細に模擬するための解析評価手法を構築した(図 1)。本評価手法では燃料集合体の鉛直変位を含む剛体運動の 5 自由度と弾性曲げ変形を考慮し、燃料集合体間の流路網との流体連成を評価可能なモデル化を行った。また、接触パッド部、エントランスノズル部は接触・衝突をモデル化し、炉心構成要素や炉心支持構造が受ける地震時荷重を評価可能とした。さらに、炉心構成要素の鉛直変位による、接触パッド部、エントランスノズル部の接触条件の変化をモデル化し、跳び上がりによる水平方向挙動への影響を評価可能としている。

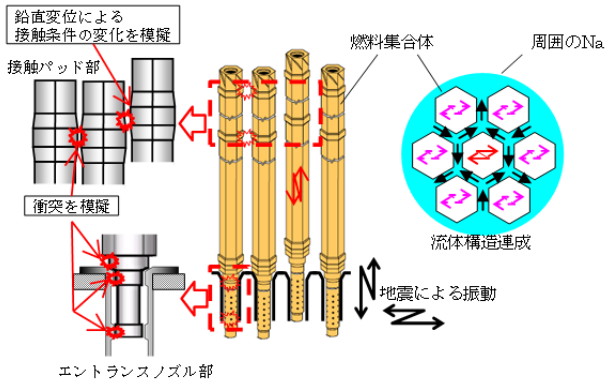
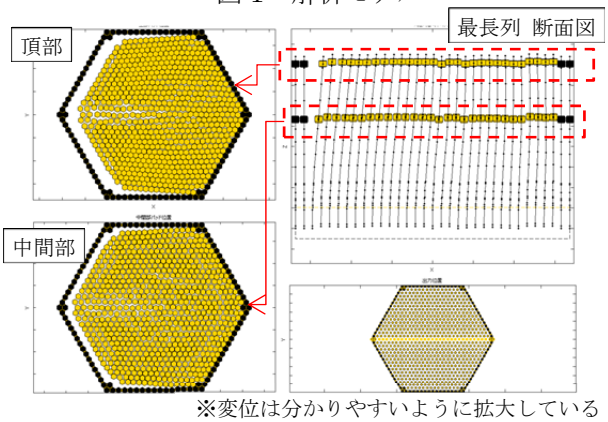



図 1　解析モデル

## 3.試解析

高速炉炉心において地震時に投入される反応度を評価するための、炉心変位の試評価を実施した。解析中のスナップショットを図 2 に示す。




※変位は分かりやすいように拡大している

図 2　試解析例

*Akihisa Iwasaki [1], Kazuo Hirota [1] Masatsugu Monde [1], Iwao Ikarimoto [1], Shinichiro Matsubara [1]

[1] MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES.LTD.

# 高速炉炉心の 3 次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の構築
# （2）3 次元燃料集合体変位を考慮した投入反応度解析手法の構築

Development of Seismic Evaluation Method Considering Three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

(2) Development of Seismic Reactivity Analysis Method Considering Three Dimensional Fuel Assembly Displacement

*上山　洋平[1]、桐村 一生[1]、山路 和也[1]、小坂 進矢[1]

[1]三菱重工

従来、高速炉の地震時投入反応度の評価法では、2 次元 R-Z 円筒炉心体系に基づく保守性の大きいモデルで実施していた。過度の保守性を排除するため、3 次元炉心体系に基づいて燃料集合体変位を直接的に取り扱う投入反応度評価モデルを開発した。

**キーワード**：FBR、BOWING-3D、3 次元、変位、反応度

## 1. 緒言

3 次元炉心体系に基づいて燃料集合体変位を直接的に取り扱う投入反応度評価コード BOWING-3D を新たに開発した。高速炉の地震時投入反応度の評価シナリオは多岐に渡り、詳細タイムステップでの解析が必要であるため、単位計算あたりの負荷を低減する必要がある。本手法では、感度解析の考え方に基づいて、事前に燃料変位に対する 3 次元中性子束分布変化を感度係数テーブルとして用意し、実際の変位量に対応した感度係数を全集合体について積算して、炉心解析無しで燃料変位による投入反応度を評価する。

## 2. 計算手法

まず、通常の炉心条件（ノミナル条件）から、ある燃料集合体のある軸方向分点（以下、ノードと呼ぶ）のみ変位（実際には集合体ギャップの変位）させ、炉心解析を行って 3 次元中性子束分布を得る。これを全ノードについて行うことで、ノード毎の変位に対する 3 次元中性子束分布の変化（感度係数テーブル）が得られる。なお、テーブル作成時の入力変位は、発生しうる変位を包絡するよう幅を設定する。次に、ノード毎の実際の変位を入力として、感度係数テーブルを内挿し、当該変位による 3 次元中性子束分布の変化量を得る。これを全ノードについて積算することで、当該条件における中性子束分布を得る（式(1)）。更に、燃料変位による体系からの中性子漏洩量の変化についても同様の考え方で評価して、最終的な投入反応度を得る。本手法では、事前に感度係数テーブルを整備されていれば、単純な四則計算のみで地震時の燃料変位による投入反応度を評価することが可能であり、炉心解析による都度評価に比して計算負荷を大幅に低減可能である。

$$\phi_{sig,i} = \phi_{base,i} + \sum_{k}^{AMAX} \frac{1}{6} \sum_{s}^{6} \left[ \frac{\Delta G_{k,s,inp}}{\Delta G_{k,s,tbl}} \left( \phi_{k \to i} - \phi_{base,i} \right) \right] \qquad \text{式(1)}$$

$\phi_{disp,i}$ : ノード$i$の変位後の予測中性子束
$\phi_{base,i}$ : ノード$i$の変位無し状態の中性子束
$\phi_{k \to i}$ : ノード$k$が変位した際のノード$i$の中性子束（感度係数）
$\Delta G_{k,s,inp}$ : 入力条件におけるノード$k$・表面$s$のギャップ変位幅
$\Delta G_{k,s,tbl}$ : 感度係数テーブルのノード$k$・表面$s$のギャップ変位幅

## 3. 検証

FBR 炉心体系において、地震による 3 次元燃料変位を模擬したサンプルケースにて、BOWING-3D を用いて評価した実効増倍率及び反応度を、炉心解析にてギャップ変化を模擬した評価結果（直接法）と比較した。結果を表 1 に示す。BOWING-3D の評価結果は、直接法による評価結果と良好に一致することを確認した。

表1 BOWING-3D検証結果

| ケース | BOWING-3D keff | BOWING-3D 反応度 [pcm] | 直接法 keff | 直接法 反応度 [pcm] | 反応度差異 [pcm] |
|---|---|---|---|---|---|
| 0（ノミナル） | 1.07792 | – | 1.07792 | – | – |
| 1 | 1.08054 | 225 | 1.08048 | 220 | 5 |
| 2 | 1.08061 | 231 | 1.08056 | 226 | 5 |
| 3 | 1.07851 | 51 | 1.07845 | 46 | 5 |
| 4 | 1.07677 | −99 | 1.07674 | −102 | 3 |
| 5 | 1.07639 | −132 | 1.07636 | −134 | 2 |

*Yohei Kamiyama[1], Kazuki Kirimura[1], Kazuya Yamaji[1], Shinya Kosaka[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

# 高速炉炉心の 3 次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の構築
# （3）3 次元燃料集合体変位を考慮した投入反応度解析手法の検証

Development of Seismic Evaluation Method Considering Three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core
(3)Validation of Seismic Reactivity Analysis Method Considering Three Dimensional Fuel Assembly Displacement

*坪井 亨[1]，本間 悠斗[1]，上山 洋平[1]，松原 慎一郎[1]
[1]三菱重工

高速増殖炉の 3 次元の燃料集合体変位を考慮した耐震性評価技術として、群振動解析コード REVIAN-3D、投入反応度評価コード BOWING-3D を開発した。本報では、REVIAN-3D による燃料集合体変位を与えた BOWING-3D による反応度解析及び、モンテカルロ法(MVP[1])との比較検証について報告する。

**キーワード：**FBR、REVIAN-3D、BOWING-3D、3 次元、変位、反応度

## 1. 緒言

高速増殖炉の地震時投入反応度評価について、2 次元体系に基づく従来評価手法の過度の保守性を排除するため、3 次元の燃料集合体変位を取り扱う投入反応度評価技術を開発している。実機を想定した体系で BOWING-3D による投入反応度評価を実施し、モンテカルロ法(MVP)と比較することで、評価手法、評価条件の妥当性について検証した。

## 2. 投入反応度解析手法の検証

### 2-1. BOWING-3D コードの妥当性確認

集合体間ギャップを一様に変動させた際の投入反応度を BOWING-3D と MVP で評価し、正側の反応度が差異 5%以下で一致することを確認した。

### 2-2. 時刻歴投入反応度解析

実機を想定した体系で検討用地震動に基づき REVIAN-3D で評価した 3 次元燃料集合体変位の時刻歴データを入力として、BOWING-3D により投入反応度を評価した(図 1)。
従来評価手法と比べて、全体的に反応度が低減されることを確認した(最大値の減少 20%程度)。

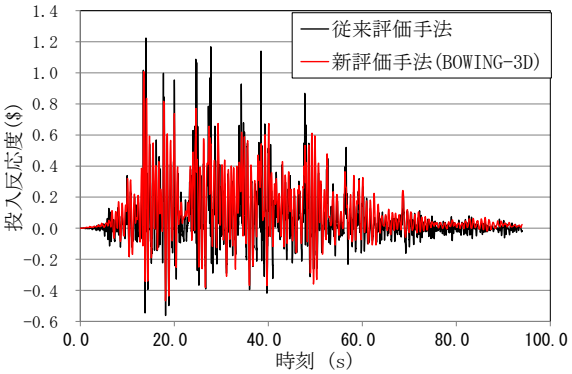



図 1　時刻歴投入反応度解析結果

表 1　代表変位による比較検証ケース

| ケース | コード | 軸方向分割数 | 変位設定 |
|---|---|---|---|
| － | BOWING-3D | 5(保守的) | メッシュ上部変位(保守的) |
| A | MVP | 10 | メッシュ平均変位 |
| B | MVP | 10 | メッシュ上部変位(保守的) |

### 2-3. 投入反応度評価条件の検討

2-2 で算出した反応度変化(図 1)から投入反応度(正側)上位 10 点の変位データを対象として、2 通りの変位設定(表 1)で MVP により投入反応度を評価した(図 2)。変位の設定により、BOWING-3D の方が MVP よりも保守的な評価となることを確認した(最も実状態に近いケース A との最大値の差異 8%程度)。

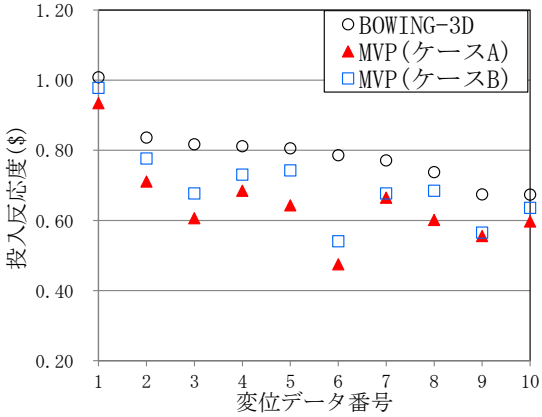



図 2　代表変位による投入反応度解析結果

**参考文献**

[1]Nagaya Y., et al., 'MVP/GMVP-II：General purpose Monte-Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods,' JAERI-1348 (2005).

*Toru Tsuboi[1], Yuto Homma[1], Yohei Kamiyama[1] and Shinichiro Matsubara[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

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

# [2P04-09] Accident in LWR 2

Chair: Kennichi Kurisaka (JAEA)

Sun. Mar 27, 2016 10:20 AM - 12:00 PM Room P (Lecture Rooms C C200)

## [2P04] A simple assessment scheme for severe accident consequences using source term parameters

＊Silva Kampanart[1], Koji Okamoto[2] （1.Thailand Institute of Nuclear Technology, 2.University of Tokyo）

10:20 AM - 10:35 AM

## [2P05] Development of Multiscale, Multiphysics Computational Chemistry Methods for the Application to Atomic Energy Technologies

＊Akira Miyamoto[1], Patrick Bonnaud[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1] （1.Tohoku University）

10:35 AM - 10:50 AM

## [2P06] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

＊Hiroshi Endo[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata [1], Atsushi Ui[1] （1.CRIEPI ）

10:50 AM - 11:05 AM

## [2P07] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

＊KEIGO MURATA[1], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

11:05 AM - 11:20 AM

## [2P08] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

＊Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] （1.CRIEPI）

11:20 AM - 11:35 AM

## [2P09] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

＊Atsushi Ui[1], Kyoko Murakami[1], Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1] （1.CRIEPI）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# A simple assessment scheme for severe accident consequences using source term parameters

*Kampanart Silva[1] and Koji Okamoto[2]
[1]Thailand Institute of Nuclear Technology, [2]Univ. of Tokyo

Correlation between the Nuclear Accident Consequence Index (NACI) and the amount of released cesium-137 is investigated in order to use the amount of released cesium-137 for the assessment of severe accident consequences. The correlation follows power function, and the exponent of the function can be used to explain the correlation.

**Keywords:** severe accident, accident consequence, consequence assessment, source term

## 1. Introduction

Nuclear Accident Consequence Index (NACI) [1] is an index for consequence assessment which can cover various consequences of a severe accident in a nuclear power plant to people and the environment. This is in line with the Fundamental Safety Principles of the IAEA [2]. However, at reactor design approval stage, most information of the construction site and the reactor, as well as the resources for the assessment may be limitedly available. Correlation between the NACI and the amount of released cesium-137 is thus investigated, in order to enable a simpler assessment of severe accident consequences using the amount of released cesium-137.

## 2. Methodology

HotSpot Ver. 2.07.2 is used to evaluate the land contamination and radiation exposure dose resulted from the released cesium-137. Outputs from the code are used to calculate the NACI which consists of three main indices: radiation effect index, relocation index and decontamination index. The amount of released cesium-137 are then varied to investigate the correlation of the NACI and its components with the amount of released cesium-137.

## 3. Results and Discussion

The correlations of the NACI and its components with the amount of released cesium-137 are shown in Figure 1. All correlations follow a simple power function ($y = ax^b$). The exponent b seems to be the key of the correlations. When the amount of released cesium-137 is smaller than 100 TBq, there are no relocation and decontamination. The radiation effect index determines the exponent of the NACI (b = 0.8 – 1.0). On the other hand, the decontamination index of which the exponent is between 1.4 and 1.5 dominates the NACI, thus the exponent of the NACI in this range is around 1.3 to 1.4.

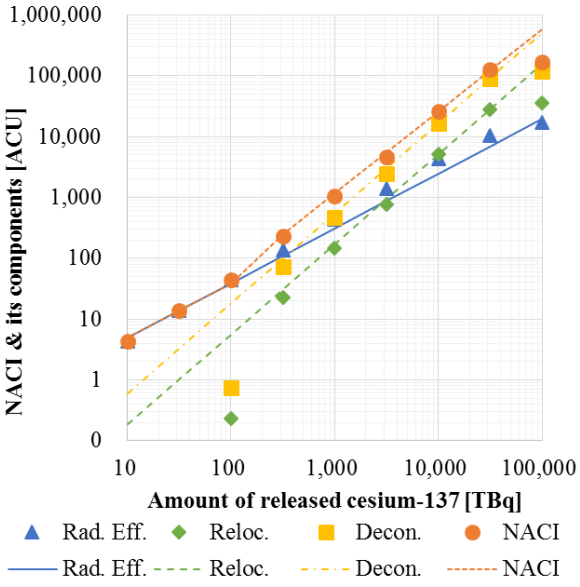



Figure 1. Correlation between NACI and amount of released cesium-137.

**References**

[1] K. Silva et al., Reliab. Eng. Syst. Saf., 123:110-22 (2014)
[2] IAEA, SF-1 (2006)

# マルチスケール・マルチフィジックス計算化学手法の開発と原子力関連技術への応用

Development of Multiscale, Multiphysics Computational Chemistry Methods for the Application to Atomic Energy Technologies

*宮本　明[1]，ボノー・パトリック[1]，三浦隆治[1]，鈴木　愛[1]，宮本直人[1]，畠山　望[1]
[1]東北大学

発表者の研究グループでは、マルチスケール・マルチフィジックス計算化学手法の原子力関連技術への応用を目指しているが、本発表では、それらの手法を構成する様々な手法、特に既存の第一原理分子動力学法に比べ１０００万倍の高速計算が可能な超高速化量子分子動力学法について紹介する。

**キーワード：計算化学、シミュレーション、腐食、電極反応、触媒反応、量子分子動力学法**

## 1. 緒言

発表者のグループでは、量子化学、分子動力学、量子分子動力学法、モンテカルロ法、流体力学、有限要素法、人工知能など様々なシミュレーション手法を統合したマルチスケール、マルチフィジックス計算化学を開発し、様々な応用分野に活用している。本発表では、原子力関連技術への応用に有効な方法論を中心に紹介する。

## 2. 方法

マルチスケール・マルチフィジックス計算化学手法を構成する様々な手法の詳細については、他の論文、総説等に記載した[1-6]。

## 3. 結果と考察

原子力技術分野についても、量子・原子レベルーメソレベルーマクロレベルを融合したマルチスケール手法が有効であることが示されているが[3-6]、その中でも超高速化量子分子動力学法が有効であった。本法は、密度汎関数法計算をベースに Tight-Binding 量子化学計算を行うとともに、その結果から原子間ポテンシャルを求めることにより、既存の第一原子分子動力学法に比べて１０００万倍の高速化が実現されるが、本発表では、それらが多様な化合物の計算に対して高い計算精度をもつことも実証した。さらに、この手法に基づく電気伝導、熱伝導、摩擦・機械強度、化学反応、電気化学反応、光化学反応、プラズマ反応などマルチフィジックス解析の有効性も示した。

**参考文献**

[1] 宮本　明ら、応用物理、83、116 (2014).
[2] Md. K. Alam et al., J. Phys. Chem. C., 113, 7233 (2009).
[3] 畠山　望ら、日本原子力学会春の年会、K44 (2010).
[4] N. Hatakeyama et al., NPC 2014-10277, Sapporo, Japan, 2014.
[5] T. Ito et al., J. Nucl. Sci. Tech. (2015), online first.
[6] A. Suzuki et al., ICON E23-1005, Chiba, Japan, 2015.

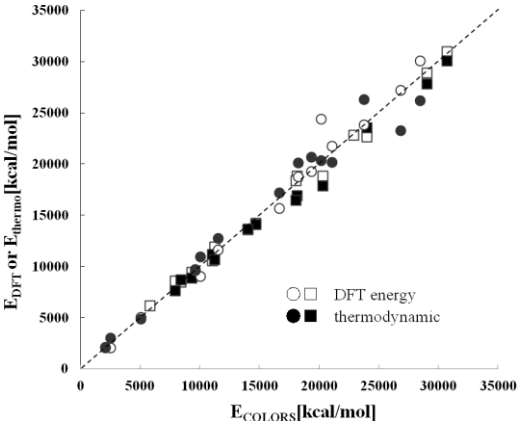



図１　Tight-Binding 量子化学計算化学手法による結合エネルギー計算値($E_{COLORS}$) と DFT による計算値($E_{DFT}$)あるいは熱力学データ($E_{thermo}$) との比較

*Akira Miyamoto[1], Patrick Bonnaud[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1]
[1]Tohoku Univ.

# レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発 －(1)　セシウムに起因したソースタームリスク評価手法の開発－

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
- Development of the evaluation method of a source term risk induced by cesium -

*遠藤 寛[1]、中村 康一[1]、村田 景悟[1]、宇井 淳[1]　([1]電中研)

レベル 2PRA において水酸化セシウム（CsOH）の移行挙動に着目し、PRD 法を用いて格納容器（CV）破損確率（CFF）と CsOH の環境への放出割合/確率(STRF)とを一体化して定量化する手法を開発した。

**キーワード：レベル 2PRA、格納容器イベントツリー、ソースターム評価、水随伴 FP 輸送挙動、セシウム**

## 1. 緒言 （STRF：Source Term Release Fraction and Frequency）

レベル 2PRA の目的は、ソースタームの環境への放出割合/確率（STRF）を定量化し着目プラントの安全目標への適合性を確認するところにある。しかし、現状では CFF と STRF とを一貫して評価する手法は確立されておらず、更に安全目標への適合性評価に重要なシビアアクシデント（SA）時の Cs 移行挙動に関する知見が不十分である。

## 2. セシウムに起因したソースタームリスク評価手法の開発

### 2-1. シビアアクシデントにおける CsOH の挙動

半減期の長い Cs は、定常照射時にほぼ全量が熱拡散によってギャップ中に集積してウラネート(CsxUOy) を形成し、SA 時に水蒸気場での熱分解反応(約 1100K)によって CsOH エアロゾルを形成する。CsOH エアロゾルは、水への溶解度が極めて大きいため吸湿によって CV 内での沈降速度が増大すると共に、スプレイ水滴や CV 壁面の水液膜及び蓄積水などに溶解する。このような CsOH の水随伴挙動は、代替スプレイなどの CV 破損防止対策が部分的に作動した場合や CV 破損時においても、大きな除染効果をもたらすものと期待される。

### 2-2. CFF と STRF を一体化して定量化する手法

本研究では、代表的な SA 事象を対象として代替スプレイや注水などの CV 破損防止対策と CsOH の水随伴挙動を CV イベントツリー（CET）のヘッダーとして構成し、CFF と STRF を一貫して評価できる CET を構築した。CsOH 移行挙動を支配する物理過程の確率密度については、図1に示すような現象相関ダイヤグラム法（PRD[1]）を展開し、簡易モデルを用いて定量化した。

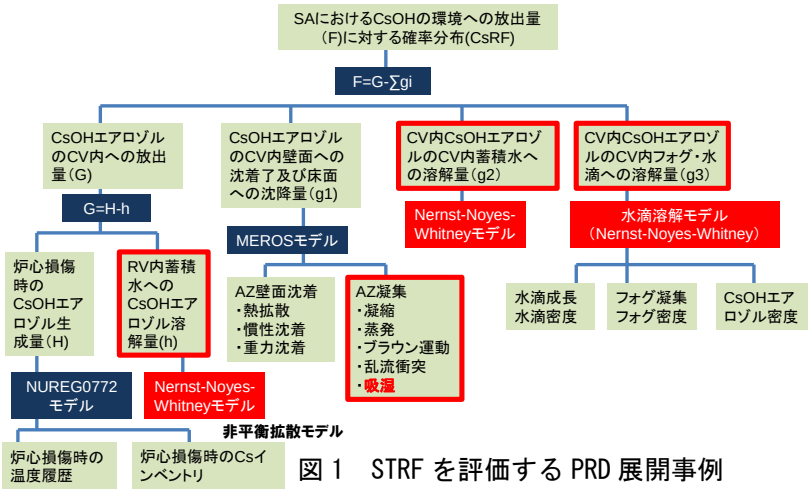



図 1　STRF を評価する PRD 展開事例

### 2-3. STRF 定量化のための課題

レベル 2PRA において CFF と CsOH に起因した STRF とを一体化して定量化する手法を確立するためには、SA 解析コードなどを用いた事象進展分析、CsOH の水随伴挙動を記述できるモデル開発と試験検証、更に物理モデルの不確実さの定量化などが重要課題である。

## 3. 結論

着目プラントの安全目標への適合性評価に供する観点から、CFF と CsOH に起因した STRF とを一体化して評価する CET を構築し、PRD 法を用いて定量化する手法を開発した。

## 参考文献

[1] H.　ENDO, O. KAWABATA, T. ITO T. ISHIZU, K. HAGA, M. INOUE, and T. SAKAMOTO, Level-2 PSA for the Prototype Fast Breeder Reactor MONJU Applied to the Accident Management Review, Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR09) IAEA, December 7-11, Kyoto, 2009.

*Hiroshi Endo[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Atsushi Ui[1,]　[1]CRIEPI

# レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発 －(2)シビアアクシデント解析コードを用いた 大破断 LOCA 時の炉心損傷過程におけるセシウム環境放出量の評価－

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(2) Evaluations of the cesium release during core damage events due to a large scale LOCA by using severe accident analysis codes-

*村田 景悟[1]、中村 康一[1]、宇井 淳[1]、遠藤 寛[1]（[1]電力中央研究所）

シビアアクシデント解析コードを使用して炉心損傷から環境放出過程における水酸化セシウム（CsOH）の移行挙動を解析し、事故シナリオとの依存性の評価を行った結果について報告する。

**キーワード：レベル 2PRA、シビアアクシデント、MAAP、CsOH**

## 1. 緒言

レベル2PRAでは、シビアアクシデント解析コードを用いて核分裂生成物(FP)の移行挙動を把握し、環境放出量と放出時期の評価を行う。本報では、ソースターム評価で扱われるFPの中でも土壌汚染の影響が大きいCsOHに着目し、米国Zionプラント（4ループPWR）を対象に、大破断LOCA事象を想定したシビアアクシデント解析を行い、エアロゾル挙動と沈着挙動を評価した。

空間に浮遊するCsOHは、主にエアロゾル状で存在し、スプレイを行った場合はスプレイ水滴に除去される。この水との随伴挙動がソースタームに及ぼす影響を把握するために、大破断LOCA事象発生後に格納容器(CV)スプレイが作動する場合の事故進展解析を行った。

## 2. 大破断 LOCA 時の CsOH 移行挙動の解析

Zion プラントを対象に、一次冷却系高温配管の大破断 LOCA を起因とした ECCS 注水失敗シナリオについて MAAP5.03 を用いて解析した。CsOH の CV 領域ごとにエアロゾル状態と沈着状態の存在割合を計算し、CsOH の移行挙動のシナリオ依存性を確認した。

CV 内で CsOH がエアロゾルの状態での水随伴挙動が、ソースタームへ与える影響を確認するため炉心注水、CV スプレイそれぞれの注水方法、タイミング、注水量、注水時間を変化させた感度解析を行った。

## 3. 解析結果及び考察

右図に①基本ケース(注水なし)、②CV 上部スプレイ注水あり、③炉心注水ありの各条件における CV 内でのエアロゾル状で浮遊する CsOH 存在割合を示す。注水した場合は、浮遊する CsOH は、注水の液滴に取り込まれることにより沈降し、その多くが CV キャビティ内に移行し、保持される。また、注水の方法が、CsOH の沈降の割合に有意な感度があり、環境放出量の低減に影響するということが明らかとなった。

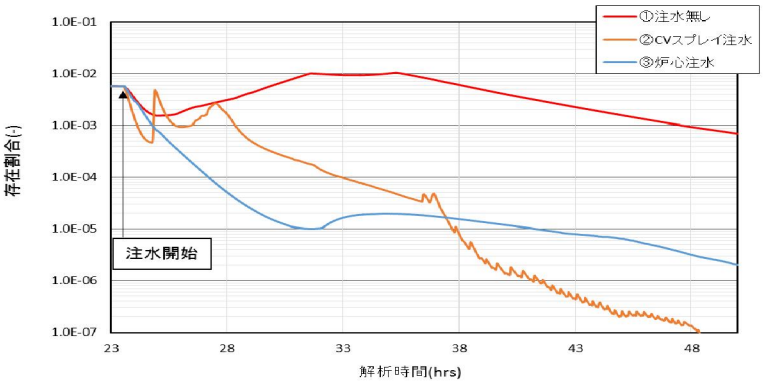



図 格納容器内浮遊エアロゾル状態CsOHの存在割合の推移

## 4. 結言

大破断 LOCA＋ECCS 注水失敗シナリオにおける CsOH 存在割合の詳細評価を行い、水随伴による CsOH の移行挙動の把握ができた。MAAP による大破断 LOCA の注水方法による CsOH 沈降への感度を定量化した。

* Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1]　[1]CRIEPI

# レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
## －(3) シビアアクシデント解析コードのセシウム移行モデルの特徴と課題の分析－

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
- Analysis of Characteristics and Issues on Cesium Transportation Models of Severe accident Analysis Codes -

*中村 康一[1]、村田 景悟[1]、宇井 淳[1]、遠藤 寛[1] ([1]電力中央研究所)

シビアアクシデント解析コードにおけるセシウム挙動に関する解析モデル（エアロゾル挙動、気液移行挙動など）について、特に水随伴挙動に着目し、モデルの特徴を整理し研究課題の抽出を行った結果について報告する。

**キーワード：レベル 2PRA、シビアアクシデント、ソースターム評価、セシウム**

### 1. 緒言

レベル 2PRA を実施するにあたり、シビアアクシデント解析コードを用いたソースターム評価を実施する必要がある。シビアアクシデント解析コードは、格納容器内のシビアアクシデントの諸現象をはじめ、ソースターム挙動に関しても、多くの研究がなされ、モデル構築が進められてきた。一方で、これまでのソースターム解析は、主に希ガスやヨウ素など、公衆の急性被ばくに影響が大きい核種に焦点が当てられており、研究のスコープもそれらに関連するものが中心であった。本報では、土壌汚染への影響が大きいセシウム挙動に着目し、現状のシビアアクシデント解析コードを用いて課題の抽出を行った結果を報告する。

### 2. 格納容器内のセシウム挙動の特徴

#### 2.1. シビアアクシデントにおけるセシウムの挙動

PWR における大 LOCA 起因の炉心損傷事故における水酸化セシウム（以下、セシウム）挙動の概要を示す。炉心溶融により原子炉又は原子炉キャビティのデブリから放出されたセシウムの多くは、気中でエアロゾルに変化する。放出されたエアロゾルが水中を通過する場合や、格納容器スプレイ等が作動する場合は、エアロゾルの除去効果が得られる。また浮遊しているエアロゾルの一部は、重力や拡散の効果により壁面に沈着する。格納容器破損又は格納容器ベントが実施されると、浮遊したエアロゾルを中心に環境に放出される。

本研究で調査対象とした MELCOR2.1 コードは、上記のエアロゾル挙動は既にモデル化されている。しかし、浮遊エアロゾルが吸湿し、吸湿したエアロゾル同士の合体などにより液滴に変化する現象や、液滴化したエアロゾルが壁面や床に到着するまでの挙動など、知見不足などによりモデル化されていない挙動が存在する。

#### 2.2 MELCOR コードによる水随伴挙動の影響の考察

前節で示したモデル化されていないエアロゾル挙動のモデルの影響を確認するために、MELCOR2.1 コードを用いて、既存モデルのパラメータを振ったソースターム感度解析を実施した。図1に、浮遊エアロゾルの合体による液滴化における密度変化の影響を考慮するために、擬似的にエアロゾル密度の増加を考慮した場合の感度解析を示す。その結果、エアロゾルの壁面沈着等が促進するため、格納容器内に浮遊するソースターム量が低減した。すなわち、吸湿エアロゾルの液滴化挙動をモデル化することが、ソースターム評価上重要である可能性を得た。

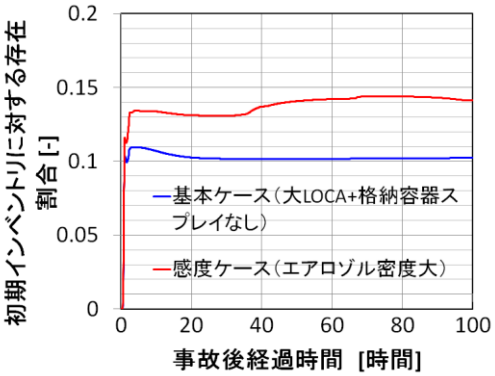



図 1 エアロゾル状セシウムの格納容器内浮遊量に関する感度解析結果

### 3. 結言

MELCOR2.1 コードを用いたソースターム挙動の感度解析により、セシウムの水随伴挙動をより現実的に考慮することにより、環境へ放出されるセシウムがより低減される可能性を得た。今後はモデル化に必要なセシウムの水随伴挙動試験の実施について検討を進める。

*Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
# －(4) リスクプロファイルの特定に向けたセシウム放出量の不確実さ解析－

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(4) Uncertainty analysis concerning cesium release towards identifying risk profile and safety vulnerabilities

*宇井　淳[1]，村上　恭子[1]，村田　景悟[1]，中村　康一[1]，遠藤　寛[1]　[1]電力中央研究所

レベル 2PRA における頻度と影響の分布（余累積分布関数, CCDF）は，一般に事故シナリオの多様性と放射性物質の移行挙動の不確実さに起因して，誤差は極めて大きくなる。本研究では，水酸化セシウム(CsOH)の溶解度等に着目し，CCDF の誤差を踏まえた評価の方策を検討した結果を報告する。

**キーワード**：レベル 2PRA，シビアアクシデント，事故進展解析，ソースターム評価，不確実さ解析

## 1. 緒言

レベル 2PRA は, CCDF 等によりリスクプロファイルを把握することで原子炉システムの脆弱性を特定し，その対策により安全性向上に役立てていくことが出来る。従来，放射性物質の環境への放出割合の評価は，工学的判断等により各プロセスの放出割合を同定し，それらの積算により導出している[1][2]。本報では，事故進展解析コードを用いた不確実さ解析を行い，その結果からセシウムの放出割合を定量化する手法を示す。

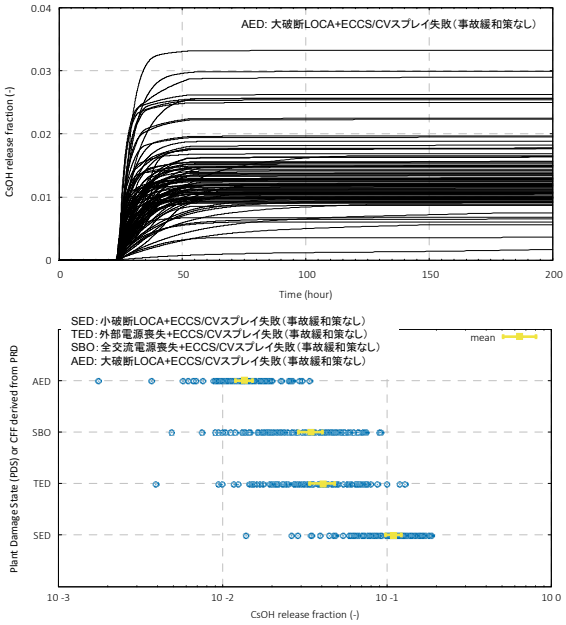
## 2. セシウム放出割合の不確実さ解析

### 2.1. 不確実さパラメータの選定

過去の重要度ランクテーブル(PIRT)[3]において知識レベルが十分でないとされている現象に関わる因子，ソースタームに影響を与える因子，特にセシウムの移行に係わる因子を抽出し，不確実さパラメータに選定した（CsOH 等の蒸気分圧乗数，スクラビング粒径，格納容器(CV)スプレイのエアロゾル捕集効率，等）。

### 2.2. 不確実さ解析

米国 Zion プラント（4 ループ PWR）を対象に，事故進展解析コード MAAP5.03 を用いて，4 種類の代表的なプラント損傷状態について，Latin Hypercube Sampling (LHS) により不確実さパラメータにばらつきを与え，各 100 ケースの解析を行いセシウムの環境への放出割合を導出した。




### 2.3. 結果

大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗（緩和策なし）のシナリオの CsOH の環境への放出の時間変化を右図（上）に示す。CV 温度及び CV 内保有水量が CsOH 放出量に影響する。4 種のシナリオの CsOH の放出割合を右図（下）に示す。縦軸に事象相関ダイアグラム(PRD)等で導出した格納容器機能喪失頻度(CFF)を用いれば，放出量の誤差を踏まえた CCDF が得られる。不確実さパラメータと CsOH の放出割合の相関を確認し，エアロゾルモデルの感度が高いことがわかった。

## 3. 結言

CsOH の高溶解性，種々の不確実さを踏まえたセシウム放出量の誤差評価及び CCDF の導出方法を示した。セシウム移行に係わるエアロゾルのモデリングの高度化が重要であり，それにより現実的なセシウム放出の定量評価及び安全目標の議論が進められるものと考える。

**参考文献**　[1] NUREG-1150, [2] JNES/NSAG11-0002, [3] AESJ “シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書”

*Atsushi Ui[1], Kyoko Murakami[1], Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[1] and Hiroshi Endo[1]　[1]CRIEPI

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

# [2P10-12] Risk of External Event 1

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

Sun. Mar 27, 2016 2:45 PM - 3:40 PM  Room P (Lecture Rooms C C200)

## [2P10] Annual Probability of Tornado Missile Strike on Structure using Fujita Model

＊Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Masashi Kuramasu[2], Hiromaru Hirakuchi[1], Soichiro Sugimoto[1], Yasuo Hattori[1] （1.CRIEPI, 2.The Chugoku Electric Power Co., Inc.）

2:45 PM - 3:00 PM

## [2P11] Tornado Effect Assessment of nuclear power plant

＊shinya sato[1] （1.Tohoku Electric Power Co., Inc.）

3:00 PM - 3:15 PM

## [2P12] Fragility Evaluation Method for Tsunami Inundation using Monte Carlo Method

＊Masaki Ikeda[1], Yuki Naito[1], Akihiro Ootsuki[1], Yukihiro Kirimoto[2], Masafumi Matsuyama[2], Yasuki Ootori[2], Tomoaki Yoshida[2] （1.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2.Central Research Institute of Electric Power Industry）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# フジタモデルによる竜巻飛来物の構造物への年間衝突確率評価

Annual Probability of Tornado Missile Strike on Structure using Fujita Model

*江口　譲[1]，村上 貴裕[1]，蔵増　真志[2]，平口 博丸[1]，杉本 聡一郎[1]，服部 康男[1]
[1]（一財）電力中央研究所，[2]中国電力（株）

竜巻によって浮上・飛散した地上物体が飛来物となり，原子力発電所内の構造物に衝突する確率を，フジタモデルの竜巻風速場，竜巻飛来物浮上・飛散解析コードTONBOSの結果，竜巻ハザード曲線，衝突対象形状を考慮して評価する方法を提案し，一例として自動車が構造物に衝突する確率を試算した。

**キーワード：竜巻，原子力発電所，飛来物，衝突確率，フジタモデル**

## 1. 緒言

竜巻によって浮上・飛散した飛来物が原子力発電所の施設・機器等に衝突する確率が無視できない場合は，安全性に影響を与えないような適切な竜巻飛来物対策を講じる必要がある。一方，衝突確率が極めて低く，しかも竜巻飛来物対策が他のリスクの増大を招く場合は，竜巻飛来物対策を排除することが全体リスクの低減に繋がる。このような竜巻飛来物の衝突確率を合理的に評価する方法を本研究で提案する。

## 2. 評価モデル

まず，竜巻飛来物の浮上・飛散解析コードTONBOS[1]で対象とする物体の浮上・飛散特性を計算し，各位置にある物体の飛散距離データを作成する。これに基づき上空風速 $V$ と飛散距離 $L$ の相関を求め，飛散距離に関する条件付き確率密度関数 $S_V(L)$を計算する。これを用いて，構造物の中心から半径 $r$ に位置する一つの飛来物の衝突確率 $Q_V(r)$を式(1)で計算する。次に，竜巻ハザード評価プログラムTOWLA[2]等で竜巻ハザード曲線 $H(V)$ を作成し，サイトでの上空風速の確率密度関数 $p(V)$を計算する。この両者の確率の積の積分式(2)から年間衝突確率 $P_h(r)$を計算する（図 1）。

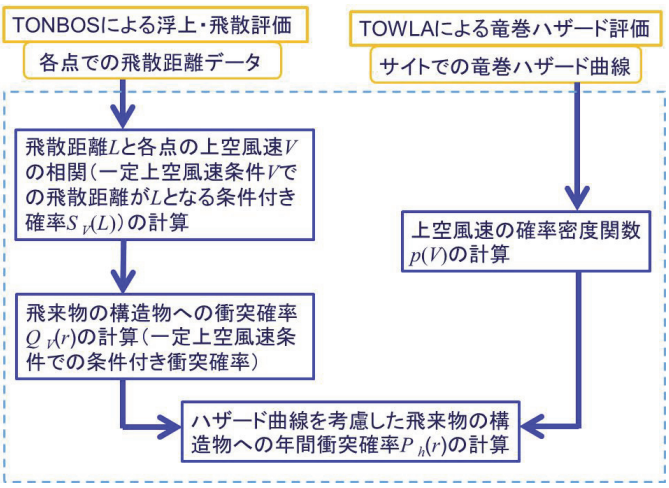



**図 1　飛来物の年間衝突確率の評価フロー**

$$Q_V(r)=\int_0^{\infty} q(r,L)S_V(L)dL \quad (1), \qquad P_h(r)=\int_0^{V_m} p(V)Q_V(r)dV=-\int_0^{V_m}\frac{\partial H(V)}{\partial V}Q_V(r)dV \quad (2)$$

なお，$q(r,L)$は半径 $r$ に位置する物体が飛散距離 $L$ で構造物へ衝突する確率を，$V_m$ は $V$ の最大値を表す。

## 3. 結論

本評価法の一例として高台や平地にある自動車が構造物に衝突する確率を試算した。また，物体が構造物に隣接する場合や最大飛散距離以上に離れている場合を例として，本評価法の妥当性を確認した。

**参考文献** [1]江口譲ら,竜巻による物体の浮上・飛来解析コードTONBOSの開発,電力中央研究所研究報告 N14002, 2014.
[2]平口博丸ら，原子力発電所の竜巻ハザードの評価法について，日本風工学会誌，**40**, No.143, pp.133-134, 2015.

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Masashi Kuramasu[2], Hiromaru Hirakuchi[1], Soichiro Sugimoto[1] and Yasuo Hattori[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]The Chugoku Electric Power Co., Inc.

# 原子力発電所の竜巻影響評価について

Tornado Effect Assessment of Nuclear Power Plant

*佐藤 信哉[1]、佐藤 大輔[1]、江口 譲[2]、杉本 聡一郎[2]、服部 康男[2]、平口 博丸[2]
[1]東北電力(株)、[2](一財)電力中央研究所

原子力規制委員会の「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」[1]（以下、「ガイド」という。）において、地域特性を踏まえた設計竜巻を設定し、施設の影響評価を実施することが求められている。本報では，地域特性の評価法および施設の影響評価に用いた飛来物の飛散解析法について報告する。

**キーワード**：竜巻、外部ハザード

## 1. 緒言

ガイドに従った竜巻影響評価においては、地域特性を踏まえた設計竜巻の設定に加え、飛来物評価モデルの設定が重要となる。ガイドでは、米国の評価手法を参照しているものの、その妥当性について検証された例は少ない。このため、地域特性の考え方および飛来物評価モデルの検証を行った。

## 2. 地域特性の確認

気象庁の竜巻注意情報でも活用されている突風関連指数 EHI を用いた分析を実施した。EHI は SReH（渦度が親雲に取り込まれる度合）と CAPE（上空大気の不安定さ）の両方の関連指数を勘案する複合指数である。過去 50 年間にわたる気象データをもとに、EHI が設定閾値を超過する頻度を分析した結果（図 1）、日本海側および東北地方太平洋側では、茨城県以西の太平洋側に比べ、超過頻度が 1～2 オーダー程度低く、地域差が確認できた。

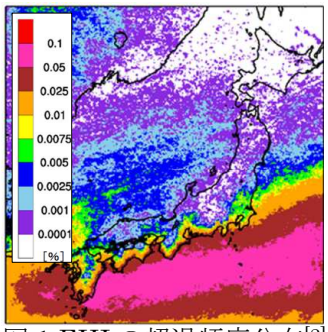


図 1 EHI の超過頻度分布[2]

## 3. 飛来物評価モデルの検証

ガイドでは、米国 NRC の基準で例示されているランキン渦モデルに加え、より複雑なモデルについても技術的妥当性を示せば、適用可能としている。そこで、実際の竜巻観測記録を基に考案され、地表面付近の流れがモデル化されたフジタモデル（図 2）を適用すべく、過去の被害事例を基にその妥当性を検証した。検証には、米国および国内の竜巻被害事例を用い、ランキン渦モデルおよびフジタモデルそれぞれの再現性を検証した。

検証の結果、フジタモデルは実際の被害状況を模擬できていたのに対し、ランキン渦モデルは、過度に保守的な結果を与えることを確認した。

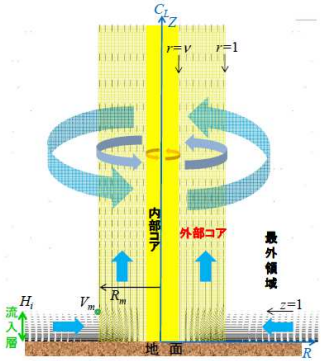


図 2 フジタモデルの風況[3]

## 4. まとめ

地域特性の評価に突風関連指数を用いることで、竜巻発生の観点から地域特性の分析が可能となり、設計竜巻の設定を行う上で対象とする検討地域を限定することができる。これにより、地域に即した竜巻風速の設定が可能となる。また、飛来物評価においては、実被害の再現性に優れたフジタモデルを適用することで、現実的な評価・対策が可能となる。過剰な竜巻防護対策は、通常時の保守性・補修性の妨げとなるだけではなく、シビアアクシデント時に可搬型設備の機動性を阻害するといった可能性もあるため、実態に即した竜巻影響評価が重要となる。

## 参考文献

[1] 原子力規制委員会，原子力発電所の竜巻影響評価ガイド(2013)
[2] 杉本聡一郎，野原大輔，平口博丸，国内既往最大規模の竜巻を対象とした発生頻度の地域性について，2014 年度保全学会年次学術講演会, pp.395-402 (2014)
[3] 江口譲，杉本聡一郎，服部康男，平口博丸，竜巻による物体の浮上・飛来解析コード TONBOS の開発，電力中央研究所研究報告 N14002 (2014)

*Shinya Sato[1], Daisuke Sato[1], Yuzuru Eguchi[2], Soichiro Sugimoto[2], Yasuo Hattori[2] and Hiromaru Hirakuchi[2]
[1]Tohoku Electric Power Co., Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

# モンテカルロ法による津波の浸水に起因したフラジリティ評価方法
# フラジリティ評価方法の提案と仮想プラントを用いた妥当性検討

Fragility Evaluation Method for Tsunami Inundation using Monte Carlo Method
Suggestion and Validation Study using Virtual Plant of Fragility Evaluation Method

*池田 正樹[1]，内藤 有紀[1]，大槻 明弘[1]，桐本 順広[2]，松山 昌史[2]，大鳥 靖樹[2]，吉田 智朗[2]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー，[2]電力中央研究所

本研究では、日本原子力学会標準で提示されたフラジリティ評価方法に従い、津波条件の不確かさ分布を設定して、原子炉隔離時冷却系（RCIC）の津波浸水によるフラジリティをモンテカルロ法で評価する方法を提案した。

**キーワード**：確率論的リスク評価，津波，フラジリティ評価，モンテカルロ法，原子炉隔離時冷却系

## 1. 緒言

東日本大震災の大津波により、原子力発電所の津波災害に対する課題が浮き彫りになり、津波の確率論的リスク評価（PRA）手法の確立が必要となった。津波 PRA の中のフラジリティ評価では、地震 PRA との類似性から、日本原子力学会により評価概要が提示されたが [1]、津波の浸水に起因したフラジリティ評価方法については課題が残っている。そこで、本研究では、日本原子力学会標準で提示されたモンテカルロ法による評価を用い、津波の浸水に起因した安全系統のフラジリティ評価方法を提案した。

## 2. モンテカルロ法を用いたフラジリティ評価方法の提案と妥当性検討方法

本提案手法では、津波条件の不確かさ分布を設定し、浸水経路にある扉の浸水深に対するフラジリティ曲線を仮定して、RCIC 機能喪失確率をモンテカルロ法により計算する。ここで、扉のフラジリティは、浸水深に対する対数正規累積分布関数で表されると仮定した。また、設定した津波条件の不確かさ分布についてモンテカルロ計算を行った。

図 1 は、仮想プラントに対して具体化したフラジリティ評価方法のフロー図である（左下の図は想定した仮想プラント）。浸水経路は、1 階の大物搬入口の扉（扉（大搬））から 1 階の階段の扉（扉（階①：1 階））を通り、地下 2 階の RCIC ポンプ室へ至る経路とした。経路の浸水時の計算では、津波高さなどの津波条件の不確かさ分布からサンプルした水位変化シナリオを設定し、扉（大搬）の損傷確率及び開口率、1 階の流入量及び浸水深、扉（階①：1 階）の損傷確率及び開口率、地下 2 階の流入量及び浸水深、RCIC 機能喪失確率の順に計算した。そして、この計算を繰り返し行い、RCIC 機能喪失確率の度数分布を求めた。

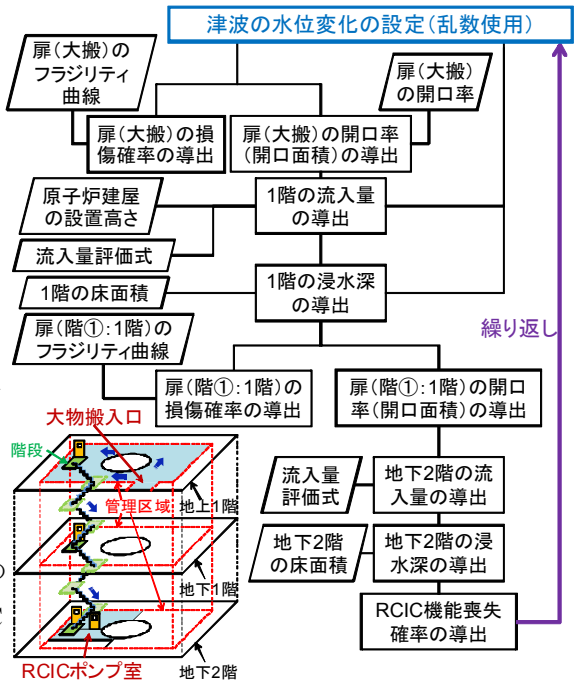



図 1 仮想プラントに対するフラジリティ評価方法

## 3. 結果と考察

評価方法の妥当性を確認するために、扉の損傷確率と開口率、流入量、浸水深、RCIC 機能喪失確率の間の物理的整合性を考察した。計算結果及び考察結果については、発表当日に紹介する。

### 参考文献

[1] 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011，2012 年 2 月。

*Masaki Ikeda[1], Yuki Naito[1], Akihiro Ootsuki[1], Yukihiro Kirimoto[2], Masafumi Matsuyama[2], Yasuki Ootori[2], Tomoaki Yoshida[2]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

# [2P13-16] Risk of External Event 2

Chair: Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)

Sun. Mar 27, 2016 3:40 PM - 4:50 PM  Room P (Lecture Rooms C C200)

## [2P13] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

＊Hiromichi Miura[1], Katsunori Ogura[1], Tsuyoshi Uchida[1], Yuuki Kameko[2], Ken Muramatsu [2], Hitoshi Muta[2] （1.CRIEPI, 2.TCU）

3:40 PM - 3:55 PM

## [2P14] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

＊Yuki Kameko[1], KEN Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Hiromichi Miura[2], Katsunori Ogura[2], Tsuyoshi Uchida[2] （1.Tokyo City University, 2.CRIEPI）

3:55 PM - 4:10 PM

## [2P15] Study on reliability of parallel systems subjected to earthquakes

Yasuki Ohtori[1], ＊Ichiro Tamura[2] （1.CRIEPI, 2.Chugoku Electric Power Company）

4:10 PM - 4:25 PM

## [2P16] Improvement of the component fragility evaluation method considering dynamic non-linear building response

＊Hiroyuki Yamada[1], Hiromichi Miura[1], Katsumi Ebisawa[1], Tomoaki Yoshida[1] （1.CRIEPI）

4:25 PM - 4:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 地震 PRA における多重故障起因事象の評価手法の検討 （1）評価手法の検討

Method of multiple failure initiating events for seismic PRA
(1) Study on Evaluation Method

*三浦 弘道[1]，小倉 克規[1]，内田 剛志[1]，亀子 湧生[2]，村松 健[2]，牟田 仁[2]
[1]電力中央研究所，[2]東京都市大学

地震時には、地震動により複数の異常発生防止系の機器損傷が同時または続いて発生する多重故障起因事象の可能性があるが、現在の地震 PRA では、多重故障起因事象を明示的には扱わない階層イベントツリーを用いた評価を実施している。本研究では、多重故障起因事象を評価する手法について検討した。
**キーワード：**地震 PRA,多重故障起因事象,損傷の相関性

## 1. 緒言

地震時には、地震動により複数の異常発生防止系の機器損傷が同時にまたは続いて発生する多重故障起因事象の可能性が指摘されており、原子力規制委員会が定めた安全性向上の評価に関する運用ガイドの中の地震 PRA において、複数の安全上重要な異常発生防止系が同時に機能喪失する多重故障起因事象の発生を考慮するとしている。従来の階層イベントツリーでは、多重故障起因事象の発生及びその成功基準を明示的には表現できず、適切なリスク評価を行うためには、多重故障起因事象の評価手法の整備が必要である。

## 2. 多重故障起因事象の評価手順とその妥当性検討

### 2-1. 多重故障起因事象の評価手順

多重故障起因事象及びその発生確率の評価プロセスを以下のとおり提案する。

Step1：起因事象に係る機器を抽出する。

既存の地震 PRA モデルの機器を主に対象とし、機器の数、ループ数等に応じて機器を抽出する。

Step2：機器の地震による損傷の相関性を表す係数を割り当てる。

抽出した機器の配置、固有振動数等から、応答の相関係数を割り当てる。なお、近似的に耐力の相関はゼロとし、応答の相関のみを考慮する。

Step3：複数機器の同時損傷の発生確率を算出する。

モンテカルロ法により設定した応答値と耐力値から、機器の損傷を判断し損傷確率を求める DQFM*法を用いて、複数機器の損傷の組み合わせの発生確率を求める。* DQFM : Direct Quantification of Fault Tree Using Monte Carlo Simulation

Step4：複数機器の同時損傷発生確率が高い起因事象を抽出する

複数機器の損傷の組み合わせで表される多重故障起因事象について、特定の地震動加速度において事象の進展の観点からグルーピングを行う。なお、発生確率が非常に低いものは以降の評価対象外とし、さらに従来の起因事象に分類されないものについては、新たな多重故障起因事象を設定する。

Step5：起因事象の発生確率を算出する。

損傷した機器の組み合わせの発生確率から、多重故障起因事象の条件付き発生確率を算出する。また、その他の起因事象については、上記の多重故障起因事象発生確率との総和が 1 となるように設定する。

### 2-2. 評価手順の実行性の確認

入手可能な公開プラントデータに基づき、上記評価プロセスの実行性の確認及び実施する上での課題の抽出を行っており，本シリーズ発表の（2）で報告する。

---

*Hiromichi Miura[1], Katsunori Ogura[1] ,Tsuyoshi Uchida, and Yuuki Kameko, Ken Muramatsu and Hitoshi Muta[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Tokyo City Univ.

# 地震 PRA における多重故障起因事象の評価手法の検討
# （2）モデルプラントを対象とした試解析

Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

(2) Analysis of Model Plant

*亀子 湧生[1]，村松 健[1]，牟田 仁[1]，三浦 弘道[2]，小倉 克規[2]，内田 剛志[2]

[1]東京都市大学，[2]電力中央研究所

前報「(1) 評価手法の検討」の考え方について、DQFM 法による多重故障起因事象発生確率の妥当性を確認し，モデルプラントを対象として、事象間の相関性を考慮した，複数の機器故障の発生による起因事象の発生確率の試解析の結果及び考察を述べる。

**キーワード：**地震 PRA，多重故障起因事象，応答の相関性

## 1. 緒言

階層イベントツリーでは多重故障起因事象の発生及びその成功基準を明示的には表現できないという課題に対応するため，前報(1)の提案手法による試解析を行い，その実行性の確認、従来手法との比較を行う。

## 2. 多重故障起因事象の評価

### 2-1. フォールトツリーで表された多重故障起因事象の DQFM 法と多重積分法による発生確率の比較

多重積分法では，多重故障の発生確率を，機器の応答及び耐力の多次元確率分布関数を直接数値積分により求める。この手法では，起因事象をグループ化して和事象として扱う場合，機器の応答や耐力に相関があると発生確率に計算誤差が生じるという課題があるが，DQFM 法[1]は，応答と耐力をモンテカルロ法で表現するので，サンプル数が十分なら発生確率を正しく計算できるという利点がある。

DQFM 法適用の妥当性を確認するため，単純な体系を設定し両手法で複数機器の同時損傷確率を計算し比較した。同時損傷確率はほぼ同等の結果であったことから，DQFM 法の適用は妥当と判断した。

### 2-2. モデルプラントの多重起因事象発生確率の評価

公開情報を参考に設定したモデルプラントを対象に、「(1) 評価手法の検討」の Step 3 に相当する解析を，地震時システム信頼性解析コード SECOM2-DQFM を用いて行った。応答の相関性は NUREG-1150 を参考に設定した。割り当てた応答の相関係数を表 1 に示す。部分相関を考慮した起因事象発生確率の評価結果を図 1 に示す。

表 1　応答の相関係数

| | | 同じ階 | 異なる階 |
|---|---|---|---|
| 固有振動数 | 類似範囲 | 1.0 | 0.75 |
| | 異なる範囲 | 0.5 | 0.4 |

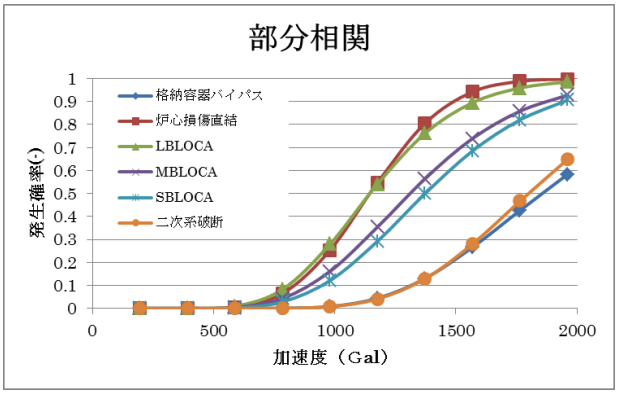



図 1　起因事象別評価結果

## 3. 結論

試解析を通して，前方(1)の Step 1~3 の実行性を確認できた。現状，階層イベントツリーで定義される起因事象の組合せを考慮しているが，今後の課題として，実機の複雑な配管の組合せに対しても地震 PRA を行えるようにロジックを整理し、手法を確立していく。

## 参考文献

[1] Y. Watanabe, et.al, “Development of the DQFM method to consider the effect of correlation of component failures in seismic PSA of nuclear power plant”,Reliability Engineering and System Safety 79 (2003) 265-279.

*Yuki Kameko[1], Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Hiromichi Miura[2], Katsunori Ogura[2], Tsuyoshi Uchida[2]

[1]Tokyo City University, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 地震に対する並列システムの信頼性に関する研究

Study on reliability of parallel systems subjected to earthquakes

*田村伊知郎[1]，大鳥靖樹[2]

[1]中国電力（株），[2]電力中央研究所　（一財）

原子力発電所の事故を緩和する影響緩和系は同等の機能を有する系統を並列に接続したシステムとしている。このシステムの地震時の信頼性を評価するため，各系統が同等の耐震信頼性を有するとした場合の並列システムのフラジリティ曲線を作成し，系統数や系統間の相関の影響を検討した。

**キーワード**：並列システム，フラジティ，相関，信頼性，原子力発電所

## １．並列システムとフラジリティ曲線

原子力発電所の影響緩和系は，多数の機器から構成される系統が多重性・多様性を持って並列に接続されている。地震により複数の独立した系統が同時に相関を持って機能喪失することが，地震等の外部ハザード固有の特徴と考えられる。このため，系統の多重性が，地震時のシステム信頼性にどの程度寄与するか検討した。系統 $i$ の耐震信頼性は，各系統の機器の応答分布を代表する $f_R^i$ と耐力分布を代表する $f_c^i$ から，次式で与えられる地震動強さ $\alpha$ における系統の条件付き機能喪失確率 $P_f^i$ で表され，これが系統フラジリティ曲線を与える。

$$P_f^i(\alpha)=\int_0^\infty f_R^i(\alpha,x)\left\{\int_0^x f_c^i(x')dx'\right\}dx \qquad (1)$$

各系統の機器が類似であり，類似の場所にある場合，各系統の耐震信頼性は同等のものとなる（$P_f^i=P_f^j$）。また，各系統の機器の応答に相関があると考えられるため，これを相関係数 $r$ で表す。一方，各系統の機器は類似であっても，その耐力に相関はないと考えられる。この時，並列システムの条件付き機能喪失確率を表すシステムフラジリティ曲線は $P_f^i$ と $r$ で与えられる。ここで，並列システムの機能喪失とは，システムを構成する全ての系統が機能喪失した状態をいう。並列システムの系統数をパラメータに以下を仮定したフラジリティ曲線を図１に示す。

・機器耐力の中央値を 1.5[G]と仮定した。
・地震応答，耐力の不確実さ（変動係数）を各々 $\beta_r$ =0.283, $\beta_c$ =0.283 とし，その合成値を $\beta$ =0.4 と仮定した。

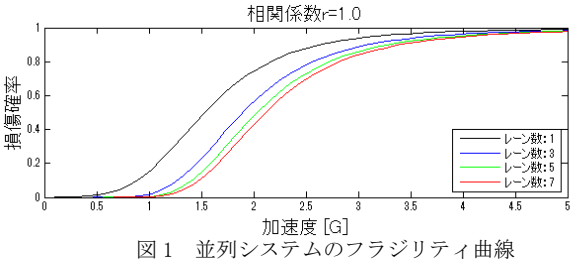


図１　並列システムのフラジリティ曲線

## ２．並列システムとフラジリティ曲線

並列システムの地震時信頼性を評価するため，図１に示すフラジリティ曲線と図２に示すハザード曲線から，図３に示す年損傷確率を求めた。ハザード曲線は年超過確率 $H(\alpha)$ =1.0 における加速度 $\alpha$ を 0.2G，$H(\alpha)$ =10-5 における加速度を 1.0[G]と仮定し，下式のパラメータ $(K_I, K_H)$ を決定した。

$$H(\alpha)=K_I\cdot\alpha^{-K_H} \qquad (2)$$

これらの図より以下のことがわかる。

・系統間の応答の完全相関を仮定（$r$ =1）しても系統間の耐力に相関がないことから１系統のシステム（ﾚｰﾝ数 1）に対し並列システム（ﾚｰﾝ数 2 以上）の信頼性は高く，年損傷確率は大きく低下する。
・並列システムは系統数の増加により信頼性は高くなるが，系統数が多くなるに従いその向上の程度は小さくなる。また，応答の相関が小さい程，その向上の程度は大きい。

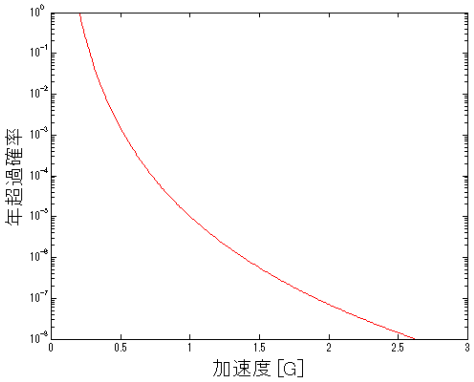


図２　ハザード曲線

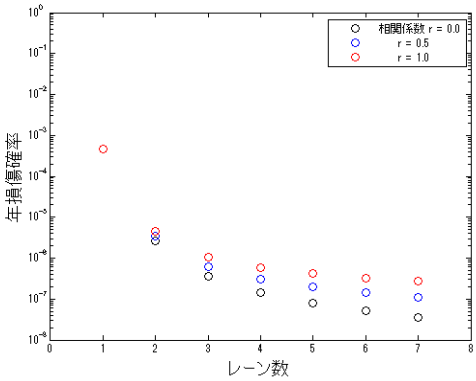


図３　並列システムの年損傷確率

*Ichiro Tamura[1]and Yasuki Ohtori[2]

[1]The Chugoku Electric Power Co., Ink., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry.

# 建屋の非線形応答特性を考慮した機器フラジリティ評価の取り扱い

Treatment of the component fragility evaluation considering dynamic non-linear characteristics of building on seismic PRA

*山田 博幸[1]，三浦 弘道[1]，蛯澤 勝三[1]，吉田 智朗[1]
[1]電力中央研究所

東北地方太平洋沖地震では，原子炉施設において，設計用基準地震動を上回る地震動が観測された。本報では，安全性向上評価における，より現実的かつ合理的な地震 PRA の実施に資するため，建屋の非線形応答特性を考慮した機器フラジリティ評価の取り扱いに関して検討した。

**キーワード：**地震 PRA，フラジリティ評価，評価コード

## 1. はじめに

地震 PRA おける機器フラジリティ評価では，現在でも 1980 年代に米国で開発された Separation of Variable Method (Zion Method，日本原子力学会地震 PRA 実施基準[1]では，耐力係数と応答係数による方法)が広く用いられている。一方，建屋フラジリティ評価では，近年，詳細な動的非線形応答解析に基づく（現実的耐力と現実的応答による方法（以下，「詳細法」という。）が用いられている。同評価では，基準地震動レベルを越える大きな地震動領域（建屋スケルトン曲線における第 1 及び第 2 折点以降の領域）において，建屋の非線形特性が考慮されている。地震 PRA における建屋フラジリティ評価の対象建屋は，2～3 個程度である。しかしながら，機器フラジリティ評価では，1 プラントあたりの対象機器は 200～300 個程度となる。このため，機器フラジリティ評価における全ての機器を対象として，詳細な応答解析を行うことは，合理的でない。そのため，合理的な建屋の非線形応答特性を考慮した機器フラジリティ評価が必要となる。

## 2. 建屋の非線形応答特性を考慮した機器フラジリティ評価の検討

上記地震 PRA 実施基準では，3 つのフラジリティ評価手法が記載されている。このうち，原研法及び詳細法による建屋・機器のフラジリティ評価では，それらの現実的応答及び現実的耐力が共に対数正規分布に従うと仮定し，現実的応答が現実的耐力を上回る条件付き機能喪失確率を求める。また，Zion 法及び原研法による機器の現実的応答は，機器の設計応答と設計応答の保守性を係数として表した応答係数を用いて評価される。この応答係数は，機器フラジリティを評価する地震動領域において，線形として取り扱われる。

提案手法では，建屋の非線形応答特性を機器フラジリティ評価に取り入れるため，まず，機器の現実的耐力は詳細法と同じ取り扱いとした。機器の現実的応答については，詳細法と応答係数法の組合せとした。具体的には，建屋非線形特性を考慮した床応答スペクトルを用いて，対象機器の固有周期での応答加速度と機器応答係数から，機器の現実的応答を求める。更に，提案手法を全ての評価対象機器に効率良く展開するためのフラジリティ評価コードを開発し，定量評価を実施した。

## 3. まとめと今後の予定

建屋の動的非線形応答特性を考慮した機器フラジリティ評価手法及び評価コードを開発した。今後，実プラントの建屋・機器における定量評価結果を分析し，今後の安全性向上評価への活用を図る予定である。

### 参考文献

[1] 日本原子力学会：原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2010.1.

*Hiroyuki Yamada[1], Hiromichi Miura[1], Katsumi Ebisawa[1] and Tomoaki Yoshida[1]

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

# [2P17-20] PRA

Chair: Yoshiyuki Narumiya (The Kansai Electric Power Co., INC.)
Sun. Mar 27, 2016 4:50 PM - 6:00 PM  Room P (Lecture Rooms C C200)

## [2P17] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

＊Hiroyuki Sato[1], Akemi Nishida[1], Osamu Furuya[2], Ken Muramatsu[2], Tatsuya Itoi[3], Tsuyoshi Takada[3], Masayuki Tanabe[4], Tsuyoshi Yamamoto[4] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo City University, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation）

4:50 PM - 5:05 PM

## [2P18] Trial calculation of Tsunami PRA including the effect of drawback.

＊hiroaki sonoyama[1], hiroshi abe[1], yoshihiro ooyama[2], takashi uemura[2], syuhei matsunaka[2] （1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY）

5:05 PM - 5:20 PM

## [2P19] Tsunami PRA of ONAGAWA NPS unit 2

＊Shinsaku Fujita[1], Akira TANAKA[1], Daisuke SATO[1], Masanobu ABE[1], Fumito KUBO[2], Shota NINOMIYA[3] （1.TOHOKU ELECTRIC POWER CO., INC., 2.Tohoku Information Systems Company, Incorporated , 3.TOSHIBA CORPORATION）

5:20 PM - 5:35 PM

## [2P20] Development of realistic model related to direct core damage scenarios on Seismic PRA

shinji katou[1], ＊keisuke maeda[1], hiroshi abe[1], yoshihiro ooyama[2], takashi uemura[2], syuhei matsunaka[2] （1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY）

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*佐藤博之[1]，西田明美[1]，古屋治[2]，村松健[2]，糸井達哉[3]，高田毅士[3]，田辺雅幸[4]，山本剛[4]，
大橋弘史[1]，中川繁昭[1]，牟田仁[2]，肥田剛典[3]，嶋田秀充[4]，池田孝夫[4]，
崔炳賢[1]，郭智宏[1]，清水厚志[1]，島崎洋佑[1]，本多友貴[1]
[1]原子力機構，[2]東京都市大学，[3]東京大学，[4]日揮

高温ガス炉の設計上や安全上の特徴を考慮した確率論的リスク評価手法確立を目標に、事故進展に適した事故シーケンス評価手法や極大地震時の影響評価手法の構築、開発手法の適用性評価を進めている。

**キーワード：**高温ガス炉，確率論的リスク評価，極大地震

**１．緒言**　東京電力福島第一原子力発電所事故を受け、原子力プラントの安全性向上のため確率論的リスク評価（PRA）の積極的活用が求められている[1]。本研究では、高温ガス炉 PRA 実施上の課題解決、事故進展に適した事故シーケンス評価手法や極大地震時の影響評価手法構築を目指し、以下研究を進めている。

**２．事故シーケンス評価手法の開発**　高温ガス炉の安全上の特徴、燃料溶融が想定し得ず、溶融燃料による格納系への影響がないという点を考慮し、在来 PRA の炉心損傷や格納容器損傷に代わり得る最終状態を検討するとともに、評価体系にふさわしい事故シーケンス分類及び定量化手法を検討する。

**３．影響評価手法の開発**　高温ガス炉の設計上の特徴、受動的安全設備や炉内黒鉛構造物に着目し、これら構築物や機器が機能喪失に至ると想定される、極大地震時のソースターム評価手法を検討する。具体的には、プラント全体規模の地震応答解析や公衆被ばく上重要となり得る静的構築物・機器の損傷形態検討を実施する。また、公衆被ばく上の支配因子群やこれら因子と黒鉛構造物等の損傷形態の相関関係を表す評価モデルを提示する。

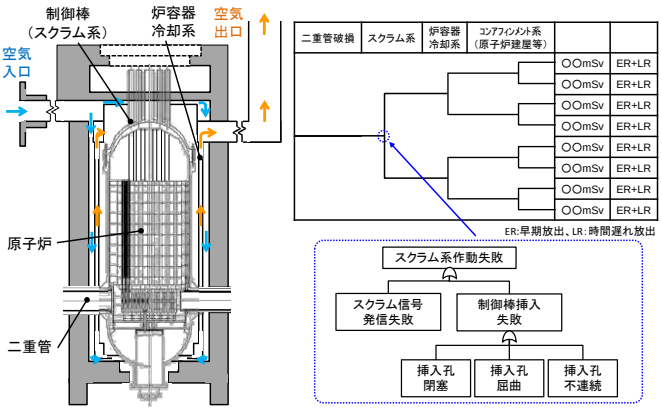



図１　高温ガス炉PRA評価体系の例

**４．開発手法の適用性評価**　実用高温ガス炉 GTHTR300[2]ベースのモデルプラントに開発手法を試行し、リスクプロファイルを同定する。また、日本原子力学会等の PRA 実施基準類を参考に開発手法の適用性に対する客観的な評価を行い、その結果をフィードバックした研究を遂行する。

**謝辞**

本研究報告は、文部科学省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・人材育成推進事業の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

**参考文献**

[1] 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、2013 年 11 月.

[2] K. Kunitomi et al., “Japan’s future HTR – the GTHTR300,” Nucl. Eng. Des., 233, 309-327 (2004).

---

*Hiroyuki Sato[1], Akemi Nishida[1], Osamu Furuya[2], Ken Muramatsu[2], Tatsuya Itoi[3], Takeshi Takada[3], Masayuki Tanabe[4], Tsuyoshi Yamamoto[4], Hirofumi Ohashi[1], Shigeaki Nakagawa[1], Hitoshi Muta[2], Takenori Hida[3], Hidemitsu Shimada[4], Takao Ikeda[4], Byumghyun Choi[1], Zhihong Guo[1], Atsushi Shimizu[1], Yosuke Shimazaki[1], Yuki Honda[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo City University, [3]The University of Tokyo, [4]JGC Corporation

# 引き波による水位低下を起因とした津波 PRA について

Trial calculation of Tsunami PRA including the effect of drawback.

*園山 紘明[1]，阿部 博[1]，大山 嘉博[2]，上村 孝史[2]，松中 修平[2]
[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力（株）

津波を起因とする PRA の学会標準では，引き波による水位低下に伴う海水取水設備の機能喪失についても考慮すべき影響として要求している。そのため，引き波による事故シーケンスを展開し定量化を実施した。

**キーワード：津波，PRA，PSA**

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所事故前のプラント状態を対象とした津波 PRA では，建屋浸水により全緩和設備が機能喪失してしまう押し波に比べ，引き波は潮位回復後に海水系ポンプが復帰し緩和設備に期待できることから，リスクへの寄与は定性的に小さいものと考えられる。本稿では，学会標準において引き波による水位低下に伴う海水取水設備の機能喪失についても考慮すべき影響として要求していることから，引き波による水位低下を起因とした事故シーケンスを展開し定量化を実施した。

## 2. 事故シーケンスの展開

引き波により ECCS のサポート系である RSW 系取水槽水位が低下した場合，取水路が RSW 系取水槽と共通である常用系のサポート系の CW ポンプを順次停止することにより RSW 取水槽の水位回復を図り，さらに RSW 取水槽水位が低下した場合は，RSW ポンプを一時的に停止し，潮位が安定した後 RSW ポンプを再起動する運転手順となっている。よって，引き波の到達水位によりプラントへの影響が異なることから，柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の場合について引き波の到達水位に応じた事故シーケンスを展開した。

引き波水位が T.P.-2.7m 以下に到達時に CW ポンプ停止操作に失敗した場合，取水路に射流が発生することから RSW ポンプの機能喪失を仮定し，CW ポンプ停止操作の成否により事故シーケンスを展開した（図 1）。さらに，引き波水位が T.P.-4.1m 以下に到達した場合，RSW ポンプ運転限界水位となり運転継続した場合は機能喪失することから，RSW ポンプ停止操作及び潮位回復後の RSW ポンプ復旧操作が必要であり，これらの操作に失敗した場合はいずれも RSW ポンプの機能喪失に至る。よって，各操作の成否により事故シーケンスを展開した（図 2）。また，各ポンプの操作失敗確率は，入力津波に基づき，津波発生から津波水位到達までの時間余裕を同定し算出した。

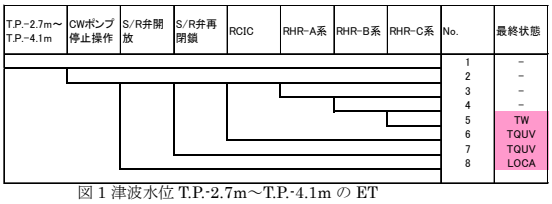



図 1 津波水位 T.P.-2.7m～T.P.-4.1m の ET

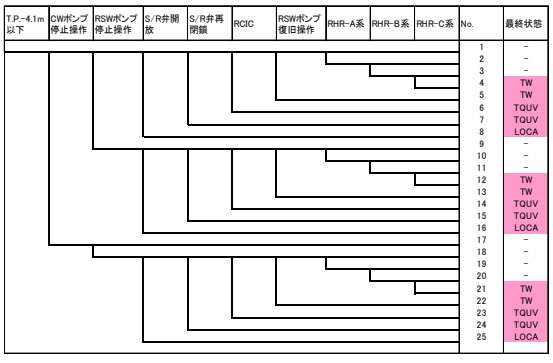



図 2 津波水位 T.P.-4.1m 以下の ET

## 3. 結果・考察

引き波による水位低下を起因とした事故シーケンスを展開し定量化した結果，引き波による炉心損傷頻度は押し波に比べ 2 割程度であり，津波 PRA における引き波によるリスクへの寄与は小さいことを定量的に確認することができた。

*Hiroaki SONOYAMA[1], Hiroshi ABE, Yoshihiro OYAMA, Takashi UEMURA and Shuhei MATSUNAKA[2]
[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company.

# 女川原子力発電所２号機における津波ＰＲＡについて

Tsunami PRA of ONAGAWA NPS unit 2

*藤田 進作[1]、田中 晃[1]、佐藤 大輔[1]、阿部 正信[1]、久保 史[2]、二宮 翔太[3]
[1]東北電力（株）、[2]東北インフォメーション・システムズ（株）、[3]（株）東芝

女川原子力発電所２号機に対する津波ＰＲＡを実施し、支配的な事故シーケンスグループ及び津波高さを同定し、全炉心損傷頻度への寄与割合を評価した。今回実施した津波ＰＲＡの手法、評価結果について報告する。

**キーワード**：確率論的リスク評価（ＰＲＡ）、津波レベル１ＰＲＡ、外部事象ＰＲＡ

## 1. 緒言

当社においては、これまで福島第一原子力発電所の事故および当社女川原子力発電所における震災時の対応を踏まえ、緊急安全対策をはじめ、重大事故対策等の様々な対策に取り組み、女川２号機および東通１号機については、新規制規準への適合性審査のための原子炉設置変更許可申請等を行ってきた。

新規制基準においては、重大事故対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定において、確率論的リスク評価（ＰＲＡ）が活用されており、新規制基準を踏まえ、内部事象レベル１ＰＲＡ、レベル１．５ＰＲＡ、地震レベル１ＰＲＡ、津波レベル１ＰＲＡ及び停止時レベル１ＰＲＡを実施した。本発表では、これまで実施してきたＰＲＡのうち、津波ＰＲＡについて紹介する。

## 2. ＰＲＡの対象としたプラント状態

ＰＲＡの対象とした女川原子力発電所２号機のプラント状態としては、プラント設計当初の設備に加え、現在建設中の防潮堤及び津波防護対策を考慮した。津波高さが防潮堤高さ（29m）未満では、津波防護対策により発電所敷地内への浸水が発生しないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シナリオはない。

## 3. ＰＲＡの手法及び結果

防潮堤高さ（29m）を超える津波として、プラントへの影響が同等となる津波高さを分類し，代表的に津波高さ 35.2m 及び 38.6m の津波が発生した場合の敷地内氾濫解析を実施した。また、敷地内氾濫解析の結果を踏まえ、建屋内への津波の浸水解析を実施し、炉心損傷回避に必要となる緩和系の機能喪失の有無を確認し、イベントツリーに結果を反映した。

津波ＰＲＡの評価結果を図に示す。全炉心損傷頻度（ＣＤＦ）は、$8.7\times10^{-6}$[/炉年]となった。事故シーケンス毎の全炉心損傷頻度への寄与割合については、長期ＴＢシーケンスが支配的となった。これは、防潮堤を超える津波により敷地内が浸水し、ＲＳＷポンプの水没による原子炉補機冷却海水系及び非常用Ｄ/Ｇの機能喪失並びに主変圧器の没水による外部電源の喪失が発生することにより、長期の炉心冷却が不可能となるためである。

津波高さ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合では、津波高さ 29-35.2m の場合が支配的となった。これは、津波高さ 29-35.2m の津波が 35.2-38.6m 及び 38.6m-と比べ、1 桁程度発生頻度が大きいためである。

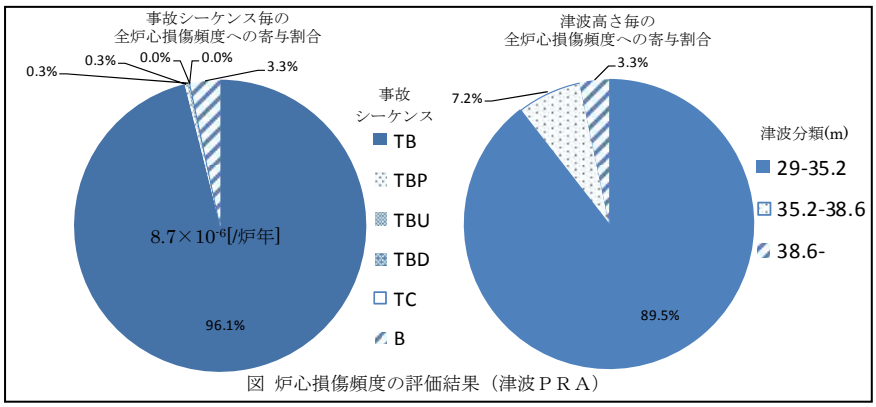



図 炉心損傷頻度の評価結果（津波ＰＲＡ）

*Shinsaku Fujita[1], Akira Tanaka[1], Daisuke Sato[1], Masanobu Abe[1], Fumito Kubo[2], Shota Ninomiya[3]
[1]TOHOKU ELECTRIC POWER CO., INC., [2]Tohoku Information Systems Company, Incorporated.,
[3]TOSHIBA CORPORATION

# 地震 PRA における炉心損傷直結シナリオの現実的な評価に関する検討

Development of realistic model related to direct core damage scenarios on Seismic PRA

*前田 佳祐[1]，加藤 伸二[1]，阿部 博[1]，大山 嘉博[2]，上村 孝史[2]，松中 修平[2]
[1](株)テプコシステムズ，[2]東京電力(株)

地震 PRA の事故シーケンス評価において，原子炉建屋損傷シナリオ等の事故シナリオは詳細な定量評価が困難なため，評価上炉心損傷直結としている。地震によるプラントへのリスクを適切に把握するため，これらの炉心損傷直結シナリオに対する評価の詳細化を検討した。

**キーワード**：地震 PRA，炉心損傷直結シナリオ

**1. 緒言**　設計地震動を大きく超える地震動に対しては，炉心損傷に直結する事故シナリオ（原子炉建屋損傷シナリオ，ECCS 性能を上回る大規模な原子炉冷却材喪失(Excessive-LOCA)シナリオ等）が生じる可能性がある。これらのシナリオは不確かさが大きいこと，詳細な定量評価が困難であること等から評価上炉心損傷直結としており，そのため炉心損傷頻度(CDF)を大きく評価する傾向にある。本評価は，リスクの分布をより現実的な評価に近づけるため，これらの炉心損傷直結シナリオに対してより現実的な事故シナリオを考慮して評価するものである。

**2. 評価手法**　例として 2 個の炉心損傷直結シナリオの評価方法を次に示す。

【原子炉建屋損傷シナリオ（図 1 参照）】原子炉建屋基礎地盤の地盤変形量を指標としたフラジリティ評価を用いて，基礎地盤の変形が起きた場合に起こりうる，相対変位による建屋間貫通配管の損傷及び建屋傾斜による建屋内機器損傷に対して，「RCIC による原子炉注水(S/P 水源)→8 時間以内の原子炉減圧→消防車による原子炉注水継続→格納容器ベントによる格納容器除熱」によって炉心損傷を回避するシナリオを展開した。また，領域を分割した原子炉建屋フラジリティ評価結果を踏まえ，一部区画が機能喪失した場合に対して同様にシナリオを展開した。

【Excessive-LOCA シナリオ】格納容器内の配管損傷の相関性について，現実的には全ての配管が同時に損傷することは考えにくいことから，緩和系と同様に系統間で独立であると仮定して，炉心損傷を回避するシナリオを展開した。

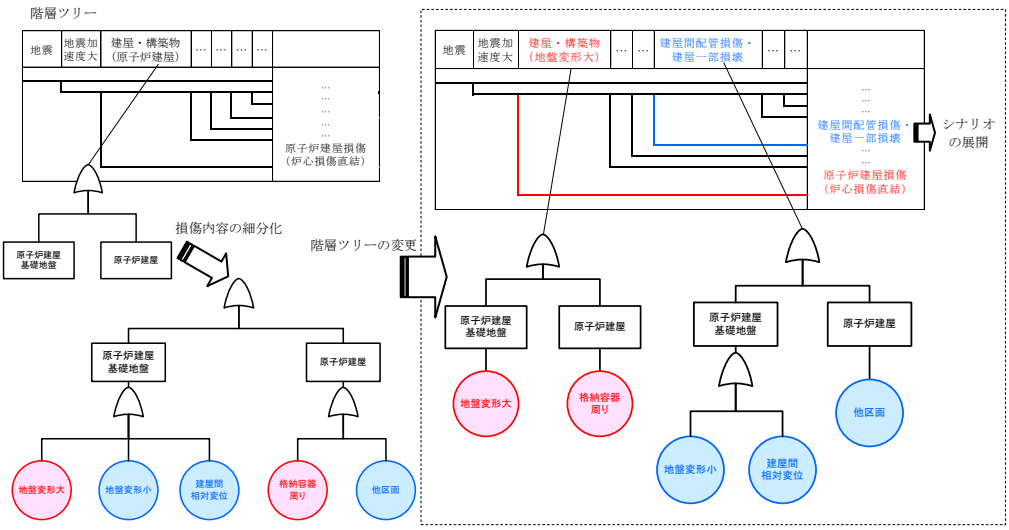



図 1 詳細評価の例（原子炉建屋損傷シナリオ）

**3. 結果・考察**　炉心損傷直結シナリオに対する現実的な事故シナリオを考慮することにより，本評価で展開したシナリオに振り分けられて炉心損傷直結シナリオの CDF が低減することが確認できた。今後も最新の知見を PRA のモデルに反映し，リスクをより適切に把握できるよう継続して検討していく。

*Keisuke Maeda[1], Shinji Katou[1], Hiroshi Abe[1], Yoshihiro Ooyama[2], Takashi Uemura[2] and Shuhei Matsunaka[2]
[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company