Tue. Mar 27, 2018

Room A

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[2A01-04] Communication

Chair: Hiroshi Horiike (Fukui Univ. of Tech.)
9:30 AM - 10:35 AM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A01] Design of Dialogue on Nuclear Technology from Perspective of Service Science(3)

Ekou YAGI[1], *Masaharu KITAMURA[2], Makoto TAKAHASHI[3], Daisuke KARIKAWA[3] (1. OSAKA Univ., 2. Research Institute for Technology Management Strategy, 3. TOHOKU Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2A02] Comparative Study of the Attitude toward Nuclear Power Generation of Junior High School Students in the Victimized area and a Solitary Island

*Hiroko Miyuki[1], Tsuyoshi Shinzawa[2], Keiichi N. Ishihara[1] (1. Kyoto Univ., 2. Reassurance Science Academy)

9:45 AM - 10:00 AM

[2A03] Collecting, Storage, and Usage of Information Resources about Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident

*Misa Hayakawa[1], Katsuhiko Kunii[1], Yukinobu Mineo[1], Minoru Yonezawa[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2A04] Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

*Tetsuo Sawada[1], Chieko Nakayama[2], Natsumi Kimura[3], Atsushi Koori[4] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Kanagawa University High School, 3. Tohoku University, 4. Iwaki High School)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[2A05-09] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)
10:35 AM - 12:00 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A05] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

*ryo shimizu[1], takashi kimura[1], makiko tazaki[1], hiroshi tamai[1], kazunori suda[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:35 AM - 10:50 AM

[2A06] Performance evaluation of light water reactor fuel in inherent safety and non-proliferation features

*Chikara Fujinawa[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Young Han[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

10:50 AM - 11:05 AM

[2A07] Nuclear data and its preparedness for developing non-destructive assay technique for non-proliferation and nuclear security

*Hiroshi Sagara[1], Tatsuya Katabuchi[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:05 AM - 11:20 AM

[2A08] Development of motion identification technology by time series analysis of hand images

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1] (1. University of Tokyo)

11:20 AM - 11:35 AM

[2A09] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Tetsuya Matsumoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. AYUU)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[2A10-14] Risk Management and Nuclear Policy

Chair: Harukuni Tanaka (JFNL)
2:45 PM - 4:10 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A10] Establishing Emergency Response Framework for Newly Organized Fukushima Research Institute of JAEA

*Yuya Endo[1], Takashi Suzuki[1], Yasuhiro Uezu[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[2A11] Development of Resilience Assessment Grid for Characterizing Resilience Potential of Operating Organizations at Nuclear Power Plant

*Hiroshi Sakuda[1], Masaharu Kitamura[2] (1. INSS, 2. TeMS)

3:00 PM - 3:15 PM

[2A12] Application of Bayesian Updating for Anomaly Detection during the Decommissioning of

©Atomic Energy Society of Japan

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Tu Guang TAN[1], Sunghyon JANG[1], Akira YAMAGUCHI[1] (1. The University of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[2A13] CO_2 Reduction and the Role of Nuclear Energy: An Analysis with a High-Temporal-Resolution Energy System Model

*Yasuaki Kawakami[1], Ryoichi Komiyama[1], Yasumasa Fujii[1] (1. The University of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[2A14] A Study of Nuclear Phase-Out Policy of Germany after Fukushima Accident and its Implication for Japan

*Hoseok Nam[1], Satoshi Konishi[2] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[2A15-19] Education and Human resorce development for Nuclear energy

Chair: Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)
4:10 PM - 5:30 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A15] Development of a Cloud Chamber Using Freezing Mixture with $MgCl_2 \cdot 6H_2O$ and Ice for Popular Use

*Kenji Yamamoto[1], Hiroto Matsuura[1], Tomoya Yunoki[2], Masafumi Akiyoshi[1] (1. Graduate School of Engineering, Osaka Prefecture University , 2. Hokkaido University of Education)

4:10 PM - 4:25 PM

[2A16] Nuclear Disaster Risk Communication in a Prefecture bordered on Nuclear Power Station located Area

*Takako KASHIWA[1], Ekou YAGI[2] (1. Shiga Prefecture, 2. Osaka University)

4:25 PM - 4:40 PM

[2A17] Business-Academia Collaboration on On-site Emergency Response Training

*Masaru HIKONO[1], Masaki KANAYAMA[1], Hiroshi OZAWA[1], Yukinori OKABE[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Kanazawa Institute of Technology)

4:40 PM - 4:55 PM

[2A18] Current Status and Issues of the AESJ Education Committee' s CPD Registration System

*Manabu Hamasaki[2,1], Kazuyuki Yoshinaka[3,1], Eiji Takada[4] (1. IPEJ, 2. JNFL, 3. JAEA, 4. FUJI ELECTRIC)

4:55 PM - 5:10 PM

Room B

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

[2B01-04] Fukushima Accident 1

Chair: Michio Murase (INSS)
9:30 AM - 10:35 AM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B01] Development of Severe Accident Analysis Code SAMPSON

*Shingo Ohtsuka[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. The Institute of Applied Energy)

9:30 AM - 9:45 AM

[2B02] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Masao Chaki[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1] (1. IAE)

9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Chiaki Kino[1], Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1] (1. IAE)

10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. IAE)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[2B05-09] Fukushima Accident 2

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)
10:35 AM - 12:00 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B05] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Asao Nishikawa[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. IAE)

10:35 AM - 10:50 AM

[2B06] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Itsuo Yoshioka[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. IAE)

©Atomic Energy Society of Japan

10:50 AM - 11:05 AM

[2B07] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. The Institute of Applied Energy)

11:05 AM - 11:20 AM

[2B08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Davide Concu[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1] (1. IAE)

11:20 AM - 11:35 AM

[2B09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Alexandre EZZIDI[1], Chiaki KINO[1], Masao CHAKI[1] (1. IAE - NUPEC)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2B10-13] Scrubbing

Chair: Shinichiro Uesawa (JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B10] Effect of Inner Flow in a Single Bubble on Decontamination during Pool Scrubbing

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

2:45 PM - 3:00 PM

[2B11] Gas-liquid two-phase flow behavior effected by thermal stratification during pool scrubbing

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

3:00 PM - 3:15 PM

[2B12] Aerosol Transfer Behavior in Two Phase Flow during Pool Scrubbing

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

3:15 PM - 3:30 PM

[2B13] Pool scrubbing experiment

*HAOMIN SUN[1], Shinichi Machida[2], Yoshiyasu Hirose[3], Yasuteru Sibamoto[1], Yuria Okagaki[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan atomic energy agency, 2. Persol Tempstaff, 3. Advanced Algorithm &Systems)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2B14-17] CCFL and Liquid Film Behavior

Chair: Hide Okada (IAE)
3:50 PM - 4:55 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B14] Experimental Study of an Effect of Water Flow Rate on CCFL Behavior at Upper Tie Plate

*Taku Nagatake[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:50 PM - 4:05 PM

[2B15] Effect of Diameters on Countercurrent Flow Limitation at Sharp-Edged Upper End of Vertical Pipes

*Michio Murase[1], Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Akio Tomiyama[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Kobe University)

4:05 PM - 4:20 PM

[2B16] Effect of the Wettability on the Front Edge Geometry of Liquid Film Flowing Down on an Incline

*Takahiro Ito[1], Tatsuya Tsuneyoshi[1], Yoshiyuki Tsuji[1] (1. Nagoya University)

4:20 PM - 4:35 PM

[2B17] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

*Yutaro Hihara[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Hiroyuki Yoshida[2], Susumu Yamashita[2] (1. University of Tsukuba, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2B18-21] Two-phase Flow Experiment

Chair: Tomio Okawa (UEC)
4:55 PM - 6:00 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B18] Detailed measurement of thermal hydraulic behavior of steam-air mixture condensation

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yuki Wada[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2B19] Two-phase flow behavior in diffuser section of a supersonic steam injector

*Yuki Kamata[1], Masaya Fujishiro[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Univ. of Tsukuba)

5:10 PM - 5:25 PM

[2B20] Research and development for understanding

©Atomic Energy Society of Japan

two-phase flow behavior inside a fuel bundle
*kiyoshi Fujimoto[1], Kenichi Katono[1], Hajime Furuichi[1], Hideaki Hosoi[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd.)
5:25 PM - 5:40 PM

[2B21] Development of simultaneous measurement technique for void fraction and fluid temperature in boiling flow
*Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)
5:40 PM - 5:55 PM

Room C

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

[2C01-06] Heat- and Mass-Transfer Characteristic, Engineering Design

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)
10:20 AM - 12:00 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[2C01] Development of a simulation code for the transports of heat, tritium and irradiation defects through interfaces in solid
*Makoto Kobayashi[1], Masanori Hara[2], Yasuhisa Oya[3], Masashi Shimada[4], Chase Tayler[4] (1. National Institute for Fusion Science, 2. The University of Toyama, 3. Shizuoka University, 4. Idaho National Laboratory)
10:20 AM - 10:35 AM

[2C02] Liquid metal spray droplets diameter analysis for tritium and heat recovery in vacuum
*Fumito Okino[1], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy Kyoto University)
10:35 AM - 10:50 AM

[2C03] Evaluation of the effect of the coolant on the neutronic performance and the heat transfer characteristics of a fusion blanket system for transmuting radioactive waste
*Yuta Imanaka[1], Hiroki Shishido[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)
10:50 AM - 11:05 AM

[2C04] Error and optimization of time dependent heat flux estimation
*Hiroto Matsuura[4,1], yuya Yamamoto[4], Yousuke Nakashima[2], Kenichi Nagaoka[3] (1. OPU, RRC, 2. U.Tsukuba, PRC, 3. NIFS, 4. OPU, Eng)
11:05 AM - 11:20 AM

[2C05] Development of Thermal Diffusivity Evaluation Method Using φ3mm Miniature Specimen for Divertor Candidate Materials in a Fusion Reactor
*Masaya Yashiki[1], Ryuta Kasada[2], Hideaki Yao[3], Masafumi Akiyoshi[1] (1. Graduate Sch. of Engineering, OPU, 2. Institute for Materials Res., Tohoku Univ., 3. Graduate Sch. of Energy Science, Kyoto Univ.)
11:20 AM - 11:35 AM

[2C06] Grain structure change and damage formation of tungsten exposed to high heat load
*Makoto Fukuda[1], Yohji Seki[1], Koichiro Ezato[1], Hiroshi Nishi[1], Kenji Yokoyama[1], Satoshi Suzuki[1] (1. QST)
11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[2C07-13] Measurement, Production, Behavior

Chair: Teppei Otsuka (Kindai Univ.)
2:45 PM - 4:40 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[2C07] Monte Carlo simulation of tritium measurement in rare gases by bremsstrahlung X-ray spectrometry
*masanori hara[1], ryota uchikawa[1], yuji hatano[1], masao matsuyama[1], tsukasa aso[2], norihiro ikemoto[3], Takeshi ito[3], tomohiko kawakami[3], Katsuyoshi tatenuma[3] (1. hydrogen isotope research center, univesrsity of toyama, 2. Electronics and Computer Engineering, National Institute of Technology, Toyama College, 3. Kaken Co. Ltd.)
2:45 PM - 3:00 PM

[2C08] Design study of catalyst reactor for tritium oxidation as an application to atmospheric detritiation system
*Yasunori IWAI[1], Yuki Edao[1], Takumi Suzuki[1], Kanetsugu Isobe[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)
3:00 PM - 3:15 PM

[2C09] Performance of tritium oxidation of natural soils
*Yuki Edao[1], Yasunori Iwai[1] (1. QST)
3:15 PM - 3:30 PM

[2C10] The influence of hydrogen absorption performance of Zr on tritium confinement properties of Li rod in HTGR

©Atomic Energy Society of Japan

*Ryo Okamoto[1], Hideaki Matsuura[1], Yuma Ida[1], Yuki Koga[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Estuo Ishitsuka[4], Satoru Nagasumi[4] (1. Kyushu Univ. Engineering, 2. Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, 3. Kindai Univ., 4. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2C11] Hydrogen permeation behavior in zirconium pipe

*Kazunari Katayama[1], Junichi Izumino[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Satoshi Fukada[1] (1. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu University, 2. Interdisciplinary Graduate School of Engineering, Kyushu University, 3. Kindai)

3:45 PM - 4:00 PM

[2C12] Hydrogen isotope exchange in Tungsten

*Heun Tae Lee[1], Johannes Bauer[2], Thomas Schwarz-Selinger[2], Yoshio Ueda[1] (1. Osaka University, 2. Max Planck Institute for Plasmaphysics)

4:00 PM - 4:15 PM

[2C13] Absorption and Release of Hydrogen Isotopes by CuCrZr and Cu-ODS Alloys

*Yuji Hatano[1], Peng Shi[1], Xin Xiang[1], Takeshi Toyama[2], Sosuke Kondo[3], Tatsuya Hinoki[3] (1. Hydrogen Isotope Res. Ctr., Univ. Toyama, 2. Inst. Mater. Res., Tohoku Univ., 3. Inst. Advanced Energy, Kyoto Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM

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

[2C14-18] Behaviors of Hydrogen Isotopes in Fusion Materials

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)
4:40 PM - 6:00 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[2C14] Removal of retained tritium retained in tungsten-carbon mixed material deposits by deuterium gas exposure

*Akihiro Togari[1], Keisuke Azuma[1], Qilai Zhou[2], Yuji Hatano[3], Miyuki Yajima[4], Masayuki Tokitani[4], Suguru Masuzaki[4], Takumi Chikada[5], Yasuhisa Oya[5] (1. Grad. School of Sci. and Tech. Shizuoka Univ., 2. Fac. of Sci. Shizuoka Univ., 3. HRC, Univ. of Toyama, 4. NIFS, 5. Dept. of Sci, Shizuoka Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[2C15] Damage distribution dependence on hydrogen isotope retention behavior in W

*Moeko Nakata[1], Keisuke Azuma[2], Akihiro Togari[2], Qilai Zhou[1], Takeshi Toyama[3], Yuji Hatano[4], Takumi Chikada[2], Yasuhisa Oya[2] (1. Faculty of science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., 3. IMR, Tohoku Univ., 4. HIRC, Univ. of Toyama.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2C16] Tritium retention characteristics in dust particles in JET with ITER-like wall

*Teppei Otsuka[1], Suguru Masuzaki[2], Naoko Ashikawa[2], Yuji Hatano[4], Nobuyuki Asakura[3], Takumi Suzuki[3], Tatsuya Suzuki[3], Kanetsugu Isobe[3], Takumi Hayashi[3], Masayuki Tokitani[2] (1. Kindai Univ., 2. NIFS, 3. QST, 4. University of Toyama)

5:10 PM - 5:25 PM

[2C17] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, Rokkasho Fusion Institute, Department of Blanket Systems Research, Breeding Functional Materials Development Group)

5:25 PM - 5:40 PM

[2C18] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Jae-Hwan Kim[1], Peter Kurinskiy[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

5:40 PM - 5:55 PM

Room D

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

[2D01-02] Miniature Test

Chair: Masato Yamamoto (CRIEPI)
9:30 AM - 10:05 AM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D01] Investigation of mechanical characterization method with miniature specimen

*Satoshi Miyashiro[1], Yuji Kitsunai[1], Masao Itatani[2], Tetsushi Yamaoka[2], Tetsuya Toyota[3], Takahiro Ishizaki[4] (1. Nippon Nuclear Fuel Development, 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Hitachi)

9:30 AM - 9:45 AM

[2D02] Application of sub-size Charpy specimen for RPV surveillance test.

©Atomic Energy Society of Japan

*Yoshiyuki Kawaharada[1], Yuji Kitsunai[1], Atsushi Taniguchi[2], Kensuke Monma[2], Takayuki Kaminaga[2], Tetsuya Toyota[3], Masaki Wada[3], Takahiro Ishizaki[4] (1. Nippon Nuclear Fuel Development, 2. Tokyo Electric Power Company, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Hitachi)
9:45 AM - 10:00 AM

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

[2D03-05] Next-Gen. Materials (SiC)

Chair: Hiroaki Abe (Univ. of Tokyo)
10:05 AM - 10:55 AM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D03] Neutron Irradiation Effects of NITE-SiC/SiC Joint Brazed by Ti-Zr-Cu System

*Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Joon-Soo Park[1], Yuuki Asakura[2], Akira Kohyama[3] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Tokyo University of Agriculture and Technology, 3. NITE corporation)
10:05 AM - 10:20 AM

[2D04] Development of SiC/SiC cladding tube for LWR

*Naoya Toumatsu[1], Takashi Takagi[1], Akihide Kawaguchi[1], Takashi Ito[1], Masaru Ukai[2], Shoko Suyama[2], Megumi Akimoto[2] (1. IBIDEN CO.,LTD., 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)
10:20 AM - 10:35 AM

[2D05] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

*Kenya Takiwaki[1], Yutaka Takeuchi[1], Hideki Horie[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION)
10:35 AM - 10:50 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[2D06-09] Transmutation Technology

Chair: Isamu Sato (Tokyo City Univ.)
10:55 AM - 12:00 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D06] Clarify of degradation mechanism for yttoria-stabled zirconia by gamma-ray-induced phase transformation

*Yasuki Okuno[1], Kouji Nakashima[2,1], Yousuke Uchibori[2,1], Nariaki Okubo[1], Akane Kitamura[1], Satoshi Yasuda[1], Hidehito Asaoka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hokkaido University Graduate School of Chemical Sciences and Engineering)
10:55 AM - 11:10 AM

[2D07] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)H_x in FBR Blanket

*Mutsumi Hirai[1], Fumiki Mizusako[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Ken Kurosaki[2], Kenji Konashi[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., 2. Osaka University, 3. Tohoku University)
11:10 AM - 11:25 AM

[2D08] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)H_x in FBR Blanket

*Atsushi Ouchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Hiroaki Muta[2], Ken Kurasaki[2], Kenji Konasi[3] (1. NIPPON NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CO.,LTD., 2. Osaka University, 3. Tohoku University)
11:25 AM - 11:40 AM

[2D09] Study of improvement of reliability for oxygen monitoring in liquid lead bismuth

*Atsushi Komatsu[1], Fumiyoshi Ueno[1] (1. JAEA)
11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[2D10-14] Fundamental Properties

Chair: Mutsumi Hirai (NFD)
2:45 PM - 4:05 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D10] Raman spectra of cesium iron silicate

*Thi Mai Dung Do[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Masahiko Osaka[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)
2:45 PM - 3:00 PM

[2D11] Experimental study on Cs containing aerosol behavior under the severe accident in sodium cooled fast reactors

*Isamu Sato[1], Masato Matsui[1], Tatsuya Nakayama[1] (1. Tokyo City University)
3:00 PM - 3:15 PM

[2D12] Study of physical property of liquid oxide fuel by pulse heating

*Kenji Konashi[1], Kyoichi Morimoto[2], Masashi Watanabe[2], Masato Kato[2], Hiromichi Watanabe[4], Yuji Arita[3], Yukio Hishinuma[5] (1. Tohoku University, 2. JAEA, 3. Fukui University, 4. AIST, 5. Art Science)
3:15 PM - 3:30 PM

[2D13] First-principles calculations of mechanical properties of $(Th,Pu)O_2$

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[2D14] The Fracture Behavior of Solid SS by Molten SS-B_4C Eutectic Melt under the Dynamic Condition

*Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[2D15-21] FP Chemical Behavior

Chair: Kenji Konashi (Tohoku Univ.)
4:05 PM - 6:00 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D15] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Shuhei Miwa[1], Junpei imoto[1], Naoya Miyahara[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2D16] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Gaku Takase[2,1], Eriko Suzuki[2], Junpei Imoto[2], Kunihisa Nakajima[2], Shuhei Miwa[2], Hiroaki Ogawa[2], Masahiko Osaka[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2D17] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Junpei Imoto[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM

[2D18] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1], Yuji Ohishi[2], Hiroaki Muta[2], Ken Kurosaki[2] (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

[2D19] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Chikashi SUzuki[1], Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:05 PM - 5:20 PM

[2D20] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Jiazhan Liu[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

5:20 PM - 5:35 PM

[2D21] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Afiqa Mohamad[2,1], Kunihisa Nakajima[2], Shuhei Miwa[2], Masahiko Osaka[2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1] (1. Osaka University, 2. JAEA)

5:35 PM - 5:50 PM

Room E

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

[2E01-04] Radiation Medicine 1

Chair: Takahiro Wada (Kansai Univ.)
9:30 AM - 10:35 AM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E01] Study On Comparison of In-Treatment MV and diagnosis kV CT Images For Precise and Safe X-ray Cancer Therapy

*Ming Cheng[1], Uesaka Mitsuru[1], Haga Akihiro[2], Ritu Bhusal Chhatkuli[1], Kazuyuki Demachi[1] (1. The University of Tokyo, 2. Hospital of The University of Tokyo)

9:30 AM - 9:45 AM

[2E02] Optical flow and Principal Components Analysis combination for tumor motion analysis during X-ray radiotherapy

*Michel POHL[1], Kazuyuki Demachi[1], Ritu Bhusal Chhatkuli[1], Kanabu Nawa[2], Akihiro Haga[3], Mitsuru Uesaka[1] (1. Graduate School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Department of Radiology, The University of Tokyo Hospital, 3. Graduate School of Biomedical sciences, Department of Medical Image Informatics, Tokushima University)

9:45 AM - 10:00 AM

[2E03] Effect of Blood Flow for Combination of Hyperthermia with Radiation Therapy for Treatment in Breast Tumor

*Alexa Barrios[1], Oiendrila B Debnath[1], Malvina Supper[1], Koichi Ito[2], Kazuyuki Saito[2], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Chiba Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2E04] Biological Effect of Hyperthermia in Combination with Radiation in Breast Cancer Cells

*Malvina Supper[1], Muhammad Jameel[2], Oiendrila B Debnath[1], Ravikiran Mahadevappa[2], Koichi Ito[3], Kazuyuki Saito[3], Hang Fai Kwok[2], Mitsuru Uesaka[1] (1. University of Tokyo, 2. University of Macau, 3. Chiba University)

©Atomic Energy Society of Japan

10:15 AM - 10:30 AM

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

[2E05-09] Radiation Medicine 2

Chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)
10:35 AM - 12:00 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E05] Dose-rate effects in mutation of Drosophila analysed with WAM model

*Takahiro Wada[1], Tomonori Onishi[1], Yuichiro Manabe[2], Masako Bando[3] (1. Kansai Univ., 2. Osaka Univ., 3. RCNP, Osaka Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM

[2E06] Development of evaluation technique of DNA double strand breaks induced by b-rays from tritium

Yuna Konaka[2], *Yuji Hatano[1], Takahiro Kenmotsu[3], Yasuhisa Oya[4], Hiroaki Nakamura[5] (1. Hydrogen Isotope Research Center, U. Toyama, 2. Faculty of Science, U. Toyama, 3. Faculty of Biological and Medical Sciences, Doshisha U., 4. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka U., 5. National Institute for Fusion Science)

10:50 AM - 11:05 AM

[2E07] Development of lung tumor behavior prediction system for chasing X-ray radiation therapy using neural network

*Yasunari Sakai[1], Kazuyuki Demachi[2], Ritu Bhusal Chhatkuli[2], Mitsuru Uesaka[2] (1. Department of Systems Innovation, Faculty of Engineering, The University of Tokyo, 2. Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering, The University of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM

[2E08] Effects of low-dose irradiation on oxidative stress in mouse brain

*Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Health Sci., Okayama Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2E09] Optimization Study of Flavonoid Composite Using Glucosyl-rutin for Radioprotectors

*Yasushi Aizawa[1], Takamitsu Kato[3], Akira Fujimori[4], Mitsuru Uesaka[2] (1. Department of Bioengineering, Graduate School of Engineering The University of Tokyo, 2. Department of Nuclear Engineering and Management, Graduate School of Engineering The University of Tokyo, 3. Department of Environmental &Radiological Sciences Colorado State University, 4. Department of Basic Medical Sciences for Radiation Damages, National Institute of Radiological Sciences)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2E10-15] Radioactivity Measurement and Environmental Restoration

Chair: Tomoyuki Takahashi (Kyoto Univ.)
2:45 PM - 4:20 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E10] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Niizato Tadafumi[1], Yoshito Sasaki[1], NanbaKenji Nanba[2], Hirofumi Tsukada[2], Vasyl Yoschenko[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Institute of Environmental Radioactivity at Fukushima Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2E11] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Terumi Dohi[1], Hisaya Tagomori[1], Yoshihito Ohmura[2], Seiichi Kanaizuka[1], Kenso Fujiwara[1], Kazuki Iijima[1] (1. JAEA, 2. TNS)

3:00 PM - 3:15 PM

[2E12] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Daisuke Matoba[1], Takayuki Sasaki[1], Taishi Kobayashi[1], Kazuki Iijima[2], Terumi Dohi[2], Tadafumi Niizato[2], Yoshito Sasaki[2] (1. Graduate School of Engineering, Kyoto University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2E13] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Kazuki Iijima[1], Takayuki Sasaki[2], Daisuke Matoba[2], Terumi Dohi[1], Kenso Fujiwara[1], Yoshikazu Koma[1], Yoko Takahatake[1] (1. JAEA, 2. Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

[2E14] Simulation of Change in Air Dose Rate Considered Change in Depth Profile of Radiocaesium in Soil Contaminated by the

©Atomic Energy Society of Japan

Fukushima Nuclear Accident

*Haruo Sato[1], Masato Yoshii[1] (1. Graduate School of Natural Science and Technology, Okayama University)

3:45 PM - 4:00 PM

[2E15] Development of a portable contamination detector

*Hiroshi Iwase[1], Yoshihito Namito[1], Hideo Hirayama[1] (1. High Energy Accelerator Research Organization)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2E16-21] Waste Treatment

Chair: Hiroshi Iwase (KEK)

4:20 PM - 6:00 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E16] Removal of Sr using the mixture of MnO_4^- and biomass

*Tomoaki Kato[3,1], Toshihiko Ohnuki[3,2], Qianqian Yu[4] (1. School of Environment and Societ, Tokyo Institute of Technologyy, 2. Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. China University of Geosciences)

4:20 PM - 4:35 PM

[2E18] Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel

*Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Maiko Ikegami[1], Sota Tanaka[2], Kayoko Iwata[2], Rui Akayama[2], Tomoyuki Takahashi[1], Sentaro Takahashi[1] (1. Kyoto Univ. Research Reactor Inst., 2. Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

[2E19] Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel

*Satoshi Fukutani[1], Takumi Kubota[1], Kayoko Iwata[2], Sota Tanaka[2], Maiko Ikegami[1], Tomoyuki Takahashi[1], Sentaro Takahashi[1] (1. Kyoto Univ. Research Reactor Inst., 2. Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ.)

5:05 PM - 5:20 PM

[2E20] Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel

*Kayoko Iwata[1], Takumi Kubota[2], Tomoyuki Takahashi[2], Satoshi Fukutani[2], Sentaro Takahashi[2] (1. Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ., 2. Kyoto Univ. Research Reactor Inst.)

5:20 PM - 5:35 PM

[2E21] Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel

*Tomoyuki Takahashi[1], Rui Akayama[2], Sota Tanaka[2], Kayoko Iwata[2], Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Maiko Ikegami[1], Sentaro Takahashi[1] (1. Kyoto Univ. Research Reactor Inst., 2. Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ.)

5:35 PM - 5:50 PM

Room F

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

[2F01-05] Uncertainty Evaluation 2

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

9:30 AM - 10:50 AM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F01] Uncertainty quantification of BWR core characteristics due to uncertainty of void correlations

*Motohiro Ito[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Takashi Yoshii[2], Tsuyoshi Ama[2] (1. Nagoya Univ., 2. TEPCO SYSTEMS)

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Uncertainty analysis using CASMO5/SIMULATE-5 with JENDL-4.0 covariance data

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Analysis of the effect of a resonance elastic scattering model on calculated isotopic compositions and others for light water reactor burnup fuels

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

10:00 AM - 10:15 AM

[2F04] Evaluation of ^{244}Cm inventory considering effect of adjacent fuel assemblies in a typical loading pattern

*Shunsuke SATO[1], Yasushi NAUCHI[1] (1. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[2F05] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

*Rei Kimura[1], Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Shungo Sakurai[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[2F06-09] Criticality Safety

Chair: Yasushi Nauchi (CRIEPI)
10:50 AM - 11:55 AM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F06] Impact of the uncertainty of the PIE analysis on the criticality analysis

*Kenichi Tada[1], Kenya Suyama[1] (1. JAEA)
10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Criticality safety analysis in falling down of fuel debris in water

*Takeshi Muramoto[1], Jun Nishiyama[2], Toru Obara[2] (1. School of Environment and Society Transdisciplinary Science and Engineering Nuclear engineering Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)
11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Coupled analysis on the corium spreading and recriticality by JUPITER and MVP

*Susumu Yamashita[1], Kenichi Tada[1], Hiroyuki Yoshida[1], Kenya Suyama[1] (1. JAEA)
11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Radiation Dose by Super Critical Condition of Fuel Debris in Water

*Kodai Fukuda[1], Tuya Delgeraikhan[2], Toru Obara[2], Jun Nishiyama[2] (1. Graduate major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[2F10-12] Analysis Code Development

Chair: Kenji Yokoyama (JAEA)
2:45 PM - 3:30 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F10] Development of a Monte Carlo Solver Solomon for Criticality Safety Analysis

*Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Hagura[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAIS Co., Inc.)
2:45 PM - 3:00 PM

[2F11] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

*Yohei Kamiyama[1], Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1], Shinya Kosaka[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)
3:00 PM - 3:15 PM

[2F12] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

*Ryouhei Takasugi[1], Akihiro Arai[1], Naoto Aizawa[1], Toshimasa Takahashi[2], Takashi Nakui[2], Fumito Kubo[2] (1. Tohoku Univ., 2. Tohoku Information Systems Co.,Inc.)
3:15 PM - 3:30 PM

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

[2F13-18.1F05] Critical Experiment and Analysis

Chair: Kenichi Tada (JAEA)
3:30 PM - 5:15 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F13] Evaluation of KUCA-A ADS experiments with ERANOS v2.3 and JENDL-4.0

*Willem van Rooijen[1], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[3], Masaaki Yamanaka[4], Cheol Ho Pyeon[4] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Nagoya University, 3. Hokkaido University, 4. Kyoto University)
3:30 PM - 3:45 PM

[2F14] Experimental Analysis by CBZ for Lead Reactivity Worth Measured at KUCA

*Go Chiba[1], Tomohiro Endo[2], Masaaki Yamanaka[3], Wilfred van Rooijen[4], Cheol Ho Pyeon[3] (1. Hokkaido University, 2. Nagoya University, 3. Kyoto University, 4. University of Fukui)
3:45 PM - 4:00 PM

[2F15] Uncertainty Analyses of Bismuth Sample Reactivity Worth at Kyoto University Critical Assembly

*Masao Yamanaka[1], Akito Oizumi[2], Masahiro Fukushima[2], Cheol Ho Pyeon[1], Kazufumi Tsujimoto[2] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Japan Atomic Energy Agency)
4:00 PM - 4:15 PM

[2F16] Development of accident tolerant control rod

*Hirokazu Ohta[1], Yasushi Nauchi[1], Kinya Nakamura[1], Tadafumi Sano[2] (1. CRIEPI, 2. KURRI)
4:15 PM - 4:30 PM

[2F17] Measurement of Stroke Curve of Control Rod Worth in UTR-KINKI

©Atomic Energy Society of Japan

*Kazuki Takahashi[1], Taiga Inoka[1], Kunihiro Nakajima[2], Atsushi Sakon[3], Sin-ya Hohara[3], Kengo Hashimoto[3] (1. Faculty of Science and Engineering, Kindai University, 2. Interdisciplinary Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 3. Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

4:30 PM - 4:45 PM

[2F18] Measurement of Stroke Curve of Control Rod Worth in UTR-KINKI

*Taiga Inoka[1], Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[2], Atsushi Sakon[3], Sin-ya Hohara[3], Kengo Hashimoto[3] (1. Faculty of Science and Engineering, Kindai University, 2. Interdisciplinary Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 3. Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

4:45 PM - 5:00 PM

[1F05] Estimation of Subcriticality in Dollar Units using Integral Method for Subcritical System

*Asahi Nonaka[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

5:00 PM - 5:15 PM

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

[2F19-21] Intrinsic Safe Fast Reactor

Chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)
5:15 PM - 6:00 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F19] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

*Naoyuki Takaki[1], Wakabayashi Toshio[2], Takahashi Makoto[2], Tachi Yoshiaki[3] (1. Tokyo City University, 2. Tohoku University, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:15 PM - 5:30 PM

[2F20] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], Naoyuki Tkaki[2], Yoshiaki Tachi[3] (1. Tohoku University, 2. Tokyo City University, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:30 PM - 5:45 PM

[2F21] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

*Yoshiaki TACHI[1], Naoyuki TAKAKI[2], Toshio WAKABAYASHI[3], Makoto TAKAHASHI[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo City University, 3. Tohoku Univertsity)

5:45 PM - 6:00 PM

Room G

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

[2G01-07] Medical Data, Neutron Capture Reaction, Resonance Scattering, Measurement Technique

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)
10:10 AM - 12:00 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[2G01] Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

*Masayuki Hagiwara[1], Hiroshi Yashima[2], Toshiya Sanami[1], Shunsuke Yonai[3] (1. High Energy Accelerator Research Organization, 2. Kyoto University, 3. National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:10 AM - 10:25 AM

[2G02] Excitation function measurement to produce ^{99}Mo by alpha-induced reactions on natural zirconium

TOMOHIRO MURATA[1], *MASAYUKI AIKAWA[1], MOEMI SAITO[1], NAOYUKI UKON[2], YUKIKO KOMORI[3], HIROMITSU HABA[3], SANDOR TAKACS[4] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN, 4. ATOMKI)

10:25 AM - 10:40 AM

[2G03] Production cross sections of ^{177}Lu from 50 MeV alpha-induced reaction on ^{nat}Yb

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[1], Tomohiro Murata[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3], Sán dor Takács[4] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN, 4. ATOMKI)

10:40 AM - 10:55 AM

[2G04] Activation experiment for In-nat(g,xn) reactions using bremsstrahlung at Pohang Accelerator Laboratory

*Ayano Makinaga[2,1], Zaman Muhammad[3], Shahid Muhammad[3], Naik Haradhara[4], Manwoo Lee[5], Guinyun Kim[3], Mooh-Hyun Cho[6] (1. JEin Institute for Fundamental Science, 2. Hokkaido University, 3. Kyungpook National University, 4. Bhabha Atomic Research Centre, 5. Dongnam Institute of Radiological and Medical Science, 6. Pohang University of Science and Technology)

©Atomic Energy Society of Japan

10:55 AM - 11:10 AM

[2G05] Measurement of the Neutron Capture Cross Section of ^{237}Np using ANNRI at MLF/J-PARC

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

11:10 AM - 11:25 AM

[2G06] Measurements of magneteic dipole strength in Pu-239 using nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[2,1], Chiristopher Angell[1], Ryoichi Hajima[2,1], Bernhard Ludewigt[3], Brian J Quiter[3], Mitsuo Koizumi[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. LBL)

11:25 AM - 11:40 AM

[2G07] A new kind of radiation-detector dead-time

Brian Hales[1], *Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Osamu Iwamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2G08-13] Fission Reaction

Chair: Osamu Iwamoto (JAEA)

2:45 PM - 4:20 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[2G08] Calculation of independent fission product yield and fission spectrum with the statistical decay theory

*Shin Okumura[1], Toshihiko Kawano[2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Los Alamos National Laboratory)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G09] Calculation of independent fission product yield and fission spectrum with the statistical decay theory

*Toshihiko Kawano[1], Shin Okumura[2], Satoshi Chiba[2] (1. LANL, 2. Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G10] Systematics of 4-D Langevin Calculations.

*MARK DENNIS USANG[2,1], FEDIR IVANYUK[3,1], CHIKAKO ISHIZUKA[1], SATOSHI CHIBA[4,1] (1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY, TOKYO, JAPAN, 2. MALAYSIA NUCLEAR AGENCY, BANGI, MALAYSIA, 3. INSTITUTE FOR NUCLEAR RESEARCH, KIEV, UKRAINE, 4. NATIONAL ASTRONOMICAL OBSERVATORY OF JAPAN, TOKYO, JAPAN)

3:15 PM - 3:30 PM

[2G11] The study of nuclear fission and nuclear collision by Antisymmetrized Molecular Dynamics(3)

Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2], Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], *Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku Univ., 3. Hokkaido Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2G12] Friction coefficient derived from time dependent density functional theory

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2,1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo institute of technology, 2. Shibaura Institute of Technology)

3:45 PM - 4:00 PM

[2G13] Estimation of Multi-chance fission using Dynamical model

*Shoya Tanaka[1], Kentaro Hirose[2], Katsuhisa Nishio[2], Yoshihiro Aritomo[1], Masahisa Ohta[3] (1. Kindai University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Konan University)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2G14-19] LLFP, DPA Cross Section

Chair: Toshiya Sanami (KEK)

4:20 PM - 5:55 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[2G14] Transmutation cross sections meausred by slow-down LLFP beams

*Shin'ichiro Michimasa[1], Nobuaki Imai[1], Susumu Shimoura[1], Shinsuke Ota[1], Masanori Dozono[1], Toshiyuki Sumikama[2], Hideaki Otsu[2], Shoichiro Kawase[3], Satoshi Takeuchi[4], ImPACT-RIBF collaboration (1. Center for Nuclear Study, the Univ. of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu Univ., 4. Tokyo Institute of Technology)

4:20 PM - 4:35 PM

[2G15] Proton and deuteron-induced reaction measurements for ^{107}Pd, ^{93}Zr with slow-down LLFP beams

*Masanori Dozono[1], Nobuaki Imai[1], Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Shinsuke Ota[1], Toshiyuki Sumikama[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Kotaro Iribe[3], ImPACT-RIBF collaboration (1. Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Department of Physics, Kyushu University)

©Atomic Energy Society of Japan

4:35 PM - 4:50 PM

[2G16] Analysis of Coulomb breakup cross sections for ^{79,80}Se and ^{93,94}Zr by statistical decay model

*Satoshi Takeuchi[1], Takashi Nakamura[1], Akihiro Hirayama[1], Hideaki Otsu[2], Yukinobu Watanabe[3], Shoichiro Kawase[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu University)

4:50 PM - 5:05 PM

[2G17] Measurement of isotopic production cross sections for proton- and deuteron-induced reactions on Y, Zr, and Nb isotopes at 100 MeV/u

Junki Suwa[1], *Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Yasuhiro Togano[4,3], Satoshi Takeuchi[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. Titech, 4. Rikkyo Univ.)

5:05 PM - 5:20 PM

[2G18] Development of cryogenic proton irradiation device and measurement of displacement cross sections with 200 MeV protons

*Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Toshimasa Yoshiie[3], Daiki Satoh[1], Hiroshi Yashima[3], Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Tatsushi Shima[4] (1. JAEA, 2. KEK, 3. KURRI, 4. RCNP, Osaka Univ.)

5:20 PM - 5:35 PM

[2G19] Measurement of DPA with 0.4-3 GeV proton beam at J-PARC

*Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Fujio Maekawa[1], Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Shoichi Hasegawa[1], Shunsuke Makimura[2], Tatsushi Nakamoto[2], Taku Ishida[2] (1. J-PARC/JAEA, 2. KEK)

5:35 PM - 5:50 PM

Room H

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

[2H01-04] Radiation Physics

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)
9:30 AM - 10:35 AM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H01] Development of technology for collecting iodine and cesium using argon plasma

*Hirotaka Ino[1], Glenn Harvel[2], Pinyapach Tiamduangtawan[3], Takeyoshi Sunagawa[1], Yutaro Aoki[1], Masayuki Umeda[1] (1. Fukui Univ. of Tech., 2. Univ. of Ontario Insititude of Tech., 3. Kasetsart Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2H02] Change of β-decay Intensity of La-138 by Gamma-ray Irradiation

*Ryoichi Taniguchi[1], Motoki Shirai[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1], Tadashi Tsujimoto[2] (1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance Science Academy)

9:45 AM - 10:00 AM

[2H03] Development of measurement and the evaluation technique for low energy X-rays from a Crookes tube

*Masafumi Akiyoshi[1], Tomohisa Kakefu[2], Kazufumi Taniguchi[3] (1. OPU Rad.Res.Center, 2. JSF, 3. Chiyoda Technol)

10:00 AM - 10:15 AM

[2H04] Absolute neutron intensity measurement of AmBe with a graphite column

*Kazuaki Omura[1], Isao Murata[2], Fuminobu Sato[2], Singo Tamaki[2] (1. Department of Sustainable Energy and Environmental Engineering, School of Engineering, Osaka University, 2. Osaka University)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[2H05-09] Radiation Detector

Chair: Ryoichi Taniguchi (OPU)
10:35 AM - 11:55 AM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H05] Evaluation of DOI performance of the sub-mm 8 × 8 SiPM

*Laiwen Zheng[1], Yuri Yoshihara[1], Kenji Shimazoe[1], Akihiro Koyama[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. the University of Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM

[2H06] Performance evaluation of one-dimensional position-sensitive neutron detector using TRUST Eu:LiCAF

*Hiroaki Shimizu[1], Koichi Kino[2], Setsuo Sato[3], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1] (1. Nagoya Univ., 2. AIST, 3. KEK)

10:50 AM - 11:05 AM

[2H07] Electrical resistance change of carbon nanotube materials irradiated with quantum beam.

*Yusuke Aoki[1], Tomohiro Kobayashi[2], Yoshié Otake[2], Takayuki Terai[1] (1. The University of Tokyo, 2. RIKEN)

©Atomic Energy Society of Japan

11:05 AM - 11:20 AM

[2H08] Development of ultimate thin TlBr nuclear radiation detectors for high-dose fields

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Keizo Ishii[1] (1. Tohoku University)

11:20 AM - 11:35 AM

[2H09] Study on the neutron detector using LiF-Eu:CaF_2mixed powder scintillator

*Natsumi Mitsuboshi[1], Kenich Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1], Takayuki Yanagida[2], Noriaki Kawaguchi[2] (1. Nagoya University, 2. Nara Institute of Science and Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2H10-15] Measurement Technique

Chair: Hideki Tomita (Nagoya Univ.)
2:45 PM - 4:20 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H10] Effective atomic number estimation by energy-resolved CT with using transXend detector

Takumi Hamaguchi[1], *Ikuo Kanno[1] (1. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H11] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant Unit2 by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 6)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Masataka Ohyama[2], Yuta Manabe[1], Mitsuaki Kuno[1], Akira Nishio[1], Nobuko Kitagawa[1] (1. Nagoya University, 2. Chubu Electric Power Co.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2H12] A study of measurement technique of high energy gamma-ray for deuterium plasma diagnosis.

*Ryoken Yoshioka[1], Nishimura Hiroaki[1], Akira Taniike[1], Huruyama Yuiti[1], Masashi Kisaki[2], Masaki Nishiura[3] (1. Faculty and Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. NIFS, 3. University of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H13] Deep Learning for Estimation of Radioactivity Distribution

*Ryota Yamauchi[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2H14] Underwater dose monitoring for position measurement of intense gamma-ray source

*Hiroyuki Miyamaru[1], Kiwamu Omura[1], Takao Kojima[1], Ryoichi Taniguchi[1] (1. Osaka Pref. Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2H15] Development of PALS evaluation technique using a miniature specimen

*hirokazu ando[1], Masato Yamawaki[2], Tetsuya Hirade[3], Masahumi Akiyoshi[1] (1. Osaka Prefecture Univercity, 2. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2H16-21] Neutron Measurement and BNCT

Chair: Katsunori Ueno (Hitachi)
4:20 PM - 5:55 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H16] Investigation of a low cost neutron detector for an active neutron system

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

4:20 PM - 4:35 PM

[2H17] Improvement study on a liquid-moderator-based neutron spectrometer

*Shingo Tamaki[2,1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. Graduate School of Engineering, Osaka University, 2. Research Fellow of Japan Society for the Promotion of Science (DC))

4:35 PM - 4:50 PM

[2H18] Real-Time Neutron Measurement at Boron Neutron Capture Therapy Field using Thin Silicon Sensor

*Masashi Takada[1], Tetsurou Ueda[1], Satoru Endo[2], Hiroki Tanaka[5], Horiguchi Tetsuo[6], Tetsurou Matsumoto[3], Akihiko Masuda[3], Tomoya Nunomiya[4], Fumihiro Kimura[1], Tsuyoshi Kajimoto[2] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Hiroshima University, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 4. Fuji Electric Co. Ltd, 5. Kyoto University Research Reactor Institute , 6. Kindai University Atomic Energy Research Institute)

4:50 PM - 5:05 PM

[2H19] Development of a prompt gamma ray imaging detector using $LaBr_3$(Ce)scintillator for BNCT

*Keita Okazaki[1], Kiyotaka Akabori[2], Takushi Takata[3], Yoshinori Sakurai[3], Hiroki Tanaka[3] (1. Kyoto University, 2. Sumitomo Heavy Industries,Ltd, 3.

©Atomic Energy Society of Japan

Kyoto University Research Reactor Institute)
5:05 PM - 5:20 PM

[2H20] The biological evaluation of the neutron field generated by an accelerator in a microscopic matter with PHITS code (2)
*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Nobuhiro Shigyo[1], Naoko Iyomoto[1], Hiroki Tanaka[2] (1. Gradschool of Kyushu Univ., 2. KUR)
5:20 PM - 5:35 PM

[2H21] Design of collimator for T/N-SPECT for BNCT
*Saki Shibata[1], Ryosuke Ohya[1], Kentaro Minami[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. Osaka Univ.)
5:35 PM - 5:50 PM

Room I

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

[2I01-04] Pulse Radiolysis and Spectroscopy

Chair: Heishun Zen (Kyoto Univ.)
9:30 AM - 10:35 AM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I01] Study of the electron beam induced phenomena using a femtosecond pulse radiolysis
*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Seiichi Tagawa[1], Yoichi Yoshida[1] (1. The Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University)
9:30 AM - 9:45 AM

[2I02] Study of early stage transients in dichloromethane radiolysis for chemical reaction in in dichloromethane
*Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR Osaka Univ.)
9:45 AM - 10:00 AM

[2I03] Radiation chemistry of phenylsulfones using pulse radiolysis
*Kazumasa Okamoto[2,1], Shunpei Kawai[3], Hiroki Yamamoto[2], Takahiro Kozawa[2] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido Univ., 2. ISIR, Osaka Univ., 3. Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM

[2I04] Prototype fabrication of a variable-bandwidth monochromator for next-generation gamma sources
*Ryoichi Hajima[1], Takehito Hayakawa[1], Toshiyuki Shizuma[1], Masaru Sawamura[1], Ryoji Nagai[1], Shuji Miyamoto[2], Shunya Matsuba[3] (1. QST, 2. U. Hyogo, 3. Horoshima U.)
10:15 AM - 10:30 AM

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

[2I05-10] Applications of Ion Beam

Chair: Masao Gohdo (Osaka Univ.)
10:35 AM - 12:10 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I05] Improvement of monomer introduction amount to base polymer material in in situ ion beam graft polymerization method
*Naoki Fujita[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. KOBE Univ.)
10:35 AM - 10:50 AM

[2I06] Dissociation of biomolecules in liquid environments by fast heavy-ion irradiation
*Hidetsugu Tsuchida[1], Shinji Nomura[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto Univ.)
10:50 AM - 11:05 AM

[2I07] Characterization of transport properties of cation and anion exchange membranes prepared by heavy-ion-track grafting and their application to seawater electrodialysis
*Shin-ichi Sawada[1], Mitsuaki Goto[2], Hiroshi Koshikawa[1], Akane Kitamura[3], Mitsuru Higa[2], Tetsuya Yamaki[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Yamaguchi University, 3. Japan Atomic Energy Agency)
11:05 AM - 11:20 AM

[2I08] High Resolution Li Deth Profiling of Thin Films Stacked Li Ion Battery by Means of TERD Technique with High Energy Light Ion Beams
*Kenji Morita[1], Bun Tsuchiya[2], Junji Oonishi[3], Takayuki Yamamoto[3], Ysutoshi Iriyama[3], Takuya Majima[4], Hidetsugu Tsuchida[4], Koutaku Suzuki[5], Nohiro Mitsukuchi[3] (1. Nagoya Industrial Science Research Institute, 2. Meijo University, 3. Nagoya University, 4. Kyoto Univeristy, 5. The Wakasa-wan Energy Research Center)
11:20 AM - 11:35 AM

[2I09] Platinum nanoparticles on an ion-beam-irradiated carbon support
*Tetsuya Yamaki[1], Kenta Kakitani[2,1], Tetsuya Kimata[3], Shunya Yamamoto[1], Tomohiro Kobayashi[4], Takayuki Terai[2], Akihiro Iwase[5] (1. QST, 2. Tokyo Univ., 3. Tokyo Inst. Tech., 4. RIKEN, 5. Osaka Pref. Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

11:35 AM - 11:50 AM

[2I10] Platinum nanoparticles on an ion-beam-irradiated carbon support

*Kenta Kakitani[2,1], Tetsuya Yamaki[2], Tetsuya Kimata[3], Shunya Yamamoto[2], Daiju Matsumura[4], Iwao Shimoyama[4], Tomitsugu Taguchi[2], Takayuki Terai[1] (1. U Tokyo, 2. QST, 3. Tokyo Tech, 4. JAEA)

11:50 AM - 12:05 PM

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

[2I11-16] Applications of X-ray and Neutron

Chair: Ryoichi Hajima (QST)

2:45 PM - 4:25 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I11] Study for High-accurate Inspection for Concrete Bridges with Portable 950 keV/3.95 MeV X-ray Sources

*Issei Ozawa[1], Yoko Iwase[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Joichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3], Masahiro Ishida[3] (1. Uesaka Lab., School of nuclear engineering, The University of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

[2I12] On-site moisture measurement of PC bridges using a mobile 3.95 MeV electron linac-driven neutron source

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Yuya Takahashi[3], Katsuhiro Dobashi[1], Joichi Kusano[5], Yasushi Tanaka[2], Yoshinobu Oshima[4], Masahiro Ishida[4], Mitsuru Uesaka[1] (1. UT NEM, 2. UT IIS, 3. UT CE, 4. PWRI, 5. Accuthera Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2I13] Simulations of a pulsed-neutron beam provided by a compact electron accelerator-based neutron source

*Koichi Kino[2,1], Nagayasu Oshima[2,1], Hiroshi Ogawa[2,1], Brian O'Rourke[2,1], Ryunosuke Kuroda[2,1], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[2,1], Norihiro Sei[2,1], Masahito Tanaka[2,1], Hiroyuki Toyokawa[2,1] (1. AIST, 2. ISMA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2I14] Development of neutron and X-ray imaging methods using a composite source system of Hokkaido University

*Kaoru Hara[1], Minoru Asako[1], Yu Uehara[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1], Takenao Shinohara[2] (1. Hokkaido University, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2I15] Measurement of water penetration in concrete by neutron imaging with compact accelerator driven neutron source

*Yuichi Yoshimura[3,2,1], Maki Mizuta[2], Hideyuki Sunaga[2], Yoshie Otake[2], Noriyosu Hayashizaki[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. RIKEN, 3. Topcon corporation)

3:45 PM - 4:00 PM

[2I16] Data analysis method for MIEZE-type spin echo spectroscopy with pulsed neutron beams

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Yuji Kawabata[1], Hitoshi Endo[2], Hidetoshi Ohsita[2], Tomohiro Seya[2] (1. Kyoto Univ., 2. KEK IMSS)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2I17-22] Development of Nondestructive Assay Technology of Nuclear Fuel

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)

4:25 PM - 6:00 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I17] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Ken Nakajima[1], Takashi Kamiyama[2], Ko-ichi Mochiki[3], Kou Koike[4], Yoshiaki Kiyanagi[5], Setsuo Satoh[6] (1. KURRI, 2. Hokkaido Univ., 3. TCU, 4. R-TEC, 5. Nagoya Univ., 6. KEK)

4:25 PM - 4:40 PM

[2I18] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Yoshiyuki Takahashi[1], Yoshiaki Kiyanagi[2], Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Naoya Abe[1], Jaehong Lee[3], Ken Nakajima[1], Hironobu Unesaki[1], Akira Uritani[2] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Nagoya University, 3. Graduate School of Engineering, Kyoto University)

4:40 PM - 4:55 PM

[2I19] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Daisuke Ito[1], Jaehong Lee[2], Naoya Abe[1], Hironobu Unesaki[1], Ken Nakajima[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Kyoto University)

©Atomic Energy Society of Japan

4:55 PM - 5:10 PM

[2I20] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Takashi Kamiyama[1], Hiroyuki Hasemi[1], Hirotaka Sato[1], Ken Nakajima[2] (1. Hokkaido Univ., 2. Kyoto Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2I21] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Koh-ichi Mochiki[1], Junpei Koide[1], Toshiyuki Uragaki[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayasi[1] (1. Tokyo City University)

5:25 PM - 5:40 PM

[2I22] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*TADAFUMI SANO[1], Naoya Abe[1], Daisuke Ito[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-ichi Hori[1], Jaehong Lee[2], Ken Nakajima[1], Takashi Kamiyama[3], Koh-ichi Mochiki[4], Kou Koike[5] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Kyoto University, 3. Hokkaido University, 4. Tokyo City University, 5. R-TEC CORPORATION)

5:40 PM - 5:55 PM

Room K

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

[2K01-05] Fuel Reprocessing Plants

Chair: Hidetoshi Karasawa (IAE)

9:30 AM - 10:50 AM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K01] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Wenbin Dai[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kohei Otake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

9:30 AM - 9:45 AM

[2K02] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Yoshitaka Saito[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Tatsuya Kudo[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kohei Otake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM

[2K03] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Yoshikazu Tamauchi[1], Tatsuya Kudo[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kohei Otake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[2K04] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

*Takashi Kobayashi[1], Takahiro Chikazawa[1], Takahiro Ishio[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Hiroshi Kinuhata[2], Takashi Kodama[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

10:15 AM - 10:30 AM

[2K05] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

*Takashi Kodama[1], Takahiro Ishio[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kobayashi[2], Takahiro Chikazawa[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2K06-09] PRA 2

Chair: Koichi Nakamura (CRIEPI)

10:50 AM - 11:55 AM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K06] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Hiroyuki Sato[1], Akemi Nishida[1], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[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)

10:50 AM - 11:05 AM

[2K07] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Kosuke Matsuda[1], Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Yasuki Ohtori[1], Hiroyuki Sato[2] (1. TCU Univ., 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2K08] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Tatsuya Itoi[1], Akemi Nishida[2], Tsuyoshi Takada[1], Takenori Hida[1], Hiroyuki Sato[2] (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[2K09] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*YUKI HONDA[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2K10-13] Source Term

Chair: Akihide Hidaka (JAEA)

2:45 PM - 3:50 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K10] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2], Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. AdvanceSoft Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K11] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Taizo Kanai[2], Keigo Murata[1], Hiroshi Endo[2] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:00 PM - 3:15 PM

[2K12] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1], Taizo Kanai[2], Hiroshi Endo[2] (1. AdVanceSoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K13] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Taizo Kanai[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1], Satoshi Nishimura[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2K14-16] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)

3:50 PM - 4:40 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K14] ATWS analyses with reactor simulator based on RELAP/SCDAPSIM code.

*Ryo kikuchi[1], Masahiro Sakamoto[1], Takanori Kameyama[1] (1. TOKAI University)

3:50 PM - 4:05 PM

[2K15] Analysis on the ex-vessel core debris cooling and containment pressurization in 1000MWe PWR plant

*Kiyofumi Moriyama[1], Hyun Sun Park[1], Mooneon Lee[1], Jin Ho Park[1] (1. Pohang University of Science and Technology (POSTECH))

4:05 PM - 4:20 PM

[2K16] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON

*Masashi Himi[1], Hidetoshi Morita[1], Koetsu Ito[1], Yoshihiro Ide[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

4:20 PM - 4:35 PM

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

[2K17-21] Severe Accident Management

Chair: Kiyofumi Moriyama (Pohang Univ. of Sci. &Tech.)

4:40 PM - 6:00 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K17] On the consideration of the explosion of the reactor building of the Fukushima Daiichi Power Plant accident and its countermeasures

*Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

4:40 PM - 4:55 PM

[2K18] A study of Emergency Radioactive Nuclides Release Estimation Method Based on Measured Parameters

*Hidetaka Imai[1], Satoshi Kawaguchi[1], Daisuke Fujiwara[2] (1. TEPCO Holdings, Inc., 2. TEPSYS)

4:55 PM - 5:10 PM

[2K19] Development of a Gamma Camera

*Takashi Takeuchi[1], Hidetaka Imai[1], Hideaki Tezuka[1] (1. TEPCO)

©Atomic Energy Society of Japan

5:10 PM - 5:25 PM

[2K20] Development of a Gamma Camera

*Hideaki Tezuka[1], Takashi Takeuchi[1], Hidetaka Imai[1] (1. TEPCO)

5:25 PM - 5:40 PM

[2K21] Physicochemical stability and long-term storability of silver zeolite (AgX / AgR)

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] (1. Rasa Industries, Ltd)

5:40 PM - 5:55 PM

Room L

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

[2L01-05] Safety Case

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)
9:30 AM - 10:50 AM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L01] Building confidence in the NUMO Safety Case

*Tetsuo Fujiyama[1], Satoru Suzuki[1], Hiroyuki Umeki[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan)

9:30 AM - 9:45 AM

[2L02] Building confidence in the NUMO Safety Case

*Kunio Ota[1], Takanori Kunimaru[1], Takafumi Hamamoto[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO))

9:45 AM - 10:00 AM

[2L03] Building confidence in the NUMO Safety Case

*Keisuke Ishida[1], Takafumi Hamamoto[1], Sanae Shibutani[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan)

10:00 AM - 10:15 AM

[2L04] Building confidence in the NUMO Safety Case

*Kiyoshi Fujisaki[1], Tetsuo Fujiyama[1], Satoru Suzuki[1], Hiroyuki Umeki[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan)

10:15 AM - 10:30 AM

[2L05] Development of Quality Management System for geological investigation (2)

*Saori Yamada[1], Kunio Ota[1], Takanori Kunimaru[1], Stratis Vomvoris[2], Niels Giroud[2] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan, 2. Nagra)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2L06-09] Bentonite

Chair: Daisuke Hayashi (RWMC)
10:50 AM - 11:55 AM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L06] Filling density of backfill material composed of crushed rock and bentonite pellet

*hitoshi nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1], Okihara Mitsunobu[1], Satohito Toguri[1] (1. Shimizu Corporation)

10:50 AM - 11:05 AM

[2L07] Mesoscopic structures of compacted bentonite studied by small-angle X-ray scattering

*Takumi Saito[1], Natsuki Nagai[2], Ryuhei Motokawa[3], Hitoshi Endo[4] (1. Nuclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Department of Systems Innovation, Faculty of Engineering, The University of Tokyo, 3. Material Science Research Center, Japan Atomic Energy Agency, 4. Neutron Science Division, Institute of Material Structure Science, High Energy Accelerator Research Organization)

11:05 AM - 11:20 AM

[2L08] A study on ultrasonic measurement for water distribution investigation in compacted bentonite

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Kazushi Kimoto[2], Hideharu Takahashi[1], Katsuyuki Kawamura[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech., 2. Okayama Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2L09] Calcium sulfate precipitation enhanced by electric field and consideration of porewater chemistry in compacted bentonite

*Shingo Tanaka[1] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2L10-15] Analysis, Scinario Evaluation and System Development

Chair: Nobutake Horiuchi (MMC)
2:45 PM - 4:20 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L10] Calculation of radioactivity evaluation in the Musashi reactor using PHITS・DCHAIN

*Koichi Kashimata[1], Naoto Hagura[1], Keita Funyuu[1] (1. Tokyo City University)

2:45 PM - 3:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[2L11] Radioactive Inventory Calculation of KARTINI TRIGA Reactor for Decommissioning Scenario Development

*Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L12] A study on concrete penetration calculation for decommissioning (3)

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Satoshi Chiba[1], Naoki Yamano[1] (1. Tokyo Tech, 2. IAE)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L13] Evaluation and optimization of decommissioning Scenarios considering waste management

*Ryohei Miyoshi[1], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Shingo Tanaka[2], Satoshi Yanagihara[3] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering)

3:30 PM - 3:45 PM

[2L14] Classification methodology of recorded activity data for manpower estimation in nuclear decommissioning.

*Ryota Sugimoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. FUKUI Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2L15] State analysis for Fugen decommissioning progression

*Yasuyoshi Taruta[2,1], Satoshi Yanagihara[2], Yukihiro Iguchi[2,1], Koichi Kitamura[1], Masashi Tezuka[1], Yuya Kouda[1] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2L16-19] Dismantling and Decontamination Technology

Chair: Ken-Ichi Tanaka (IAE)
4:20 PM - 5:25 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L16] Application of laser peeling and cutting technology to nuclear power plants and general industries

*Eisuke John Minehara[1], Atuso Yamada[2], Hisashi Imai[2] (1. LDD Corporation, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)

4:20 PM - 4:35 PM

[2L17] Study on Applicability of Laser Coating Removal Technique to Nuclear Power Plant

*Hiromitsu Inagaki[1], Takayuki Utsushikawa[2], Kazuaki Toyosawa[3], Kazuhisa Fujita[4] (1. Chubu Electric Power Co., Inc., 2. Japan Environment Research Co., Ltd., 3. Toyokoh Co., Ltd., 4. The Graduate school for the Creation of New Photonics Industries)

4:35 PM - 4:50 PM

[2L18] The dismantling and recycle of electric equipments and materials in the decommissioning of nuclear power plants

*Takayuki Ikeda[2,1], Yasunori Roji[1], Yuji Yamamoto[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Genichiro Wakabayashi[2], Hirokuni Yamanishi[2], Takahiro Yamada[2], Tetsuo Itoh[2] (1. Mitsubishi Electric Corp., 2. AERI, Kindai Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

[2L19] The dismantling and recycle of electric equipments and materials in the decommissioning of nuclear power plants

*Genichiro Wakabayashi[1], Hirokuni Yamanishi[1], Takahiro Yamada[1], Tetsuo Itoh[1], Takayuki Ikeda[2], Yasunori Roji[2], Yuji Yamamoto[2], Masateru Hayashi[2], Tetsushi Azuma[2] (1. AERI, Kindai Univ., 2. Mitsubishi Electric Corp.)

5:05 PM - 5:20 PM

Room M

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M01-05] Radiation Chemistry

Chair: Hideyuki Hosokawa (Hitachi)
9:30 AM - 10:50 AM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M01] Radiolysis of Water in the Presence of Metal Oxide Particles

*John McGrady[1], Shinichi Yamashita[1], Zishou Zhao[1], Zhengang Duan[2], Jingjie Shen[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. Nuclear Professional School, University of Tokyo, 2. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

9:30 AM - 9:45 AM

[2M02] Estimation of Thermal Decomposition Rates of Hydrogen Peroxide in Aqueous Solution Systems of Coexisting Solid Materials

*Ryuji Nagaishi[1], Ryo Kuwano[1], Masao Inoue[1], Matsumura Taichi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

9:45 AM - 10:00 AM

[2M03] Evaluation of Energy Spectra around Structural Materials in Radiation Environments

*Taichi Matsumura[2,1], Ryuji Nagaishi[1], Jun-ichi Katakura[2], Masahide Suzuki[2] (1. JAEA, 2. NUT)

10:00 AM - 10:15 AM

[2M04] Pulse radiolysis study on reaction of hydrogen atom with water molecule ($H + H_2O \rightarrow H_2 + OH$) at high temperature

*Yusa Muroya[1], Wataru Kanamori[1], Shinichi Yamashita[2], Lertnaisat Phantira[3], Sunuchakan Sanguanmith[3], Jintana Meesungnoen[3], Jean-Paul Jay-Gerin[3], Yosuke Katsumura[2,4] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. School of Eng., Univ. Tokyo, 3. Univ. Sherbrooke, 4. Japan Radioisotope Association)

10:15 AM - 10:30 AM

[2M05] Pulse radiolysis study on formation process of nanoparticles in organics-free platinum aqueous solution

*Miou Kariya[1], Yusa Muroya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Tsuyoshi Ito[2], Nobuyuki Ota[3], Shinichi Yamashita[4], Takahiro Kozawa[1] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Hitachi, Ltd., Research and Development Group, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. School of Eng., Univ. Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M06-09] Corrosion Chemistry

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)

10:50 AM - 12:00 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M06] Formation of oxide deposition on solid surface in metallic aqueous solutions

*Masaya Kimoto[1], Hiroaki Abe[1], Sho Kano[1] (1. The University of Tokyo)

10:50 AM - 11:05 AM

[2M07] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

*Hideyuki Hosokawa[1], Tsuyoshi Ito[1], Makoto Nagase[2], Mayu Sasaki[2] (1. Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2M08] Potential Dependency on Corrosion Characteristics of Stellite No.6

*Masahiko Tachibana[1], Hideyuki Hosokawa[1], Mayu Sasaki[2], Ryosuke Shimizu[2], Nobuyuki Ota[2] (1. Research &Development Group, Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear energy, Ltd.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2M09] Anodic polarization simulation of structural materials of recirculation piping

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Tsuyoshi Ito[2], Hideyuki Hosokawa[2], Mayu Sasaki[3] (1. Tohoku University, 2. Hitachi, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M10-13] Accident Chemistry 1

Chair: Fumihiro Nakamori (Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:50 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M10] barrier performance of oxide layer for metallic fuel FCCI

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Takeshi Doi[1], Koei Sasaki[2], Takashi Onitsuka[1], Ken-ichi Fukumoto[1] (1. University of fukui, Reserarch Institute of Nuclear Engineering, 2. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[2M11] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Shinya Mizokami[4,2,1], Masahiko Ohsaka[4,2], Kenichi Ito[1], Hidetoshi Karasawa[3], Takeshi Honda[1] (1. TEPCO HD, 2. IRID, 3. IAE, 4. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2M12] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Kunihisa Nakajima[2,1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[2,1], Masahiko Osaka[2,1] (1. JAEA, 2. IRID)

3:15 PM - 3:30 PM

[2M13] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Shunichiro Nishioka[2,1], Kunihisa Nakajima[2,1], Faoulat Miradji[2,1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[2,1] (1. JAEA, 2. IRID)

©Atomic Energy Society of Japan

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M14-17] Accident Chemitry 2

Chair: Shinya Mizokami (TEPCO HD)
3:50 PM - 4:55 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M14] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Faoulat Miradji[2,1], Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[2,1], Masahiko Osaka[2,1] (1. JAEA, 2. IRID)

3:50 PM - 4:05 PM

[2M15] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Akihiro Suzuki[1], Kenichi Ito[2], Shunichiro Nishioka[4,3], Masahiko Osaka[4,3] (1. NFD, 2. TEPCO, 3. JAEA, 4. IRID)

4:05 PM - 4:20 PM

[2M16] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Takao Sakata[1], Kazuhisa Sato[1], Hidehiro Yasuda[1], Osaka Masahiko[3,2] (1. Osaka Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

4:20 PM - 4:35 PM

[2M17] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Fumihiro Nakamori[1], Yuji Ohishi[1], Muta Hiroaki[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Masahiko Osaka[3,2] (1. Osaka University, 2. JAEA, 3. IRID)

4:35 PM - 4:50 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M18-21] Accident Chemistry 3

Chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)
4:55 PM - 6:00 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M18] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

Lichun Zheng[1], Kazuya Hosoi[1], *Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Shin-ya Kitamura[1], Yoshinao Kobayashi[2], Masahiko Ohsaka[3] (1. IMRAM Tohoku University, 2. LANE Tokyo Institute of Technology, 3. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2M19] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Yoshinao Kobayashi[1], Rizky Dwi Septian[1], Shigeru Ueda[2], Isamu Sato[3], Masahiko Ohsaka[4] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. Tokyo City University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

[2M20] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Kenichi Ito[1], Akihiro Suzuki[2], Yuji Ohishi[3], Fumihiro Nakamori[3], Shiro Hikida[1], Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Shinya Mizokami[5,4,1] (1. TEPCO, 2. NFD, 3. Osaka Univ., 4. JAEA, 5. IRID)

5:25 PM - 5:40 PM

[2M21] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Masato Mizokami[1], Akihiro Suzuki[2], Koji Maeda[3], Kenichi Ito[1], Ikken Sato[4,3], Shinya Mizokami[4,3,1] (1. TEPCO HD, 2. NFD, 3. JAEA, 4. IRID)

5:40 PM - 5:55 PM

Room N

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

[2N01-03] Isotopic Fractionation and Separation

Chair: Takehiko Tsukahara (Tokyo Tech)
9:30 AM - 10:25 AM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N01] Theoretical calculation of the isotopic fractionation between gallium hydrates

*Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1], Frédéric Moynier[2], Kurumi Asai[3], Minori Abe[3] (1. Osaka University, 2. Institut de Physique du Globe de Paris, 3. Tokyo Metropolitan University)

9:30 AM - 9:45 AM

[2N02] Isotope separation of molybdenum by chemical

©Atomic Energy Society of Japan

exchange method using crown ehters

*Kazuki Tanoshiro[1], Chizu Kato[1], Takeshi Ohno[3], Shuhei Sakata[3], Akihiro Uehara[2], Satoshi Fukutani[2], Shun Sekimoto[2], Tsutomu Otsuki[2], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto University Research Reactor Institute , 3. Gakushuin Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[2N03] Preparation of mixed spike with ^{239}Pu and ^{235}U for MOX analysis by isotope dilution mass spectrometry and application to actual sample.

*kazushi horigome[1], shigeo taguchi[1], masahiko yamamoto[1], satoshi inada[1], takehiko kuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

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

[2N04-09] Separation Analysis

Chair: Masayuki Watanabe (JAEA)

10:25 AM - 12:00 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N04] Development of in-situ analytical method of ^{90}Sr in contaminated water using Sr adsorptive fiber

*Miki KONDA[1], Takuma HORITA[1], Shiho ASAI[1], Makoto MATSUEDA[1], Yukiko HANZAWA[1], Kyoichi SAITO[2], Kunio FUJIWARA[3], Takanobu SUGO[3], Yutaka KAMEO[1] (1. JAEA, 2. Chiba Univ. Faculty of Engineering, 3. KJK)

10:25 AM - 10:40 AM

[2N05] Removal of alpha-ray emission nuclide from plutonium solution in reprocessing plant by solid phase extraction method for the analysis of metal impurities.

*Shigeo Taguchi[1], Takahiro Furuse[2,1], Yuji Masaki[2,1], Masahiko Yamamoto[1], Satoshi Inada[1], Takehiko Kuno[1] (1. JAEA, 2. current JNFL)

10:40 AM - 10:55 AM

[2N06] Advanced microchip-based separation analysis system of radionuclides

*Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy,Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

10:55 AM - 11:10 AM

[2N07] Development of novel analytical device of radionuclides using photonic crystal polymer

*Chen Shen[1], Kaname SAGA[1], Takehiko TSUKAHARA[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM

[2N08] Development of novel analytical device of radionuclides using photonic crystal polymer

*Kaname SAGA[1], Frederik H. Kriel[2], Craig Priest[2], Takehiko TSUKAHARA[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Future Industries Institute, University of South Australia)

11:25 AM - 11:40 AM

[2N09] Synthesis and Performances Evaluation of Boron Containing Thermoresponsive Polymer Nanomicelle

*Shuichiro Yoneoka[1], Yasuhiro Nakagawa[3,2], Mitsuhiro Ebara[4,3,2], Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. International Center for Materials Nanoarchitectonics (MANA), National Institute for Materials Science (NIMS), 3. Graduate School of Pure and Applied Sciences, University of Tsukuba, 4. Graduate School of Industrial Science and Technology, Tokyo University of Science)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[2N10-13] Solid and Solution Chemistry of Nuclides

Chair: Yoshihiro Kitatsuji (JAEA)

2:45 PM - 3:50 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N10] Chemical conversion of uranium dioxide pellet into easily soluble compounds by using thermochemical reaction in gas phase

*Tomohito Katano[1], Yu Tachibana[1], Tatsuya Suzuki[1], Kenji Konashi[2], Tadao Yato[2], Yoshiya Homma[2], Toru Kitagaki[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Tohoku Univ. , 3. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2N11] Synthesis and Magnetic Measurement of Bisphthalocyaninato-uranium

*Hirohito Watanabe[1], Takamitsu Fukuda[2], Kenji Shirasaki[1], Tomoo Yamamura[1] (1. Laboratory of Alpha-Ray Emitters, Institute for Materials Reserch, Tohoku University, 2. Department of Chemistry, Graduate School of Science, Osaka University)

©Atomic Energy Society of Japan

3:00 PM - 3:15 PM

[2N12] Electrochemical Analysis of Vanadium in Nitric Acid Solutions

*Shuzo Yatsugi[1], Akihiro Uehara[2], Shinya Sato[1], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto Univerisity)

3:15 PM - 3:30 PM

[2N13] Electrochemical analysis of molybdenum in nitric acid solutions

*Shinya Sato[1], Akihiro Uehara[2], Shuzo Yatsugi[1], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka University, 2. Kyoto University Research Reactor Institute)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2N14-17] Spectrometry 1

Chair: Hironori Ohba (QST)
3:50 PM - 4:55 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N14] Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

*Masahiko Yamamoto[1], Van-Khoai Do[1], Shigeo Taguchi[1], Satoshi Inada[1], Yuzuru Takamura[2], Takehiko Kuno[1] (1. JAEA, 2. JAIST)

3:50 PM - 4:05 PM

[2N15] Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

*Van-Khoai Do[1], Masahiko Yamamoto[1], Shigeo Taguchi[1], Satoshi Inada[1], Yuzuru Takamura[2], Takehiko Kuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Advanced Institute of Science and Technology)

4:05 PM - 4:20 PM

[2N16] Developement of laser spectroscopic system of sputtered thulium by glow discharge

*Daisuke Ishikawa[1], Yuta Yamamoto[1], Fumiko Yoshida[1], Yoshihiro Iwata[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. U-Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

[2N17] Development of high sensitive laser absorption spectroscopy system using optical cavities for isotope analysis

*Akira Kuwahara[1], Takuya Nankawa[1], Makoto Matsui[2] (1. JAEA, 2. Shizuoka University)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2N18-21] Spectrometry 2

Chair: Akira Kuwahara (JAEA)
4:55 PM - 6:00 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N18] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

*Hironori Ohba[2,1], Koji Tamura[2,1], Morihisa Saeki[2,1], Tomitsugu Taguchi[1], Hwan Hong Lim[3], Takunori Taira[3], Ikuo Wakaida[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. NINS)

4:55 PM - 5:10 PM

[2N19] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

*Koji Tamura[2,1], Hironori Ohba[2,1], Morihisa Saeki[2,1], Tomitsugu Taguchi[1], Hwan hong Lim[3], Takunori Taira[3], Ikuo Wakaida[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. NINS)

5:10 PM - 5:25 PM

[2N20] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

[2N21] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

*Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

Room O

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

[2O01-03] Vitrification 2

Chair: Uruga Kazuyoshi (CRIEPI)
9:30 AM - 10:20 AM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O01] Construction of Glass Database

*Ippei AMAMOTO[1], Koichi OHYAMA[1], Daigen FUKAYAMA[2], Yuichi NAGANO[2], Tatjana JANTZEN[3], Kraus HACK[3] (1. JAEA, 2. RCCM, 3. GTT Technologies)

9:30 AM - 9:45 AM

[2O02] Fundamental Study on Phase Separation of Borosilicate Glass

*Youichi Enokida[1], Seo Uchimura[1], Kayo Sawada[2] (1.

©Atomic Energy Society of Japan

Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., 2. Inst. Materials and Systems for Sustainability, Nagoya Univ.)
9:45 AM - 10:00 AM

[2O03] Fundamental Study on the Vitrification Process Using Lead-borate Glass for Reductive Wastes
*Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)
10:00 AM - 10:15 AM

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

[2O04-09] Vitrification 3
Chair: Takayuki Nagai (JAEA)
10:20 AM - 12:00 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O04] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Yasutomo Tajiri[1], Toshiro Oniki[1], Toshiaki Kakihara[1], Toyonobu Nabemoto[1], Hiroyuki Shibata[2], Sohei Sukenaga[2], Haruaki Matsuura[3] (1. IHI Corporation, 2. TOHOKU UNIVERSITY, 3. TOKYO CITY UNIVERSITY)
10:20 AM - 10:35 AM

[2O05] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Kouichi Ikeda[1], Uruga Kazuyoshi[1], Shizue Furukawa[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. criepi)
10:35 AM - 10:50 AM

[2O06] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Uruga Kazuyoshi[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)
10:50 AM - 11:05 AM

[2O07] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Yoshiyuki Miura[1], Kouhei Oowaku[1], Taku Hashimoto[1], Takahiro Ishio[1], Norio Kanehira[1] (1. Japan Nuclear Fuel Limited)
11:05 AM - 11:20 AM

[2O08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)
11:20 AM - 11:35 AM

[2O09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Taku Hashimoto[1], Kohei Owaku[1], Yoshiyuki Miura[1], Takahiro Ishio[1], Norio Kanehira[1] (1. Japan Nuclear Fuel Limited)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[2O10-13] Vitrification 4
Chair: Takeshi Tsukada (CRIEPI)
2:45 PM - 3:45 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O10] Reaction analysis of cold cap formed in mock-up test for waste vitrification
*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita Univ., 2. JNFL)
2:45 PM - 3:00 PM

[2O11] Combinatorial approach to investigate the composition of borosilicate glasses with high-loading capacity of high-level nuclear radioactive wastes
*Tetsuji Yano[1], Takuhiro Miyawaki[1], Shinya Ohashi[1], Masahiro Hayashi[1], Tetsuo Kishi[1], Nobuhiro Matsushita[1], Yoshiyuki Miura[2], Norio Kanehira[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)
3:00 PM - 3:15 PM

[2O12] High temperature observation of vitrification of borosilicate glasses with pseudo-high-level radioactive nuclear waste
*Takuhiro Miyawaki[1], Tetsuo Kishi[1], Nobuhiro Matsushita[1], Tetsuji Yano[1], Yoshiyuki Miura[2], Norio Kanehira[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)
3:15 PM - 3:30 PM

[2O13] Effects of average bonding number and non-bridging oxygen content on the MoO_3 solubility and chemical durability of borosilicate glasses
*Ryo Souma[1], Katsushige Komatsu[1], Shigeru Yamamoto[1], Akihiro Yamada[1], Jun Matsuoka[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. The University of Shiga Prefecture, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[2O14-18] Nuclide Separation and Recovery 1
Chair: Koichiro Takao (Tokyo Tech)
3:45 PM - 5:00 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O14] Realization Development of the Flexible Waste

©Atomic Energy Society of Japan

Management System for MA P&T Technology

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenichi Matsushima[1], Fumiki Mizusako[1] (1. NFD)

3:45 PM - 4:00 PM

[2O15] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

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

4:00 PM - 4:15 PM

[2O16] Recovery of LLFP from High-Level Liquid Waste

*Yasushi Katayama[1], Kazunobu Tada[1], Takaaki Matsumoto[1], Kazuki Yoshii[1], Naoki Tachikawa[1], Nobuyuki Serizawa[1] (1. Keio University)

4:15 PM - 4:30 PM

[2O17] Recovery of LLFP from High-Level Liquid Waste

*Yuya Takahashi[1], Eiichi Murata[1], Yu Yamashita[1], Masaaki Kaneko[1], Takashi Oomori[1], Kazuhito Asano[1], Yuji Sasaki[2], Shinichi Suzuki[2], Keisuke Ito[2] (1. Toshiba Corporation Energy Systems &Solutions Company, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM

[2O18] Recovery of LLFP from High-Level Liquid Waste

*Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[1], Tohru Kobayashi[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

4:45 PM - 5:00 PM

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

[2O19-22] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair: Tetsuo Fukasawa (HGNE)
5:00 PM - 6:00 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O19] Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass

*Riku Shinjo[1], Tetsuji Yano[1], Tetsuo Kishi[1], Nobuhiro Matsushita[1] (1. TIT)

5:00 PM - 5:15 PM

[2O20] Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass

*Hiroyuki Inoue[1], Watanabe Yasuhiro[1] (1. The University of Tokyo)

5:15 PM - 5:30 PM

[2O21] Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass

*Koichiro Takao[1], Moe Matsuoka[1], Yasuhisa Ikeda[1] (1. LANE, Tokyo Tech)

5:30 PM - 5:45 PM

[2O22] Decomposition Technology for Vitrified Glass Waste by Chemical Reduction

*Ryosuke MIURA[1], Shohei KANAMURA[1], Takashi OMORI[1], Masaaki KANEKO[1], Kazuhito ASANO[1], Toshiyuki NOHIRA[2], Yoshiharu SAKAMURA[3] (1. TOSHIBA, 2. Kyoto Univ., 3. CRIEPI)

5:45 PM - 6:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[2A01-04] Communication

Chair: Hiroshi Horiike (Fukui Univ. of Tech.)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A01] Design of Dialogue on Nuclear Technology from Perspective of Service Science(3)

Ekou YAGI[1], *Masaharu KITAMURA[2], Makoto TAKAHASHI[3], Daisuke KARIKAWA[3] (1. OSAKA Univ., 2. Research Institute for Technology Management Strategy, 3. TOHOKU Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2A02] Comparative Study of the Attitude toward Nuclear Power Generation of Junior High School Students in the Victimized area and a Solitary Island

*Hiroko Miyuki[1], Tsuyoshi Shinzawa[2], Keiichi N. Ishihara[1] (1. Kyoto Univ., 2. Reassurance Science Academy)

9:45 AM - 10:00 AM

[2A03] Collecting, Storage, and Usage of Information Resources about Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident

*Misa Hayakawa[1], Katsuhiko Kunii[1], Yukinobu Mineo[1], Minoru Yonezawa[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2A04] Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

*Tetsuo Sawada[1], Chieko Nakayama[2], Natsumi Kimura[3], Atsushi Koori[4] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Kanagawa University High School, 3. Tohoku University, 4. Iwaki High School)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

サービスサイエンスの視点からの原子力対話場の設計
(3)高レベル放射性廃棄物に関する情報提供資料作成プロセスを題材として

Design of Dialogue on Nuclear Technology from Perspective of Service Science
(3)A Case Study of Mutual Communication about High Level Radioactive Waste Management Information

*八木絵香[1]，北村正晴[2]，高橋信[3]，狩川大輔[3]
[1]大阪大学，[2]テムス研究所，[3]東北大学

原子力に関する主張が異なる両者が、高レベル放射性廃棄物処分問題について共有できる「事実」と共有できない「事実」を整理するための対話実践活動を題材として、原子力分野における対話の場のあり方、とくに情報提供のあり方について考察を加える。

キーワード：対話の場の設計，高レベル放射性廃棄物処分問題，両論併記

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物処分問題を巡っては、現状の方針について肯定的な意見と批判的な意見が拮抗する状況にあり、いくつかの試みはあるものの、両者の間で建設的な議論を展開することが困難な状況が続いている。このような状況の中で発表者らは、事実認識、科学的根拠とされるデータの解釈、または、これまでの施策全般を含む歴史的認識などにおいて、双方が共有できる「事実」と共有できない「事実」を、対話を通じて整理し、両論併記型資料を作成するプロセスに携わっている。本発表では、その作成プロセス・内容を紹介すると共に、原子力に関する対話を考える上での情報提供のあり方に関する考察を加える。

2. 双方向シンポジウム「どうする高レベル放射性廃棄物」の基本設計と「両論併記型資料」の作成

筆者らは、福島第一原子力発電所事故以前から、双方向シンポジウム「どうする高レベル放射性廃棄物」という公開シンポジウムを開催してきた。このシンポジウムの大きな特徴は、企画の全てを、原子力に関する異なる見解（推進・批判）をもつ者により構成される「事務局会議」で決定していることである。実施を通じて得られた大きな課題のひとつは、シンポジウムの設計やテーマを変えた場合でも、同様の質問が繰り返し行われることであった。シンポジウム参加者は必ずしもこの問題に対して、常日頃からその動向に注意を払っているわけではないため、同様の質問が繰り返されることには止むを得ない側面もある。一方で議論が比較的素朴な段階に終始してしまい、より本質に迫る前に時間切れになることを回避する必要があるため、事務局会議では、両側の見解を併記した資料の作成に着手することとなった。具体的には、2016 年度から 2017 年度にかけて、合計 7 回の事務局会議および、ML を通じた議論を継続してきた。

3. 「両論併記型資料」の概要

作成した「両論併記型資料」は、①使用済燃料、ガラス固化体の発生・貯蔵の現状、②地層処分選択の是非、③処分地の選定、④信頼性の担保、⑤人工バリアと天然バリア（地層処分の安全性）、⑥ガラス固化体の性状、⑦多重バリアの設計（オーバーパックの腐食・ベントナイトの機能）、⑧埋め戻し、⑨安全性の評価の 9 つの論点からなる。加えて、異なる意見の併記とは別途、立場によらず共有される事項を①法律またはそれに準じる事実、②国際機関、政府等の委員会・ワーキンググループ等の報告、③科学・技術的な事実、④共有される認識の 4 つのレベルで整理した。発表当日はこれらの成果に加え、サービスサイエンスの視点から原子力分野における対話の場のあり方、とくに情報提供のあり方について考察を加える。

参考文献

[1] 双方向シンポジウム「どうする高レベル放射性廃棄物」開催概要および視聴動画（2017 年 9 月 12 日現在）
http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/sohoko/index.html

*Ekou YAGI[1], Masaharu KITAMURA[2], Makoto TAKAHASHI[3] and Daisuke KARIKAWA[3]
[1]Osaka Univ., [2]Research Institute for Technology Management Strategy Research Lab, [3] Tohoku Univ.

Comparative Study of the Attitude toward Nuclear Power Generation of Junior High School Students in the Victimized area and a Solitary Island ---Perceived Change through 100 minutes Class-on-Demand

*Hiroko Miyuki[1], Tsuyoshi Shinzawa[2] and Keiichi N. Ishihara[1]
[1]Kyoto Univ., [2]NPO Reassurance Science Academy.

This paper is a comparative study of the Attitude toward Nuclear Power Generation, radiation and radioactive waste management of Junior High School Students in the 2011 Fukushima NPP accident victimized area and a solitary island in Kagoshima through 100 minutes radiation education. Due to the lack of an established scheme for radiation education, experience of the Fukushima NPP accident had influenced the Fukushima children was expected; however, the accident itself was not the only influence element.

Keywords: radiation education, Energy Environmental Education, Nuclear Power Generation, High-Level Radioactive Waste Management, Me-You Cafe

1. Introduction

7 years have passed since the great earthquake and the Fukushima Daiichi NPP accident. It has been many critical opinions and change in the field of radiation education. Many children of victimized Fukushima area have grown to the age of 15 who are to study radiation in junior high school due to the new curriculum. Question arose how children of that age have acquired knowledge of radiation in the environment they have been in and learned in schools. Have the accident influenced their knowledge about radiation or eagerness to learn about radiation? The two schools under different region and location were chosen to give radiation education and the result was studied comparatively.

2. Method

100 minutes radiation education was given to a 14-15year old students (3rd grade in Junior High School) in Iwaki city, Fukushima pref. and in town of Kikai, a Solitary Island in Kagoshima pref. First half of the class was informational, basic knowledge of radiation, Nuclear Power Generation and High-Level Radioactive Waste Management were taught. Latter half, Me-You café was performed (discussion followed by presentation). The Five surveys were evaluated, 1) pre-survey of impression and willingness to learn about the subject, 2) mid-survey of impression, 3) post-survey of impression, 4) discussion and the presentation at the end of the class and 5) interview to school teachers in Iwaki city and town of Kikai.

3. Conclusion

Because of the childhood experience of not only the earthquake and the NPP accident, it was expected to have significant difference between the two groups especially the pre-survey taken before the class; however, the accident itself was not the only influence element; there were issues of evacuation, radiation education to young children and social involvements. In order to provide sufficient information and knowledge to children and school teachers, education takes greater part.



Fig.1 Location of Fukushima NPP, Iwaki and Kikai

福島第一原子力発電所事故に係る情報の収集・保存と利用; 福島原子力事故関連情報アーカイブの現状

Collecting, Storage, and Usage of Information Resources about Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident; Current Status of the “Fukushima Nuclear Accident Archive”

*早川 美彩[1], 国井 克彦[1], 峯尾 幸信[1], 米澤 稔[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、福島第一原子力発電所事故対応の研究開発支援を目的として、「福島原子力事故関連情報アーカイブ(FNAA)」を公開している。FNAA のアクセスログから利用者の検索・アクセス動向を分析した結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故, データベース, アーカイブ

1. 緒言

原子力機構では、福島第一原子力発電所事故対応の研究開発支援を目的として、散逸・消失等が懸念される国・研究機関等のウェブサイトで公開された事故に関連する情報及び学会等における発表情報についてメタデータを作成し、2014 年より「福島原子力事故関連情報アーカイブ(FNAA)」として公開している。データ収集方針及び検索機能等の検討に資するため、利用者の検索・アクセスの動向を分析したので報告する。

2. 分析方法

2014 年 6 月から 2017 年 12 月までの FNAA のアクセスログを分析対象とする。オープンソースのアクセス解析ソフトである AWStats を使用し、対象期間内でアクセスされたページ(詳細表示ページ)について、各年度でアクセス回数上位 100 件のページを抽出、利用者のアクセス動向の分析に使用した。また、FNAA 上で検索が行われた際の検索語を抽出し、各年度で利用者の検索動向の分析を行った。

3. 結論

アクセスされたページの一次情報源の機関別の集計から、経済産業省のインターネット情報へのアクセスが減少する一方で、原子力安全・保安院及び原子力規制委員会へのアクセスが増加していることが確認された。一方、学会等における発表情報へのアクセスは年度ごとの変動が大きいものの、平均で 34%を占めており、収録件数と比較してアクセスされる割合が高いことが示された。また、各年度のアクセス件数上位から、福島第一原子力発電所の現状や汚染水対策に関する情報へのアクセスが多いことが示された。

次に、FNAA の横断検索機能で使用された検索語の集計結果から、各年度で共通して「セシウム」「除染」に関する情報ニーズが高いことが示された。また、「セシウム」と同時に検索に使用された語(共起語)を集計した結果、「移行」「挙動」「山地」「森林」が共起語として頻出することが示された。

以上の分析結果から、学会等における発表情報へのニーズが高いこと、福島第一原子力発電所の現状のほか、放射性セシウムの移行挙動等に関する情報のニーズが高いことが窺える。この分析結果を踏まえ、学会等における発表情報及び環境動態・影響等に関する情報の拡充を検討する。

---

*Misa Hayakawa[1], Katsuhiko Kunii[1], Yukinobu Mineo[1] and Minoru Yonezawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果
(5)事故から６年後の甲状腺検査に対する認識と今後の課題

Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

(5) Recognition for thyroid examination of six years after the accident and future issues

*澤田　哲生[1]，中山　知恵子[2]，木村　菜摘[3]，桑折　淳[4]

[1]東工大，[2]神大附属中高，[3]東北大，[4]磐城高校

事故から６年が経って、福島で実施されてきた甲状腺検査の結果、国連の科学委員会(UNSCEAR)は甲状腺への放射線影響はないという結論をすでに出した。しかし、現実には検査結果への疑問やその意義を質す声が絶えない。この現況を踏まえて、中高校生との対話を通じて見えてきた将来的課題について提言する。

キーワード：福島，甲状腺検査，中高生，参加型対話，Socio-scientific Issues(SSI)，UNSCEAR

1. 緒言

原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)は、福島県全域の子供を対象に実施されている甲状腺検査に関して、2013 年報告書において公衆への健康影響の項で次のように明記した。すなわち、〝甲状腺がん、白血病ならびに乳がん発生率が、自然発生率と識別可能なレベルで今後増加することは予想されない。〟その後、福島県内の１８歳以下の子供(約 37 万人)を対象とした甲状腺検査の２巡目が 2014 年～2015 年にかけて実施された。その結果を踏まえて、UNSCEAR は 2017 年白書を刊行した。その中では、〝本委員会は、2013 年報告書における福島第一原子力発電所事故による放射線被ばくの健康影響に関する知見は引き続き有効であり、それ以降に発表された新規情報の影響をほとんど受けていないとの結論に達した〟とした。

2. 甲状腺検査に関わる問題の所在と対処方法

2-1. 問題の所在

問題は主に二つある。① 上述の UNSCEAR の出した結論が当事者、つまり１８歳以下の子供とその近親者にわかりやすい形で届いていないこと。② UNSCEAR の結論に根強い異論があること。例えば、核戦争防止国際医師会議(IPPNW)を舞台に甲状腺がんの異常多発を警告している日本の医師たち等による異論である。また、甲状腺異常多発論がマスメディアや SNS を通じて拡散されやすいことも事態を複雑にしている。

2-2. 対処方法

甲状腺検査の意義及び結果と解釈に関して、福島県の当事者である若者が抱える不安や疑問を解消するために、当事者を中心にした内省的思考とアクティブラーニングを活用したダイアローグ手法が有効であることをこれまでに確認してきた[1,2,3]。とりわけ Socio-Scientific Issue(SSI)の４指標（科学的知識を待つ市民の養成、社会的責任の内省的な育成、弛まぬ思索と論理的議論、批判的思考の発揮）を意識して、地域間ダイアローグを行えば、協働の中から公共性のある論点が見える化され、アドボカシー(公共政策の形成促進)に繋がる可能性を確認した[4]。またこの手法は被験者が抱える心的外傷後ストレス障害の解消にも道を開く。

3. 結言

ダイアローグにより、中高校生らが甲状腺問題にボトムアップ的に対処できることが明らかになった。今後は専門知識を動員し、甲状腺問題の取り組みを広域的地域連携により深化させていくことが課題となる。

参考文献　[1]～[3] 日本原子力学会２０１７春の年会予稿集、2C13～2C15

[4] 日本原子力学会２０１７秋の大会予稿集、1O04

---

*Tetsuo Sawada[1], Chieko Nakayama[2], Natsumi Kimura[3] and Atsushi Koori[4]

[1]Tokyo Tech., [2]Kanagawa Univ. High, [3]Tohoku Univ., [4]Iwaki High School

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[2A05-09] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 10:35 AM - 12:00 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A05] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

*ryo shimizu[1], takashi kimura[1], makiko tazaki[1], hiroshi tamai[1], kazunori suda[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:35 AM - 10:50 AM

[2A06] Performance evaluation of light water reactor fuel in inherent safety and non-proliferation features

*Chikara Fujinawa[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Young Han[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

10:50 AM - 11:05 AM

[2A07] Nuclear data and its preparedness for developing non-destructive assay technique for non-proliferation and nuclear security

*Hiroshi Sagara[1], Tatsuya Katabuchi[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:05 AM - 11:20 AM

[2A08] Development of motion identification technology by time series analysis of hand images

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1] (1. University of Tokyo)

11:20 AM - 11:35 AM

[2A09] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Tetsuya Matsumoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. AYUU)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究
（5）核セキュリティから核不拡散への相乗効果とその課題

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security
(5) Synergistic effect from nuclear security to nuclear nonproliferation and its difficulty

*清水 亮[1]，木村 隆志[1]，田崎 真樹子[1]，玉井 広史[1]，須田 一則[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核不拡散（保障措置）と核セキュリティ（2S）の更なる強化・効率化を目指して、核セキュリティから、核不拡散（保障措置）への相乗効果を検討した。

キーワード:核不拡散、保障措置、核セキュリティ、核物質防護、相乗効果

1. 緒言

これまでの報告[1]では、核不拡散（保障措置）及び核セキュリティの相乗効果の検討として、内部脅威（盗取）対策として、計量管理情報等の核セキュリティへの適用性について評価した結果を報告した。今回の検討では、その逆方向となる、核セキュリティ側からの核不拡散（保障措置）への相乗効果として、核セキュリティ側の設備・データの、保障措置の目的である核物質の転用の早期探知及び封じ込め・監視への効果の検討を行った。

2. 核セキュリティから核不拡散への相乗効果の検討

核物質の転用を想定した場合、保障措置の計量管理では、核物質量の変動の検知はその性格上事後となる。一方、核セキュリティでは、物理的な防護として、深層防護のための設備が設置されている。具体的には、防護区域出口における核物質検知装置と、フェンス等の多重に設置された防護設備、監視装置、侵入検知装置等である。これらは、外部脅威だけでなく、内部に対しても核物質の施設外への秘密裏の持出を物理的に困難にする効果が期待でき、また核物質の持出の即時検知が可能である。これらは、保障措置の封じ込め・監視を強化するのに有効である。ただし、監視装置等の共用を行うには、IAEA に提供することになる、監視データのオーセンティケーション、機器へのタンパーレジスタンスの設置等、運用上の課題も残る。

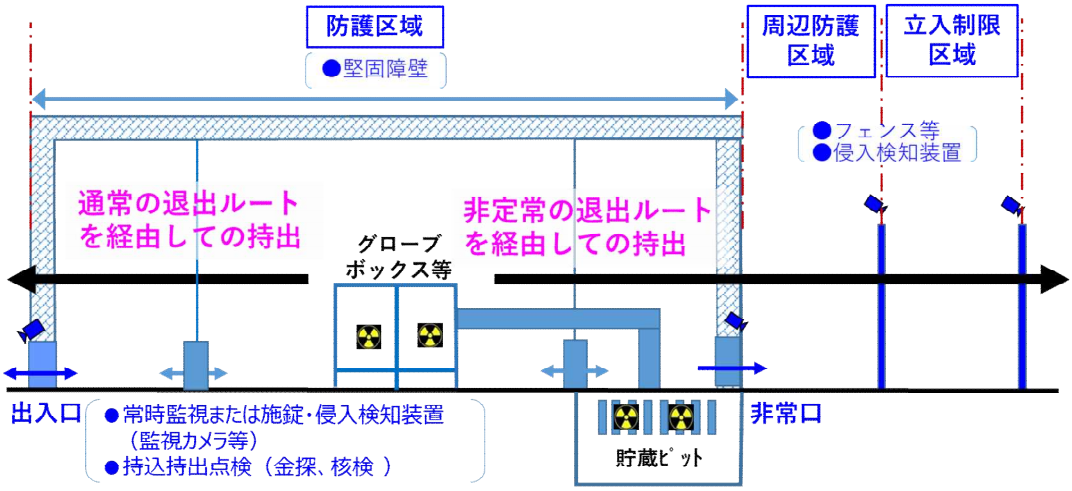


図1 核物質防護措置の概要

3. 結言

原子力施設における核セキュリティから核不拡散への相乗効果は、一定の有効性はあるものの、複数の課題があることを明らかにした。

参考文献

[1] 2016 秋の大会（2M16）、2017 秋の大会（2F7, 2F8, 2F9）

* Ryo Shimizu[1], Takashi Kimura[1], Makiko Tazaki[1], Hiroshi Tamai[1], Kazunori Suda[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

高い固有安全性・核不拡散性を有する軽水炉用燃料の研究 —U_3Si_2 燃料—

Performance evaluation of light water reactor fuel in inherent safety and non-proliferation features —U_3Si_2 fuel—

*藤縄 主税[1], 相楽 洋[1], 韓 治暎[1]
[1]東京工業大学

本研究では、事故耐性燃料のひとつであるシリサイド燃料(U_3Si_2 燃料)を軽水炉で使用することを想定し、基本核特性・安全性・核不拡散性について従来の UO_2 燃料との比較により評価を行った。

キーワード：事故耐性燃料，シリサイド燃料，核拡散抵抗性，核セキュリティ，不正利用価値

1. 緒言

東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を受け、世界的に軽水炉の安全性向上が求められている。従来の軽水炉の性能を損なうことなく、燃料そのものの物性により原子炉の固有の安全性を向上させた事故耐性燃料の研究開発が行われている。本研究では、事故耐性燃料のひとつである U_3Si_2 燃料を用いた高安全性・高中性子経済性に加え、高核不拡散性の達成を同時に目指した軽水炉の成立条件を明らかにする。

2. 研究手法

まず、中性子輸送計算コード MVP[1]、燃焼計算コード MVP-BURN を用いて、典型的な PWR 燃料仕様を基に作成した 2 次元ピンセルモデルにおいて、ウラン濃縮度(4.11wt%)及び幾何形状を固定した 1 バッチ燃焼条件での U_3Si_2 燃料の核特性を従来の UO_2 燃料と比較する。核データライブラリには JENDL-4.0 を用いる。次に、U_3Si_2 燃料を使用した場合の反応度係数(燃料温度係数、減速材温度係数、減速材密度係数)及び定常運転時の一次元熱伝導解析により燃料要素内の温度分布を導出し、核的安全性及び熱的安全性評価をそれぞれ行う。また、核不拡散性評価として対国家並びに対非国家主体を想定し、核物質の物性そのものによる核爆発装置(NED)への転用困難性を示す Material Attractiveness(不正利用価値)[2]を用い評価する。

3. 結果及び考察

図 1 に U_3Si_2 燃料と UO_2 燃料の燃焼反応度曲線を示す。U_3Si_2 燃料を使用した場合では特徴である高い ^{235}U 密度によって、燃焼初期における中性子利用率は約 6% 増加し、$k_\infty = 1$ となる最大取出燃焼期間が UO_2 燃料に比べて約 17%増加し、U_3Si_2 燃料の中性子経済優位性を明らかにした。核的安全性評価では、U_3Si_2 燃料の全て反応度係数は UO_2 燃料と同等の値になった。熱的安全性評価では、U_3Si_2 燃料の高熱伝導率により、定常運転時の燃料中心温度を 300℃以上低下させ、燃料ペレット内の温度勾配が大幅に減少した。核不拡散性として、NED 製造を目的とした非国家主体の脅威を想定した U_3Si_2 燃料の不正利用価値の評価結果例を表 1 に示す。NED の設計製造を妨げる取得・処理・製造各段階での核物質物性値を評価し、その影響の度合いを参照基準値と比較しながら 4 段階(**H**igh, **M**edium, **L**ow, **V**ery **L**ow、High が最も不正利用価値が高いことを意味する)で評価した。U_3Si_2 新燃料集合体の評価結果として、低濃縮ウラン(4.11wt%を用いるため濃縮設備の所有を想定しない脅威では有限の裸臨界量(BCM)を持つ金属 U 球を製造できず、更に U と Si の分離工程(化学処理＋遠心分離による不溶解性 Si 分離処理[3])を要するため、全工程を通じて不正利用価値は Very Low となった。U_3Si_2 使用済燃料集合体の評価結果として、冷却期間依存の高線量率、及び Pu 単体分離のための多段の化学処理及び Si 分離工程が必要であり、取得及び処理工程において不正利用価値は Very low 及び Low となった。以上よりシリサイド燃料の中性子経済性、安全性及び核不拡散性向上効果を定量的に示した。今後、本燃料特性を更に活かすため、Pu を含むシリサイド燃料評価を実施する予定である。

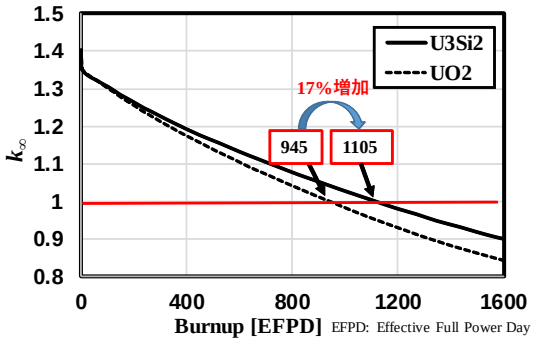


図 1: U_3Si_2 及び UO_2 燃料の燃焼度反応曲線

表 1:NED 製造を目的とした非国家主体の脅威を想定した不正利用価値評価結果例

評価対象物	最終使用形態	取得段階の評価項目			処理段階の評価項目	製造段階の評価項目	
		対象重量[kg]	取得時間[min]	放射線量[Gy/h@1m]	処理時間と複雑さ	臨界量(BCM)[kg]	崩壊熱量[W/BCM]
U_3Si_2新燃料集合体 (0 GWd/MTU)	金属U球	N/A (評価対象外)	N/A	N/A	Si分離工程+濃縮を要する (VL)	∞ (VL)	N/A
U_3Si_2使用済燃料集合体 (48 GWd/MTU, 10年冷却)	金属Pu球	675/1体 (M)	~ 20 (M)	~ 30 (VL)	FP+Si分離工程 (L)	21.5 (H)	458 (H)

参考文献 [1] JAERI-1348 (2005). [2] C. G. Bathke et al., Global 2013 (2013). [3] C.Eysseric et al., RRFM2014, Transactions

*Chikara Fujinawa[1], Hiroshi Sagara[1] and Chi Young Han[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究 ―全体概要―

Nuclear data and its preparedness for developing non-destructive assay technique for non-proliferation and nuclear security - overview -

*相楽 洋[1]，片渕 竜也[1]
[1]東京工業大学

核物質からの直接・間接放射線測定に係る非破壊測定(NDA)技術の鍵である核データに焦点を当て、①非破壊測定技術に重要な核種と反応の調査、②核データ収集・NDA 性能解析、③核不拡散・核セキュリティ技術開発に重要で高付加価値の核データ測定精度ニーズリストの作成を目的とした。全体計画を報告する。

キーワード：非破壊測定，核データ，保障措置，核セキュリティ

1. 緒言 今後の核不拡散・核セキュリティ技術開発には、これまでの原子力技術や放射線利用からのニーズとは全く異なる核反応や精度ニーズが存在する。本研究は核物質の検知・測定技術である非破壊測定技術について、その鍵である核物質からの直接・間接放射線放出に係る核データに焦点を当て、①非破壊測定技術に重要な核種と反応の調査、②核データ収集・NDA 性能解析、③核不拡散・核セキュリティ技術開発に重要で高付加価値の核データ測定精度ニーズリストの作成を目的として、平成 29 年度より 3 年計画で開始した。本発表では全体計画について報告する。

2. 研究手法 まず、非破壊測定技術に重要な核種と反応の調査として、パッシブ法（全中性子計測法、全ガンマ計測法、ガンマスペクトロメトリ法、ガンマ・中性子トモグラフィ法、中性子自己問いかけ法、Differential Die-Away 法、Multiplicity 法等）、及びアクティブ法（外部中性子・光子透過トモグラフィ法、中性子問いかけ法、誘発核分裂ガンマ線測定法、遅発ガンマ線測定法、中性子共鳴分析を利用した手法、X 線蛍光発光法、光核反応を利用した手法）等について、自身の研究及び公開文献や各 NDA 開発者からの情報収集により行う。次にそれぞれの技術に重要な核データの不確かさ調査を、最新の核データ(JENDL、ENDF、JEFF)、公開文献、核データに係る実験データベース EXFOR を用いて行い、数値シミュレーションを用いた NDA 性能解析により、核不拡散の視点からの核データ測定精度要求を導出する。最後に短期・中期・長期と NDA 技術毎の開発フェーズを鑑み、核データ測定精度ニーズリストを戦略的に作成する。

3. 結果 平成 29 年度は、パッシブ法について調査を開始した[1,2]。一例として、照射済燃料の燃焼度測定等に元いられるガンマスペクトロメトリ法に重要な ^{154}Eu の軽水炉内生成パスは、(1) Fission→^{153}Eu(n,g)→^{154}Eu、(2) Fission→^{154}Eu の主に 2 系統である。特に核データ整備が不足している(2)パスについて ^{235}U からの核分裂収率が極めて小さくウラン燃料中での寄与は極めて小さいが、MOX 燃料(5%Pu 富化度)では ^{239}Pu 直接核分裂収率(不確かさ 60%(1σ))の寄与が無視できず 40GWd/t 燃焼度で ^{154}Eu 蓄積に対する実効不確かさが約 9%、燃焼初期では更に大きくなることを明らかにした。今後更に他の NDA 技術について調査を進めていく。

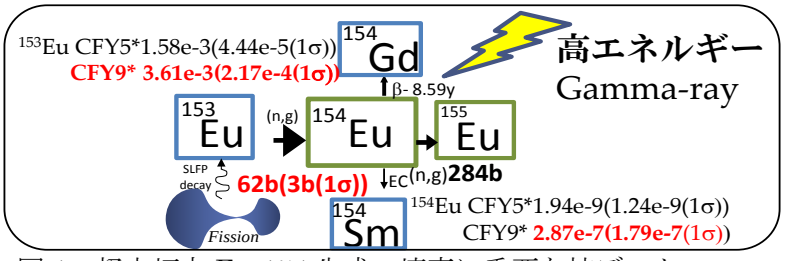


図 1 軽水炉内 Eu-154 生成・壊変に重要な核データ
C.Y.5: U-235 累積核分裂収率、C.Y.9: Pu-239 累積核分裂収率

参考文献 [1]H. Sagara, JNST(2014) [2]鍋田、相楽、日本原子力学会 2016 年春の年会(2016)

*Hiroshi Sagara[1] and Tatsuya Katabuchi[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

手元画像の時系列解析による動作識別技術の開発

Development of motion identification technology by time series analysis of hand images

*出町 和之[1]，陳　実[1]
[1]東京大学

原子力発電所における妨害破壊行為に伴う手元動作に着目し、画像解析により得られた指先座標3次元時系列データの機械学習を用いてリアルタイムで手元動作を自動検知する手法の開発を行っている。今回は特に、手元が障害物などで一定時間隠れた場合に対する判定のロバスト性の評価を行った。

キーワード：妨害破壊行為，画像解析，機械学習，ロバスト性

緒言　核テロリズム脅威の中でも内部脅威者による妨害破壊行為は、危険行動と通常の保全作業等との区別が困難であるという特徴があり、既存の検知技術では検知できない可能性がある。従って、妨害破壊行為を検知するためには、行動そのものを詳細に分析し、妨害破壊行為の特徴を捕捉する新たな判別手法の開発が必要である。妨害破壊行為の特徴を捕捉するためには、工具による電源盤、回路盤などへの工作のように、手元動作に着目することが有効である。本研究では、妨害破壊行為に伴う手元動作の時系列データに機械学習を適用し、手元動作をリアルタイムで検知・判別する手法を開発した[1]。

結果 表1に、「押す」,「掴む」,「切る」,「叩く」「回す」の5種類の手元動作の撮影動画フレームのうち、それぞれ連続する10, 20, 30, 40, 50% (100枚の画像からなる動画であればそのうち連続する10, 20, 30, 40, 50枚)のフレームが喪失した場合の動作判定結果の変化を示す。全フレームの半分に相当する 50%が喪失した場合でも、動作判定の正解率は 53～68%に保たており高いロバスト性が確認された。この理由は、機械学習の対象を連続した時系列データとしているため、喪失されたフレームの情報を残りのフレームが充分に補っているためと考えられる。

Table 1 Verification Results of Continuous Frames Loss Problem

	Pushing	Grasping	Cutting	Patting	Turning
0% of Data Loss (%)	100	100	93.305	100	83.575
10% of Data Loss (%)	99.998	99.480	89.302	99.998	80.887
20% of Data Loss (%)	99.600	93.655	84.057	96.709	74.754
30% of Data Loss (%)	95.663	84.075	81.857	89.312	68.257
40% of Data Loss (%)	87.432	76.408	78.909	82.773	63.479
50% of Data Loss (%)	82.226	72.223	76.368	79.088	59.977

参考文献

[1] Kazuyuki Demachi, Shi Chen, Yusuke Kawasaki, and Shigeru Kamenoto, Development of malicious behaviors detection method by movie analysis, IAEA International Conference on Nuclear Scurity: Commitment and Action, No. 44, Dec 5-9, (2016)

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1]
[1]The University of Tokyo

核鑑識の属性評価における核物質異同識別手法の研究
(4) 天然ウラン物質の異同識別解析における諸課題の考察

Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics
(4) Study and Challenges on Material Discrimination of Natural Uranium Materials

*木村 祥紀[1]，篠原 伸夫[1]，松本 哲也[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]有限会社アユー

原子力機構では、核鑑識分析における分析・測定手法に関する技術開発と、分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法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 3 回演習の結果について報告し、それを通じて天然ウラン物質の異同識別解析に係る緒課題について考察する。

キーワード：核鑑識、核セキュリティ、天然ウラン、異同識別解析

1. 緒言

原子力機構では、犯罪現場や不法移転等の現場から押収された核物質等の出所・履歴といった属性を特定する核鑑識技術開発の中で、核鑑識分析で得られる分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別解析を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法に関する研究を進めており、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（Galaxy Serpent）」の第 3 回演習に参加した。なお、本研究は、文科省核セュリティ補助金を受けて行った成果である。

2. 国際机上演習「銀河の蛇」第 3 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）主催でこれまでに 3 回の演習が開催されている（第 1 回：2013 年[1]、第 2 回：2015 年[2]）。第 3 回演習では、天然ウラン物質（Uranium Ore Concentrate: UOC）の仮想的な不法移転事案を想定し、ウラン含有量や不純物元素組成の分析データをもとに不法移転された UOC の生産地を解析することを目的とする演習が実施された。原子力機構では、核鑑識における核物質の異同識別解析手法として開発中の、多変量解析に基づく解析手法[3]を本演習に適用し、不法移転 UOC の不純物元素組成をもとに生産地を特定した。

3. 核物質の異同識別解析における諸課題と今後

本演習によって、多変量解析に基づく核物質異同識別解析手法の有効性を確認することができ、核鑑識における実際の不法移転事案を想定した UOC の起源特定に関する知見を得ることができた。また、核鑑識分析データを元にした異同識別解析における結果の再現性や誤判定率などの信頼性の評価方法が課題として抽出された。本演習で得られた知見と課題を踏まえ、今後は原子力機構が保有する核物質データを使用した異同識別解析のケーススタディを継続し、核物質の異同識別に係る標準的な解析手法及び解析手順の整備と解析結果の信頼性評価方法の検討、多変量解析以外の新しい異同識別解析手法の開発を進める予定である。

参考文献

[1] 木村祥紀 他、日本原子力学会 2014 春の年会.　[2] 木村祥紀 他、日本原子力学会 2016 春の年会.
[3] 木村祥紀 他、日本原子力学会 2016 秋の大会.

---

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1]and Tetsuya Matsumoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]AYUU.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[2A10-14] Risk Management and Nuclear Policy

Chair: Harukuni Tanaka (JFNL)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 4:10 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A10] Establishing Emergency Response Framework for Newly Organized Fukushima Research Institute of JAEA

*Yuya Endo[1], Takashi Suzuki[1], Yasuhiro Uezu[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[2A11] Development of Resilience Assessment Grid for Characterizing Resilience Potential of Operating Organizations at Nuclear Power Plant

*Hiroshi Sakuda[1], Masaharu Kitamura[2] （1. INSS, 2. TeMS）

3:00 PM - 3:15 PM

[2A12] Application of Bayesian Updating for Anomaly Detection during the Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Tu Guang TAN[1], Sunghyon JANG[1], Akira YAMAGUCHI[1] （1. The University of Tokyo）

3:15 PM - 3:30 PM

[2A13] CO_2 Reduction and the Role of Nuclear Energy: An Analysis with a High-Temporal-Resolution Energy System Model

*Yasuaki Kawakami[1], Ryoichi Komiyama[1], Yasumasa Fujii[1] （1. The University of Tokyo）

3:30 PM - 3:45 PM

[2A14] A Study of Nuclear Phase-Out Policy of Germany after Fukushima Accident and its Implication for Japan

*Hoseok Nam[1], Satoshi Konishi[2] （1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2. Institute of Advanced Energy, Kyoto University）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島研究開発拠点における緊急時対応体制の構築に向けて

Establishing Emergency Response Framework for
Newly Organized Fukushima Research Institute of JAEA

*遠藤 佑哉，鈴木 隆，植頭 康裕
日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構（以下，「原子力機構」）では，福島第一原子力発電所の廃止措置及び福島県の環境回復へ貢献するため，福島研究開発拠点の整備を進めている。平成 29 年 4 月に福島研究開発拠点の安全確保の一層の向上のため，保安管理室が設置された。保安管理室では，緊急時の対応を強化する目的で，緊急情報伝達システムを整備し，さらに，緊急時対応能力を向上させるため，各種訓練を実施してきた。

キーワード：緊急時対応，緊急情報伝達システム，安全管理

1. 緒言

原子力機構では，福島第一原子力発電所事故を受け，事故直後から環境回復を行うために福島環境安全センターを設置し，その後，遠隔操作機器の開発支援を行う楢葉遠隔技術開発センター，廃止措置に向けた事故進展等の研究を行う廃炉国際共同研究センター，燃料デブリ等の分析を行う大熊分析・研究センターを組織化しており，これらセンターを統合した福島研究開発拠点を平成 29 年 4 月に新設した。福島研究開発拠点は，機構内の他拠点とは異なり，福島県内に施設が点在している点に特徴がある。

本報では，拠点としての一元的な緊急時対応の構築に向けた取組みとして，拠点大での緊急情報伝達システムの整備及び福島研究開発拠点の実情に即した防災訓練等の取組みについて報告する。

2. 取り組み

これまで緊急情報伝達システムを楢葉遠隔技術開発センター（楢葉町）に設置し運用してきたが，今年度福島環境安全センター（三春町）に新たに緊急情報伝達システムを設置し，距離の離れた複数の施設の職員へ同時に通報連絡を行える仕組みを拠点大で整備した。

また，緊急時における通報連絡の基準や体制を拠点大で統一し，それらが有効に機能しているか確かめるため，試料分析業務中における火災を想定した防災訓練や施設の建設作業中における負傷事故を想定した防災訓練を原子力機構本部を含めて実施した。

3. 結果・考察

緊急情報伝達システムの導入により，緊急情報を自動で複数の施設の関係者へ通知することが可能となった（通知対象者 85 名に対し所要時間 25 分（平成 29 年度福島研究開発拠点通知訓練結果））。また，緊急情報伝達システムを太平洋沿岸部（楢葉町）及び内陸部（三春町）に分散して設置したことにより，一方の通知システムが地震等の影響により機能停止した場合においても，他方をバックアップとして使用することが可能となった。

防災訓練では，通報連絡系統や情報連絡手段の整備により，迅速かつ正確に情報伝達を行うことできた。一方，緊急時対策本部と各センターとの情報連絡手段は，ネットワークを介した TV 電話，電話回線を介した FAX 及び携帯電話であり，これらのインフラが地震等で影響を受けた場合の代替案の必要性や福島研究開発拠点の新設に伴う PC 等の資機材の不足も確認された。また，大熊分析・研究センターにおいては，東京電力の敷地内において運営されることから，機構内外の関係部署へより迅速に情報伝達をする必要があることが確認された。今後は防災訓練の中身と質を向上させ，更なる問題点の抽出及び改善を図り，安全確保の向上に資する。

---

*Yuya Endo, Takashi Suzuki and Yasuhiro Uezu

Japan Atomic Energy Agency

原子力発電所のレジリエンス・ポテンシャル特徴付けのための RAG 質問群開発

Development of Resilience Assessment Grid for Characterizing Resilience Potential of Operating Organizations at Nuclear Power Plant

*作田　博[1]，北村　正晴[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]テムス研究所

レジリエンス・アセスメント・グリッド（RAG）[1]と呼ばれる組織のレジリエンス・ポテンシャルを定量的に測定・評価する汎用的な質問群が提案されている。この RAG を原子力発電所の業務に適合化させ、組織のレジリエンス性と脆弱性の気づきを促すことの可能性について検討した。

キーワード：レジリエンス・アセスメント・グリッド，レジリエンス・ポテンシャル，原子力発電所

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓として、想定外事象への適切な対応が求められている。そのためには組織の能力（ハードとソフトの両面）を高める必要があり、各職場のレジリエンス性の特徴と潜在的危険要因（以下、脆弱性という）を抽出しておくことは重要である。

2. RAG 質問群の開発

2-1. 実施方法

RAG の質問項目（対処・監視・学習・予見能力毎に分類されている）を基礎として、原子力発電所職員が回答しやすく、また当該職場のレジリエンス性と脆弱性についての気づきを支援できる質問項目を開発することをねらいとして、原子力職場の経験者にインタビューを実施し、その意見を質問項目に反映する。

2-2. 実施結果

運転部門経験者 2 名に対して、計 3 回のインタビューを実施した。その結果、具体的な検討対象を示した方が分かりやすく、またシビアアクシデント（SA）事象そのものではなく、SA に移行する前の危惧事象／重大事象に焦点を絞る方が良いとの評価を得た。また、事前に SA シーケンスリストを回答者に提示した方が回答者の理解が得られやすいことがわかった。なお、質問項目群を体系化して適合化を考えやすくするためには、質問項目を「状況認識」と「意思決定・行為実行」に関するものに分けることが有効である。また対処能力に関連して、リソース（人的資源も含む）の充実につながる対人交流的記憶についての質問も導入することを提案する。検討した結果の一部を表 1 に示す。

表1 対処能力の質問項目(部分)

原案		見直し案	
1. 事象リスト整備	対処策を用意する事象のリストはあるか？ そのリストは合理的で十分網羅的か？	1. 事象リスト整備	運転チームのリーダーとして，あなたが対処すべき**SA危惧事象**／重大事象に関して， どのような事象群が考えられますか？ 挙げてみてください。
2. 選定の根拠・理由	上記1. の事象を選択するための根拠はあるか？ その根拠は，経験，規制，設計基準，リスク評価， 業界標準，その他，何に基づいているのか？	2. 対処開始の基準	具体的にひとつのSA危惧事象／重大事象を想定してください。その事象が起きたと判断するパラメーターはどのようなものですか。別のSA危惧事象／重大事象についてはいかがですか？
3. 改訂の適切さ	リストは適時改訂（更新）されているか？ いつ，または何を契機に改定するかという規則や指針は確立しているか？（例：規則的に？または随時？） どんな条件に基づき改訂されるのか？（事象の統計によって？事故によって？）	3. 管理的事項	問1. で回答いただいたSA危惧事象／重大事象は，どのような判断に基づいて決められているとお考えでしょうか？
4. 対処開始の基準	対処開始の基準はあるか？ あるとしたら，しきい値的な基準か，変化率的な基準か？　それらの基準は絶対的なものか，それとも内部的または外部的要因に依存するものか？		
5. 対処行動の選択	リストに掲載されている想定事象に対して準備されている対処策が十分だと判断した理由は？　経験？　モデルによって？　対処策がどのように選ばれたのか明らかか？	4. 対処行動の選択	想定されたSA危惧事象／重大事象に対して，それぞれ準備されている対処策があると思います。 その対処策で十分だと判断した理由は何でしょうか？　その対処策が十分ではなくなるような事態は考えていますか？

2-3. 考察

運転部門のインタビュー回答は、所則通りに対応することが基本にあり、4 つの能力のうち「対処」と「監視」が主体となっている。一方、安全部門へのインタビューでは「学習」と「予見」に力点が置かれていた。すべての能力を含んだ RAG 質問群としては、部門横断的なものが合理的と考えられる。

3. まとめと今後の課題

運転部門に適用できる RAG 質問群のプロトタイプを開発した。今後の課題としては、発電所運転員への適用試行、他の職場（特に、安全部門）への適用可能性および RAG の使い方について検討したい。

参考文献

[1] 実践レジリエンスエンジニアリング, E.Hollnagel 他，北村正晴，小松原明哲　監訳，日科技連, 2014

*Hiroshi Sakuda[1], Masaharu Kitamura[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, [2]Research Institute for Technology Management Strategy

Application of Bayesian Updating for Anomaly Detection during the Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Tu Guang TAN, Sunghyon JANG and Akira YAMAGUCHI
The University of Tokyo

This paper proposes an easily updated and rational framework for the treatment of measurement data using Bayesian updating for fast and proper quantification of uncertainty. The approach is demonstrated to be robust and responsive in detecting anomalies.

Keywords: Bayesian updating, Fukushima Daiichi NPP Decommissioning, uncertainty, risk management

1. Introduction and Theory

Sparse and conflicting measurement data can be expected during the decommissioning of Fukushima Daiichi nuclear power plant. When an increase in temperature is measured, it is important to know if it is due to measurement noise or if it is actually indicative of an anomaly. Bayesian updating using Bayes' Theorem [1] allows us to treat measured data in a way that preserves more information regarding the uncertainty, and easily updated in real time. Quantitative estimates of the noise/anomaly scenario can also be obtained.

2. Methodology and results

A set of 10 temperature measurements following a Normal distribution N(μ_T=20°C, σ_T =1°C), and then a steady increase of 0.5°C per timestep from t=11 to t=30 was simulated (Figure 1a). This was fed into a Bayesian updating algorithm sequentially, using a Normal-Gamma Distribution NG(μ=0, k=0, α=-0.5, β=100) as an initial prior. Three-dimensional surface plots were generated at each timestep that encapsulate the epistemic uncertainty in the form of the probability density function for the unknowns μ_T and σ_T (Figure 1b). The posterior predictive is obtained from this, and used to calculate the probability that newly measured temperature data is anomalous. If anomalous, a subroutine examines future data points to confirm if the temperature is indeed changing (Figure 1c).

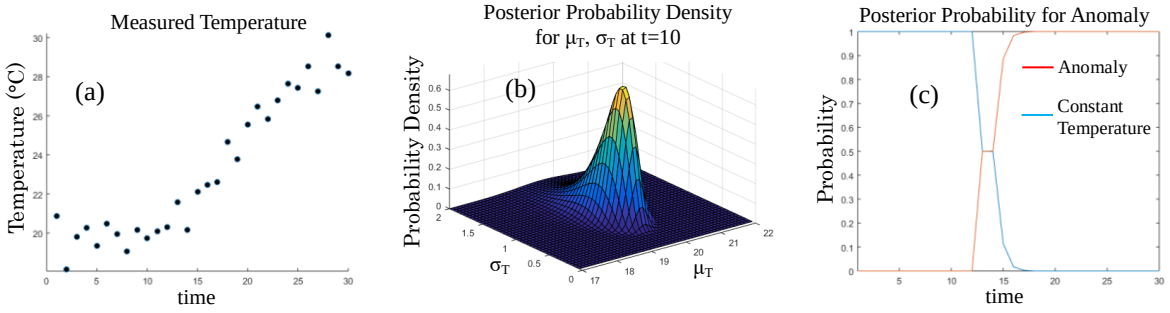


Figure 1: Example of results obtained using Bayesian Treatment. (a) shows the raw temperature data, (b) shows an example of the Normal-Gamma Posterior probability density obtained at each time step, and (c) shows calculated probability of an anomaly being in progress at each time step.

3. Conclusion

The Bayesian approach was demonstrated to be effective in encapsulating uncertainty in the treatment of data. It also allows for easy updating when relevant information is available. Quantitative estimates of a data point being indicative of an anomaly or noise can be obtained which can be used as an aid for decision-making.

References

[1] P. M. Lee, "Bayesian Statistics: an introduction," 2004.

高時間解像度エネルギーシステムモデルによる原子力発電所の稼働と CO_2 削減に関する分析

CO_2 Reduction and the Role of Nuclear Energy: An Analysis with a High-Temporal-Resolution Energy System Model

*川上 恭章[1]，小宮山 涼一[1]，藤井 康正[1]
[1]東京大学

高時間解像度の発電部門を統合したエネルギーシステム技術選択モデルにより日本のエネルギーシステム低炭素化における原子力発電の役割を分析し、原子力稼働増の CO_2 限界削減費用低減効果等を確認した。

キーワード：原子力の経済性，再生可能エネルギー，最適電源構成，CO_2 限界削減費用

1. 緒言

エネルギーシステム低炭素化に原子力が果たす役割を適切に評価するためには、再生可能エネルギー発電の出力間欠性等を考慮可能な、高時間解像度の発電部門をもつエネルギーシステムモデルによる解析が不可欠である。本研究は当該モデルを開発し、低炭素化に原子力が果たす役割の分析を目的とする。

2. 解析

構築モデルは、日本のエネルギーシステム全体(輸入から最終需要部門消費まで)を対象とする動学的最適技術選択モデルである。最適化手法は線形計画法に基づいており、目的関数(2030 年までのエネルギーシステム総コスト)を最小化する。発電部門の時間解像度は 10 分間隔・365 日連続であり、太陽光発電(PV)や風力発電の出力間欠性や、蓄電池等の需給調整技術の運用を考慮可能である(詳細は文献[1]参照)。モデルの変数は約 470 万個、制約条件式は約 980 万本である。

長期エネルギー需給見通し相当の CO_2 排出量制約のもと、2030 年の原子力発電設備容量に関するシナリオ分析を行った。各電源の諸元は発電コスト検証 WG 等を基に設定した(2030 年 PV23.3 万円/kW、風力 25.2 万円/kW、Li+蓄電池 2 万円/kWh)。エネルギーシステム低炭素化には、電力部門の CO_2 排出量を低減させることが経済合理的であり、原子力発電と LNG 複合発電(LNG_CC)の稼働量に代替関係があること、原子力の稼働増により CO_2 排出余地が増え、安価な石炭火力の稼動量が増加すること等が明らかになった(図 1)。原子力容量最小ケース(6GW)では、風力発電量が増加することもあり、原子力最大ケース(39GW)と比較して LNG_CC の出力変動幅が大きくなるほか、揚水発電等電力貯蔵技術の稼動量も大きくなる。

3. 結論

高時間解像度技術選択モデルを開発し、日本のエネルギーシステム低炭素化における原子力発電の役割を分析した。今後はモデルの多地域化や分析期間の拡張を進めていく。

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP17H03531、(独)環境再生保全機構の環境研究総合推進費(2-1704)の助成により実施された。

参考文献

[1] 川上ら：電気論 B, 138, 5 (2018) (in press)

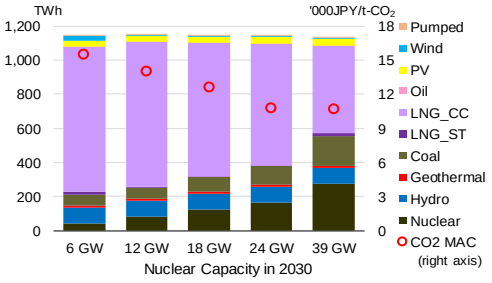


図 1　2030 年の発電量構成

*Yasuaki Kawakami[1], Ryoichi Komiyama[1] and Yasumasa Fujii[1]
[1]The University of Tokyo

A Study of Nuclear Phase-Out Policy of Germany after Fukushima Accident and its Implication for Japan

*Hoseok Nam[1], Satoshi Konishi[1]
[1]Kyoto University

Abstract

Nuclear disaster of Fukushima accident in 2011 influences diverse nuclear policy in every country. This study focuses on German nuclear policy to understand the factors for the complete nuclear power phase-out policy. Decision-making of radical policy reversal in Germany presents the implication for Japan in nuclear policy.

Keywords: Nuclear policy, Fukushima accident, Germany, Japan

1. Introduction

Nuclear power is believed as low-cost, but high efficiency which supports enforcement of GHG emission regulation. However, it turned out to be controversial after Fukushima accident in 2011. Qualitative research on German's nuclear phase-out policy tells the background of decision-making which implicates for Japanese energy policy.

2. Factors for German Nuclear Policy Change

2-1. Political and Social Aspect

Germany was once world top five nuclear powered country, but nuclear policy was one of the most important issues after Fukushima accident during election period in 2011. Increasing pressure from anti-nuclear federal states voiced by public opinion made Merkel administration change its political status to anti-nuclear policy. Drastic change toward nuclear policy was political decision considering public opinion and election in 2011 [1].

2-2. Technical Aspect

Power production from renewable energy takes account almost 30% in 2016 [2], which Germany has quite mature renewable energy technology and diffusion enough to replace nuclear power at certain level. It is reported that renewable energy provided approximate 75% responding to power consumption in July 2017.

2-3. Geo-political Aspect

Geo-political status of Germany is possible for electricity import and export, because of interconnection of German grid with neighboring countries. Despite nuclear phase out results in electricity shortage, it is possible to solve the problem by exporting and importing from neighboring countries.

3. Discussion: Implication for Japanese Nuclear Policy

Strong willingness of political decision by pressure from public opinion changes German position to nuclear phase-out policy with strong support of renewable energy supply in Germany. For Japan, although public opinion on nuclear power plant is overall negative, political decision to restart nuclear power plants is for national survival to provide stable energy, because the current renewable energy ratio in the generated electric power amount is 12.2% [3] that is not enough to replace nuclear power. Electricity trade market does not geo-politically exists in Northeast Asia so far. Hence, nuclear power is a positive option for Japan as being an "energy island."

References

[1] World Nuclear Association, Nuclear Power in Germany, 2017

[2] Clean Energy Wire, Germany's Energy Consumption and Power Mix in Charts, 2017

[3] METI, Japan's Energy; 20 Questions to Understand the Current Energy Situation, 2016.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[2A15-19] Education and Human resorce development for Nuclear energy

Chair: Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)

Tue. Mar 27, 2018 4:10 PM - 5:30 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A15] Development of a Cloud Chamber Using Freezing Mixture with $MgCl_2 \cdot 6H_2O$ and Ice for Popular Use

*Kenji Yamamoto[1], Hiroto Matsuura[1], Tomoya Yunoki[2], Masafumi Akiyoshi[1] （1. Graduate School of Engineering, Osaka Prefecture University , 2. Hokkaido University of Education）

4:10 PM - 4:25 PM

[2A16] Nuclear Disaster Risk Communication in a Prefecture bordered on Nuclear Power Station located Area

*Takako KASHIWA[1], Ekou YAGI[2] （1. Shiga Prefecture, 2. Osaka University）

4:25 PM - 4:40 PM

[2A17] Business-Academia Collaboration on On-site Emergency Response Training

*Masaru HIKONO[1], Masaki KANAYAMA[1], Hiroshi OZAWA[1], Yukinori OKABE[2] （1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Kanazawa Institute of Technology）

4:40 PM - 4:55 PM

[2A18] Current Status and Issues of the AESJ Education Committee’s CPD Registration System

*Manabu Hamasaki[2,1], Kazuyuki Yoshinaka[3,1], Eiji Takada[4] （1. IPEJ, 2. JNFL, 3. JAEA, 4. FUJI ELECTRIC）

4:55 PM - 5:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

塩化マグネシウムと氷による寒剤を用いた普及可能な霧箱の開発

Development of a Cloud Chamber Using Freezing Mixture with $MgCl_2 \cdot 6H_2O$ and Ice for Popular Use

*山本 堅士[1]，松浦 寛人[1]，柚木 朋也[2]，秋吉 優史[1]

[1]大阪府立大学大学院工学研究科，[2]北海道教育大学

放射線教育を行う上で霧箱は極めて重要な役割を果たしている．本研究ではドライアイスを用いず塩化マグネシウムと氷による寒剤を使用してもなお，簡易で確実な放射線観察を可能とするために，確実に熱伝達を行う事が出来て繰り返し利用可能な霧箱の開発を行った．開発した霧箱により，α線やβ線の飛跡を観察することが出来，十分実用可能であることを確認した．

キーワード：放射線教育，霧箱，寒剤

1. 緒言

中学学習指導要領の改訂に伴い放射線教育がこれまで以上に重要となってきているが，寒剤として一般的に用いられているドライアイスは入手や保存が困難であり，使用直前に入手して利用したい形に調整する必要がある．このため，融雪剤やペルチェ素子を用いた霧箱が開発されているが[1-3]，ペルチェ素子を用いた霧箱は生徒全員に配布する教材として高価であり実験室の電源容量の問題もあるため大人数の実験に不向きである．一方で，これまでに提唱されている融雪剤を用いた霧箱は天候などの条件によっては飛跡の観察がうまく行えない場合がある．また必要な材料も数を揃えるのは大変であり，工作から飛跡の観察まで行うのは中学生の授業時間では困難である．そこで，寒剤を用いてより簡易で確実な放射線観察を可能とするために，的確に熱伝達を行う事が出来て繰り返し利用可能なチャンバーの開発を行った．これにより中学生でも容易かつ確実に実験可能な教材としてのパッケージ化を目指している．

2. 実験方法

チャンバー底板に 40mm 角の穴を開けて厚さ 0.05mm の銅箔を貼り，チャンバー上部にはアルコールを付与するスポンジテープと電極を取付けて霧箱を製作した．ジッパー付き袋の中で寒剤となるかき氷 100g と塩化マグネシウム 83g を混ぜ合わせ，その袋の上に製作した霧箱を密着するよう置いた．発泡スチロールにより寒剤の断熱を行い，ペルチェ冷却式高性能霧箱で用いている高電圧印加ユニットを用い霧箱上下方向に 3kV の電圧を加えて飛跡観察を行った．

3. 結論

寒剤温度は-32.0℃，霧箱底面温度は-30.0℃まで低下し，悪天候下に於いてもα線やβ線の飛跡も観察可能であった．ジッパー付き袋を用いる事でビーカーなども不要で非常に簡便に実験が可能である一方，高電圧印加ユニットを用いることで確実に観察可能な高性能な霧箱を開発した．今後より簡易なチャンバー内の雑イオン除去方法や，より適切な霧箱の大きさ，寒剤の種類について検討する．

参考文献

[1] 柚木朋也(2016) , S 霧箱を使用した放射線の観察に関する研究，理科教育学研究 Vol.57 No.2，p.155-168.

[2] 秋吉優史(2017), ペルチェ冷却式高性能霧箱の開発, ESI News, 35 p121-132.

[3] 秋吉優史(2017), 放射線教育におけるペルチェ冷却式高性能霧箱の活用，日本放射線安全管理学会誌，Vol 16-2 p.72-78.

*Kenji Yamamoto[1], Hiroto Matsuura[1], Tomoya Yunoki[2] and Masafumi Akiyoshi[1]

[1]Graduate School of Engineering, Osaka Prefecture University, [2]Hokkaido University of Education

原子力発電所「近接」県における原子力災害リスクコミュニケーション
(3) 平成 29 年度滋賀県リスクコミュニケーション研修会を事例として

Nuclear Disaster Risk Communication in a Prefecture bordered on Nuclear Power Station located Area

(3) A Case Study of Risk Communication Training on Shiga Prefecture 2017

*柏　貴子[1]，八木　絵香[2]

[1]滋賀県，[2]大阪大学

滋賀県では、原子力発電所「近接」県であることの特徴を踏まえた原子力災害に係るリスクコミュニケーション研修を平成 25 年度から実施している。本発表では、平成 29 年度実施の研修会を事例に、その成果および課題について報告を行う。

キーワード：原子力防災，原子力発電所「近接」県，リスクコミュニケーション

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、ＵＰＺ（概ね 30㎞ 圏）内の原子力防災対策が求められるようになったことから、近年、原子力発電所立地県以外の府県でも、新しい防災計画の策定や、それに伴う研修活動等の重要性が指摘されている。

滋賀県では、原子力発電所「近接」県であることの特徴を踏まえた原子力防災にかかる研修を開催している。具体的には、原子力防災業務に従事するために必要な知識と技術の習得を目的に、原子力災害の概要、放射線の基礎、モニタリング資機材の取扱い方法、原子力災害時における住民とのリスクコミュニケーションなどの研修を開催している。

本発表では、平成 29 年度実施のリスクコミュニケーションに係る研修の成果および課題について報告を行う。

2. 研修方法

滋賀県がおかれる状況を鑑みた場合、滋賀県内で避難措置がとられるケースに加えて、立地県で避難措置がとられているにも係わらず、滋賀県内では避難措置が必要とされないケースも想定する必要がある。後者においては、特に行政職員と住民とのコミュニケーションが重要な要素となることから、リスクコミュニケーション研修においては、滋賀県内の行政職員が身近に感じられるケースを想定するなどの工夫を行っている。

研修会では、参加者を５～６名のグループに分け、課題を出し、課題について 1 時間半程度グループディスカッションをした後、班ごとに５～７分程度の発表を行ってもらう。

(1) グループディスカッションの前提

福井県の原子力発電所で放射性物質が放出され、モニタリングの結果、滋賀県内でも空間線量率が上昇していることが判明した。ただし、県内の線量値は、0IL２（20μSv/h）未満である。（一時移転の必要なし）

(2) 課題

福井県のＰＡＺの住民が避難したとの情報を受けて、滋賀県内の住民が自分たちも避難すべきではないかと不安を抱いているとの問合せがあった。そこで、急きょ現状および防護対策についてＵＰＺ内の住民を対象に説明会を実施することとなった。説明会の冒頭で説明する資料（５分程度）を作成しなさい。

また、説明会の中で、以下のような質問がされることを想定し、想定問答を作成しなさい。

ア　屋内退避を継続していた住民から、自分が被ばくしたのではないか、体に影響はないか不安だ。

イ　他府県からの避難者を自宅などで受け入れても大丈夫か、近くに寄ると被ばくしないか。

3. 成果と課題

本研修については、前年度からの課題を受け、研修の方法およびテーマ等を設定しているが、実施および分析内容について未確定な部分があるため、成果と課題については発表時に報告を行う。

* Takako KASHIWA[1] Ekou YAGI[2]　[1]Shiga Prefecture, [2]Osaka University.

現場緊急時対応訓練に関する産学連携の取組み

Business-academia Collaboration on On-site Emergency Response Training

*彦野 賢[1]、金山 正樹[1]、小澤 弘士[1]、岡部 幸徳[2]
[1]原子力安全システム研究所、[2]金沢工業大学

緊急時対応訓練の企画課題を問題解決型授業にて学生に実施した。訓練シナリオの新たな着想が得られるとともに、学生からは授業に対する前向きな評価を受けた。

キーワード：産学連携、問題解決型授業、緊急時対応訓練、ノンテクニカルスキル

1. はじめに

産学連携は、大学教育における重要なテーマであり、企業側においても教育機関との交流を深めることは社会貢献である。近年では共同研究目的以外にも、心理学や経営学における教育方法であるアクティブラーニングまたはPBL（Project Based Learning：問題解決型授業）でも採用されている[1]。本学会行動指針においても、「社会から信頼される技術情報源となるよう努める」と謳われていることから、原子力を題材とした教育を広く提供することは、原子力への信頼醸成への貢献につながる活動に寄与するものと考えた。本報では、大学教育での具体的実践事例を紹介するとともに、企業および大学（学生と教員）双方にとっての効果を確認し、今後の連携促進を深めるための課題を抽出することを試みた。

2. 方法

平成29年度下期の大学院修士課程共通科目として実施した。シラバスの内容は、ビジネスプラン策定の考え方や評価方法を経営戦略、CSRの視点から学生に理解させビジネスプラン実現の方法論としてのプロジェクトマネジメントの考え方を講義形式で学習し、一般企業から出題される課題について、時間・コスト・品質・人的資源・コミュニケーションなどのマネジメントを実践しながら、その解決案をチーム発表形式で報告を求めるものであった。付与した課題は、ノンテクニカルスキルに着目した現場緊急時対応訓練[2]の演習シナリオ立案であった。1コマ目では、現場がおかれた背景とその解決事例を紹介し、その後、学生は1チーム4名単位のチームを編成し、約2か月間、チームマネジメントを実践しながら課題解決をする形式（問題解決型）が採用された。最終コマでは、各チーム単位でプロジェクトマネジメントの進捗結果と課題解決策について口頭発表を求めるとともに，授業内容（理解度，困難度等）や原子力利用に対する意識変化に関する質問項目への回答を求めた。

3. 結論

工学系（機械、化学、建設）大学院生8名が履修した。原子力発電の仕組みおよび業務説明では、積極的な質問を受けた後、実現方法を整理しながら課題に取り組む姿が中間報告された。最終的に，学生が報告した解決策はいずれも訓練シナリオとして採用できるものと評価した。

参考文献

[1] 千徳英一ら(2015). 学生の創造性とイノベーションスキルを伸ばす. KIT-PBL授業. 工学教育研究; KIT progress、(22)、105-116.

[2] 彦野賢ら(2017).ノンテクニカルスキルに着目した緊急時対応訓練の開発 -(1) 「たいかん訓練」の開発と試行、Journal of the Institute of Nuclear Safety System 24、 32-41.

*Masaru Hikono[1], Masaki Kanayama[1], Hiroshi Ozawa[1] and Yukinori Okabe[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kanazawa Institute of Technology.

日本原子力学会 教育委員会の進める CPD(継続研鑽)登録制度の現状と課題

Current Status and Issues of the AESJ Education Committee's CPD Registration System

教育委員会 技術者教育小委員会*浜崎 学[1]，芳中一行[2]，高田英治[3]
[1] 日本技術士会(JNFL)，[2] 日本技術士会(JAEA)，[3] 富士電機

日本原子力学会では2008年にCPD登録システムの運用を開始したが､利用が伸びず約1年で運用を停止。その反省を踏まえ、2015 年秋に教育委員会として｢太陽政策的｣CPD 登録システムとして運用を再開した。既に多くの登録者がある反面、繰り返し登録を希望する者（リピーター）が少なく、課題が浮き彫りになっている。

キーワード：継続研鑽，CPD Continuing Professional Development，教育，人材育成

1. 緒言

科学技術に携わる技術者・研究者の継続教育、人材育成の目的で、継続研鑽(CPD, Continuing Professional Development)を支援する制度が様々な学協会に設けられている。学協会の CPD 制度は、会員の自己啓発を奨励するとともに､資格認定制度ともリンクされ､会員の技術能力の客観的証明としても活用されている。

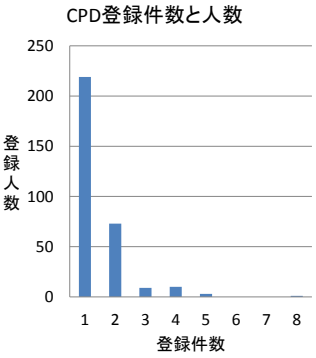
日本原子力学会でも、2008 年 5 月には、独自の CPD 登録システムの運用を開始した。ところが、会員間での利用者数が伸びず、約 1 年で登録システム停止に至った。2012 年に教育委員会の下に設けられた技術者教育小委員会ではこの反省を踏まえて議論を重ねた[1]。2015 年秋、利用者の負担を大幅に低減した｢太陽政策的｣CPD 登録制度として、教育委員会推奨 CPD プログラムの実施実績の登録システムを再開した。

2. 「太陽政策的」CPD 登録

通常、CPD 登録では、利用者自身がシステムにアクセスして、プログラム内容や実施時間数などを自己申告により入力し、実績を積み上げて行く。一方「太陽政策的」CPD 登録では、原子力学会関連の教育的行事のいくつかを「教育委員会推奨 CPD プログラム」と位置付け、受講者だけでなく講師、メンターなども対象として、「CPD 実施証明書」並びに「CPD 登録実績証明書」を教育委員会委員長名で発行すると共に自動的に実績を登録する。このため利用者側には負担を与えない。

3. 現状と課題

2017 年 12 月時点での登録者数を右図に示す。登録者数は実数で 313 名、登録件数は延べ 452 件である。「リピーター」は非常に少なく会員間に CPD が浸透しているとは言い難い。広報不足は否めないが、現状、教育委員会委員長名での証明書以外に具体的なインセンティブがないことも一因と考えられる。より広報宣伝に努めつつ、他学協会での取り組みも参考にして、インセンティブ等も検討して行く必要があると考えられる。



結論

今後、原子力技術者／研究者間への継続研鑽 CPD の考え方の浸透に努めると共に、会員の声を踏まえつつ、自己啓発の目標・実績管理に活用できる CPD システムへの移行に向け取り組んでいく。

参考文献

[1] 「CPD ノススメ」原子力誌,Vol.56, No.3,p.206, No.4,p.278, No.5 p.345

* Manabu Hamasaki[1] , Kazuyuki Yoshinaka[2] , Eiji Takada[3]
[1]IPEJ(JNFL), [2]IPEJ(JAEA), [3]Fuji Electric Co.,Ltd

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

[2B01-04] Fukushima Accident 1

Chair: Michio Murase (INSS)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B01] Development of Severe Accident Analysis Code SAMPSON

*Shingo Ohtsuka[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] （1. The Institute of Applied Energy）

9:30 AM - 9:45 AM

[2B02] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Masao Chaki[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1] （1. IAE）

9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Chiaki Kino[1], Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1] （1. IAE）

10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] （1. IAE）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

国産 SA コード SAMPSON の高度化
（1）熱流動解析モジュールの開発

Development of Severe Accident Analysis Code SAMPSON
(1) Development of Thermal Hydraulic Analysis Module

*大塚 晋吾[1]，鈴木 博之[1]，木野 千晶[1]，茶木 雅夫[1]
[1]エネルギー総合工学研究所

国産 SA コード SAMPSON の高度化を目的とした熱流動解析モジュールの開発状況について報告する
キーワード： SAMPSON，シビアアクシデントコード，シミュレーション

1. 緒言

主なシビアアクシデント解析コードのうち，MAAP, MELCOR 等は主に相関式を試験や TMI 事故結果等で最適化している。これに対し、原子炉容器内の事象から格納容器内事象に至る一連の事象を解析できる国産コードとして，SAMPSON は 1993 年度よりコード開発が行われてきた [1]。

また福島第一原子力発電所事故以降、事故を踏まえた SAMPSON コードのモデル改良や各号機の事故進展解析が実施され[2]、現在も IAE では開発を継続している。

2. SAMPSON コード高度化

本報では福島第一原子力発電所事故以降に行われたモデル改良や事故進展解析で培った技術の、アクシデントマネジメント策の評価・改良など、汎用的用途への適用を容易にするため、基盤モジュールの熱流動解析モジュールの開発状況について報告する。汎用性を確認するための第一歩として、1F1 を模擬した例題（ノード：199, ジャンクション：251）での解析時間比較を表に示す。

実行コード	従来コード	開発コード
解析時間 [s]	188.255	57.039

本開発では将来的な拡張性を考慮したプログラムコードの Fortran90 化等の全体的な高度化も進めており、解析時間は 1/3 以下になっている。

3. 結論

本報では基盤モジュールである熱流動モジュール高度化の一例を報告した。IAE では引き続き SAMPSON コード全体の高度化を継続していく。

参考文献

[1] 内藤正則，安藤泰正，氏田博士，IMPACT プロジェクトチーム”軽水炉発電プラントの事故シミュレーションシステム 'IMPACT'の開発”，日本原子力学会誌，Vol. 41, No.3, pp.174-201 (1999)

[2] M. Naitoh, H. Suzuki, H. Okada, “SEVERE ACCIDENT CODE DEVELOPMENT REFLECTING THE FUKUSHIMA DISASTER”, Proc. 18th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC 2012), PBNC 2012-FA0102, BEXCO, Busan, Korea, March 18-23 (2012).

---

*Shingo Ohtsuka[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1] and Masao Chaki[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
(99) SAMPSON3 週間解析のための 1F 事故シナリオ推定（1 号機）

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(99) 1F accident progression scenario for SAMPSON 3 weeks analysis (Unit-1)

*茶木 雅夫[1]，鈴木 博之[1]，木野 千晶[1]，Pellegrini Marco[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON で福島第一原子力発電所の 3 号機の事故解析を行うために、圧力等の測定データから、事故進展中に起こっていた現象について総合的に検討し、事故シナリオを推定した。

キーワード：過酷事故解析，福島第一原子力発電所，SAMPSON コード，シミュレーション

1. 緒言

SA コードによる事故解析では、設定した入力・境界条件により解析結果が大きく異なる。SAMPSON による福島第一原子力発電所 3 号機の事故解析によるデブリ分布の推定の不確かさの低減のために、実測値や炉内調査結果等と最も整合していると考えられる事故シナリオを策定した。

2. 1 号機事故シナリオの推定

図に 3 月 12 日 0 時から 9 時までの RPV・PCV 圧力測定値を示す。

3 月 12 日 3 時前に D/W 圧力が約 0.25MPa 上昇している。これは RPV からの蒸気流出のみで説明が難しいと判断し、水素の寄与もあると推定した。3 月 12 日 3 時頃に RPV と D/W 間に圧力差があることからこの時点では所謂 RPV 破損は起こっておらず、3 月 12 日 6 時過ぎの PCV 圧力上昇時に RPV 破損が起こったと推定した。

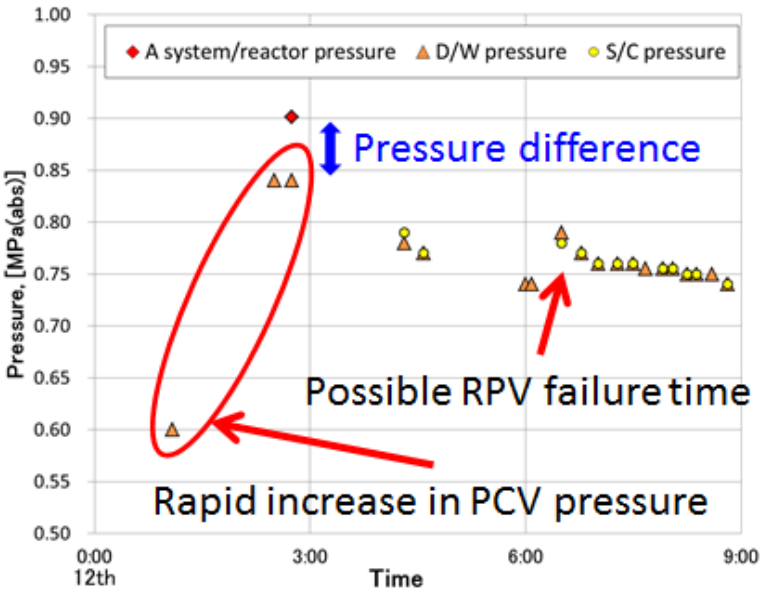


図　RPV/PCV 圧力

3. まとめ

SAMPSON での 3 週間解析に用いる入力・境界条件の作成のために、測定データ・内部調査結果を説明し得る 1 号機の事故シナリオを推定し、PCV 圧力上昇要因、RPV 破損のタイミング等を設定した。本シナリオでの解析評価結果と、これまで得られている様々な知見を合わせてデブリ分布等、廃炉に役立つ情報を提供していく。なお、本研究は経済産業省「平成 29 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。本検討にご協力頂いた JAEA、東芝、日立 GE、東電の皆様に感謝の意を表します。

---

*Masao Chaki[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1] and Marco Pellegrini[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
(100) SAMPSON3 週間解析のための 1F 事故シナリオ推定（2 号機）

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(100) 1F accident progression scenario for SAMPSON 3 weeks analysis (Unit-2)

*木野 千晶[1]，鈴木 博之[1]，Pellegrini Marco[1]，茶木 雅夫[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON で福島第一原子力発電所の 2 号機事故解析を行うために、圧力等の測定データから、事故進展中に起こっていた現象について総合的に検討し、事故シナリオを推定した。

キーワード：過酷事故解析，福島第一原子力発電所，SAMPSON コード，シミュレーション

1. 緒言

SA コードによる事故解析では、設定した入力・境界条件により解析結果が大きく異なる。SAMPSON による福島第一原子力発電所 2 号機の事故解析によるデブリ分布の推定の不確かさの低減のために、実測値や炉内調査結果と最も整合していると考えられる事故シナリオを策定した。

2. 2 号機事故シナリオの推定

2 号機事故シナリオでは 3 月 14 日 18 時頃に実施された強制減圧後の水位挙動および圧力挙動（Fig.1,2）に着目し議論された。これらの測定データより以下のような事故シナリオを推定した。

- 簡易熱バランス解析より 3 月 14 日 18 時頃の強制減圧後に水位は BAF 以下に低下した。
- 3 月 14 日 22 時頃の水位上昇は消防車注水量と照らし合わせて、実際の水位挙動を捉えている。
- 1 つめの RPV 圧力ピークは主に対流熱伝達と少量のデブリ落下を考慮する可能性がある。
- 2 つ目の RPV 圧力ピークは質量・熱バランスを考慮して大規模スランピングが主因である。この期間の PCV 圧力上昇は水位挙動も勘案して、リフラッディングによる水素発生を考慮する必要がある。
- 3 つ目の RPV 圧力ピークは SRV が閉じているもしくは開度が極めて小さくなっていることに起因する。

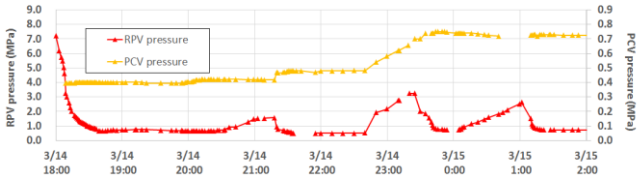


Fig.1 RPV/PCV 圧力挙動

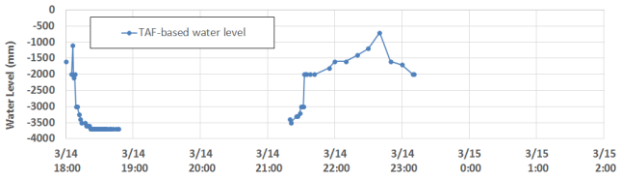


Fig.2 水位挙動

3. まとめ

SAMPSON 解析の入力・境界条件作成のために、RPV 圧力、PCV 圧力、水位などの測定データを説明し得る 2 号機の事故シナリオを推定した。本研究は経済産業省「平成 29 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。本検討にご協力頂いた JAEA、東芝、日立 GE、東電の皆様に感謝の意を表します。

---

* Chiaki Kino[1], Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1] and Masao Chaki[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
(101) SAMPSON3 週間解析のための 1F 事故シナリオ推定（3 号機）

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(101) 1F accident progression scenario for SAMPSON 3 weeks analysis (Unit-3)

*鈴木 博之[1]，Pellegrini Marco [1]，木野 千晶[1]，茶木 雅夫[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON で福島第一原子力発電所の 3 号機の事故解析を行うために、圧力等の測定データから、事故進展中に起こっていた現象について総合的に検討し、事故シナリオを推定した。

キーワード：過酷事故解析，福島第一原子力発電所，SAMPSON コード，シミュレーション

1. 緒言

SA コードによる事故解析では、設定した入力・境界条件により解析結果が大きく異なる。SAMPSON による福島第一原子力発電所 3 号機の事故解析によるデブリ分布の推定の不確かさの低減のために、実測値や炉内調査結果等と最も整合していると考えられる事故シナリオを策定した。

2. 3 号機の事故シナリオの推定

3 号機ではスクラム後、12 日夜まで RCIC・HPCI により炉心の冷却が維持できていた。13 日 5:00 頃から PCV 圧力が上昇しており、これは RPV 内で発生した水素が S/C 経由で PCV へ移行したことが主因と推定した。13 日 10:00 から 12:00 の RPV 圧力スパイクはデブリのスランピングにより生じたと考えられる。14:00 頃に S/C ベントが閉じた以降、圧力は上昇、一定、下降の挙動を示すが、これは PRV 内の水の蒸発により上昇、PCV からのリークとのバランスにより一定、PRV 内の水の枯渇による蒸発量の低下で下降したと推定した。14 日 0:00 からの圧力上昇は MCCI によるガス発生が主因と考えている。

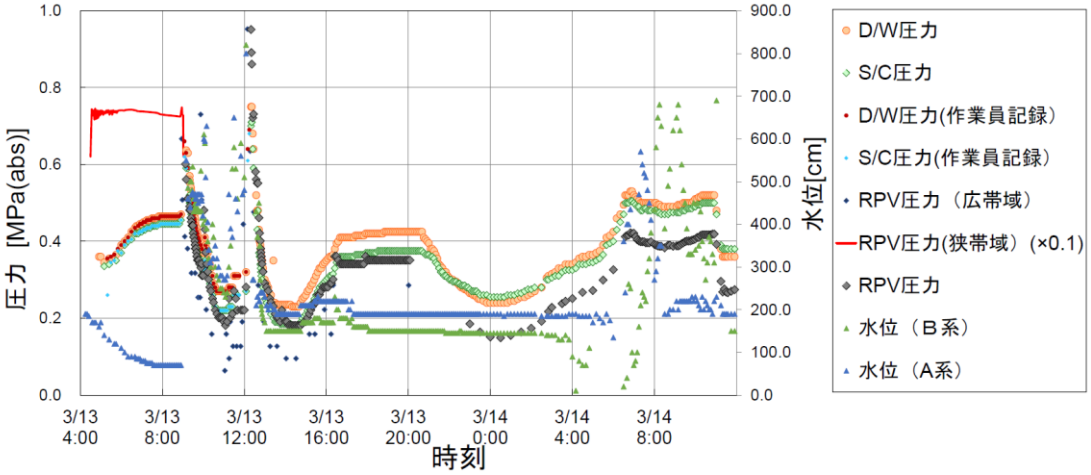


図　3 号機のプラントデータ

3. 結論

実測値に RPV 破損と考えられる挙動は見られないが、14 日 0:00 から MCCI が発生していると推定していることから、RPV 破損のおよそのタイミングを見積った等、3 号機の事故シナリオを策定した。なお、本研究は経済産業省「平成 29 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。本検討にご協力頂いた JAEA、東芝、日立 GE、東電の皆様に感謝の意を表します。

---

*Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1] and Masao Chaki[1]

[1]The Institute of Applied Energy

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

[2B05-09] Fukushima Accident 2

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 10:35 AM - 12:00 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B05] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Asao Nishikawa[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] （1. IAE）

10:35 AM - 10:50 AM

[2B06] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Itsuo Yoshioka[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] （1. IAE）

10:50 AM - 11:05 AM

[2B07] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] （1. The Institute of Applied Energy）

11:05 AM - 11:20 AM

[2B08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Davide Concu[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1] （1. IAE）

11:20 AM - 11:35 AM

[2B09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Alexandre EZZIDI[1], Chiaki KINO[1], Masao CHAKI[1] （1. IAE - NUPEC）

11:35 AM - 11:50 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
(102) SAMPSON を用いた 1F 事故発生後 3 週間解析（1 号機）

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(102) 3 weeks analysis using SAMPSON code (Unit-1)

*西川　朝雄[1]，木野　千晶[1]，茶木 雅夫[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON コードで福島第一原子力発電所の最終デブリ分布を評価するため、今回策定した事故シナリオに基づき[1]、SAMPSON による 1 号機事故解析を実施した。

キーワード：過酷事故解析，福島第一原子力発電所，SAMPSON コード，シミュレーション

1. 緒言

エネルギー総合工学研究所ではシビアアクシデント（SA）解析コード SAMPSON を用いて福島原子力発電所の事故進展シナリオおよび最終デブリ分布を評価している。本発表では 1 号機事故解析による測定値の再現性について報告する。

2. 1 号機事故解析結果

本解析結果から得られた PCV 圧力挙動を Fig.1 に示す。本解析は PCV 圧力の実測値を概ね良好に再現している。スクラム後 5 時間頃からの PCV 圧力上昇は RPV からのリークを仮定して再現している。また、従来の解析はデブリベッドが蒸気によって冷却された結果、水素発生が抑制される方向にあった。本解析ではデブリベッド・蒸気間の熱伝達係数に関する感度解析を実施し、デブリベッドからの水素発生が継続するような高温状態が持続する熱伝達係数を設定した。従来は事故後 10 時間頃から見られる PCV 圧力上昇を過小評価する傾向にあったが、本解析では実測値の再現が可能となった。

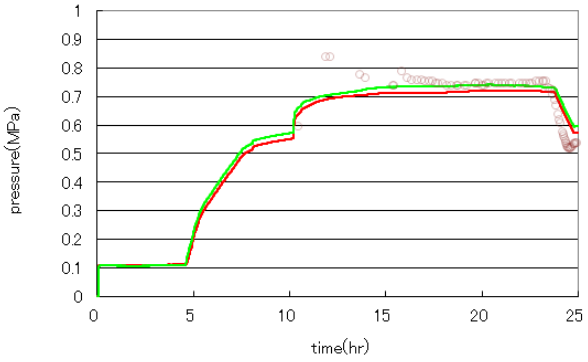


Fig.1-1 PCV 圧力（従来）

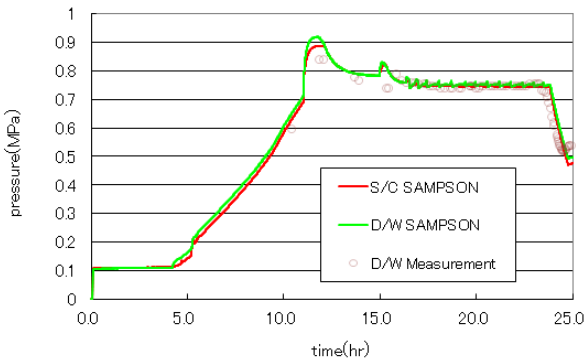


Fig.1-2 PCV 圧力（今回）

3. 結論

本事故シナリオに基づく SAMPSON 解析結果は実測値を概ね再現している。本解析と PCV 内部調査結果等から総合的にデブリ分布などを評価し、廃炉に活用出来る情報を提供していく。本研究は経済産業省「平成 29 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] 茶木雅夫　他 3 名，“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 (99) SAMPSON3 週間解析のための 1F 事故シナリオ推定（1 号機）”，日本原子力学会 2018 年春の年会予稿集，大阪大学，(2018)

* Asao Nishikawa[1], Chiaki Kino[1] and Masao Chaki[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
(103) SAMPSON を用いた 1F 事故発生後 3 週間解析（2 号機）

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(103) 3 weeks analysis using SAMPSON code (Unit-2)

*吉岡　逸夫[1]，木野　千晶[1]，茶木 雅夫[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON コードで福島第一原子力発電所の最終デブリ分布を評価するため、今回策定した事故シナリオに基づき[1]、SAMPSON による 2 号機事故解析を実施した。

キーワード：過酷事故解析，福島第一原子力発電所，SAMPSON コード，シミュレーション

1. 緒言

エネルギー総合工学研究所ではシビアアクシデント（SA）解析コード SAMPSON を用いて福島原子力発電所の事故進展シナリオおよび最終デブリ分布を評価している。本発表では 2 号機事故解析による測定値の再現性について報告する。

2. 2 号機事故解析結果

本解析結果から得られた圧力挙動を Fig.1,2 に示す。本解析は 3 月 14 日 18 時に実施された強制減圧後の RPV・PCV 圧力の実測値を概ね良好に再現している。RPV 圧力について、第 1 圧力ピークで少量のデブリ落下、第 2 ピークで大規模デブリ落下、第 3 ピークで SRV 完全閉を仮定している。また、第 2 圧力ピーク直前にリフラッディングが発生したと想定し、炉心に残存する燃料棒からの水素発生を考慮することで、PCV 圧力上昇を再現した。

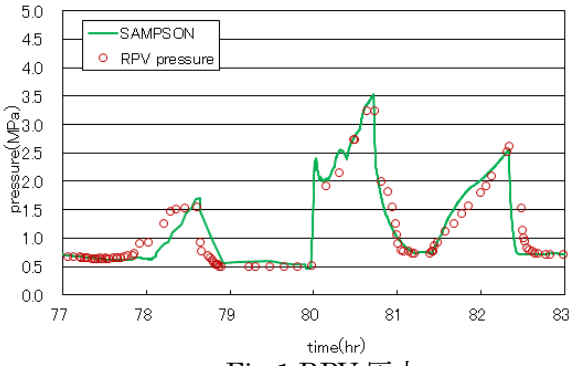


Fig.1 RPV 圧力

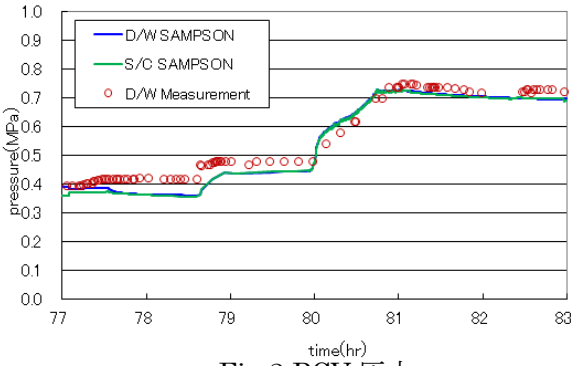


Fig.2 PCV 圧力

3. 結論

本事故シナリオに基づく SAMPSON 解析結果は実測値を概ね再現している。本解析と PCV 内部調査結果等から総合的にデブリ分布などを評価し、廃炉に活用出来る情報を提供していく。本研究は経済産業省「平成 29 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] 木野千晶　他 3 名，“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 (100) SAMPSON3 週間解析のための 1F 事故シナリオ推定（2 号機）”，日本原子力学会 2018 年春の年会予稿集，大阪大学，(2018)

---

* Itsuo Yoshioka[1], Chiaki Kino[1] and Masao Chaki[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
(104) SAMPSON を用いた 1F 事故発生後 3 週間解析（3 号機）

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(104) 3 weeks analysis using SAMPSON code (Unit-3)

* Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1] and Masao Chaki[1],
([1]エネルギー総合工学研究所)

As participant in the project aimed at improving the understanding of Fukushima Daiichi (1F) NPP conditions, IAE has performed a comprehensive evaluation and analyses of the 1F units. At the beginning the accident scenario has been evaluated deeply among all the members of the project, subsequently the SAMPSON code has been applied to confirm assumed phenomena and clarify uncertain points. The analysis has confirmed that at Unit 3 a large portion of the core melted and relocated in the lower plenum. Thereafter, because of lack of cooling, RPV failed and subsequently debris was gradually transferred to the pedestal triggering the MCCI. It is estimated that a little amount of debris might have remained in the lower plenum while a considerable portion relocated to the pedestal with limited spread to the DW.
Keyword：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants, Severe Accident, MCCI, SAMPSON

1. Introduction

The fiscal year 2017 represents the last year of the project aimed at improving the understanding of Fukushima Daiichi reactor conditions. In this final year we have condensed all the experience gathered through SAMPSON analysis and modeling of the Fukushima Daiichi to provide a best estimate calculation that can reproduce as much as possible the measurements, explain the accident scenario and provide reliable estimations of the debris and FP distribution. The accident scenario was intensely analyzed together with other members of the project through deep investigation of the measurements and an adequate scenario with firmed points where consensus was reached and some points requiring additional clarification through the analysis, was drawn. In this work we will present the latest results of the computation regarding Unit 3 discussing the assumptions, uncertain topics as well as providing a rough picture of the debris distribution in the plant.

2. Results

In the SAMPSON prediction core degradation starts at around 38h in Figure 1 a), when the PCV pressure increases gradually. Thereafter ADS triggers and PCV pressure is reduced through the S/C area opening (42h). Two debris slumps occur at around 43h, small slump, and 45h, complete core debris relocation. In this calculation only the second large relocation is calculated and the SAMPSON code provides a relatively good agreement of the RPV pressure spike, as well as the PCV pressure. Thereafter the pressure rises after S/C vent closes (47h) because of debris quenching in the lower head as well as water leaking through the downcomer manhole. Sea water is continuously injected through the fire pump until the pressure in the PCV reached around 0.4MPa. Thereafter the pressure is maintained high through water draining from the downcomer quenching the debris. At the time when the RPV reached dry-out conditions, the pressure drops and lower head melts with sudden debris discharge (55h). In sensitivity calculations on the behavior of the MCCI we have realized that a continuous relocation does not reproduce the pressure signature. For this reason we have considered the possibility of discontinuous relocations assuming multiple and subsequent lower head failures. This assumption is found successful to reproduce the pressure trend. Eventually the pressure reaches around 0.5MPa, and the water injection is reduced to zero until, at the onset of water dryout (68h), the PCV pressure reduces to around 0.4MPa driven by drywell head flange leak and drywell leak. Because of this pressure reduction a certain amount of water is transferred from the S/C to the D/W where steam additionally starts to be generated pressure increases again. This process is repeated several times until the pressure is stabilized. At around 70 hours the conditions of the pedestal by the MCCI is presented in Figure 1 b) and c).

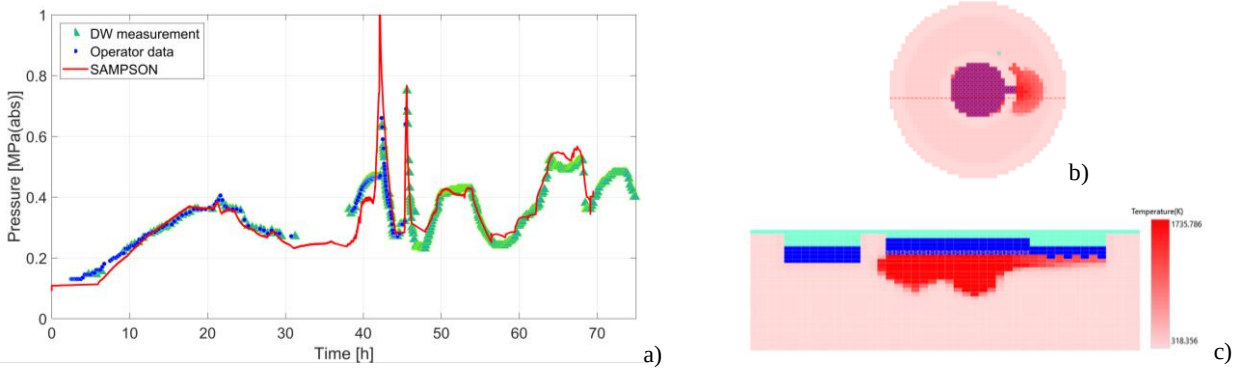


Figure 1 a) DW pressure results by the SAMPSON code, b) debris spread, c) vertical concrete ablation.

3. Conclusion

From the SAMPSON analysis of Unit 3 it is estimated that a large portion of the core melted and relocated to the lower plenum, which subsequently failed because of lack of cooling. While around small amount of debris is estimated to remain as solid debris in the lower head, a large portion is computed to be discharged gradually to the pedestal, where competing phenomena between gas generation and leak resulted in an oscillatory behavior of the PCV pressure signature which was well reproduced by SAMPSON.

－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

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(105) 3D-MCCI analysis for 1F Unit 2 and 3 using SAMPSON code

*D. Concu[1], M. Pellegrini[1] and M. Chaki[1]
([1]エネルギー総合工学研究所)

The phenomena taking place during a severe accident are complicated and difficult to predict using safety analysis codes, where the experimental database is still poor (particularly with respect to the plant scale), and the models have many parameters and not well validated. Therefore, a more meaningful alternative to an integral calculation is to perform a stand-alone analysis using as boundary and initial conditions the available data of the accident, even if for this procedure the quality of information is essential.
KEYWORDS: MCCI, Severe Accident, Sensitivity Analysis, 3D simulation

1. Introduction

In this paper, a sensitivity study on the ex-vessel accident progression in the 1F Unit 2 and 3, based on the available information at the current time, was performed. The study has been carried-out coupling the Debris Spreading Analysis (DSA1) and the Containment Vessel Phenomena Analysis (CVPA) modules of SAMPSON code. Different sets of boundary conditions have been selected for each test case, in order to perform the sensitivity analyses within a broader spectrum of possible scenarios.

2. Results

With the purpouse of establishing the best estimate case, the measured pressure marks of the containment has been set as baseline for the Unit 2 and 3 calculations. This was attempted in order to define the most likely accident evolution informing the debris distribution inside the PCV and concrete mass eroded in the basemat during the MCCI phase. The calculation has shown that for the Unit 3 case, a continuous relocation of debris from the lower head, leads to an over-predicted estimation of the pressure trend inside the PCV after failure. A non-continuous relocation, instead, produces a more accurate pressure evolution (Figure 1).
A similar sensitivity analysis has been carried out for the Unit 2 case.

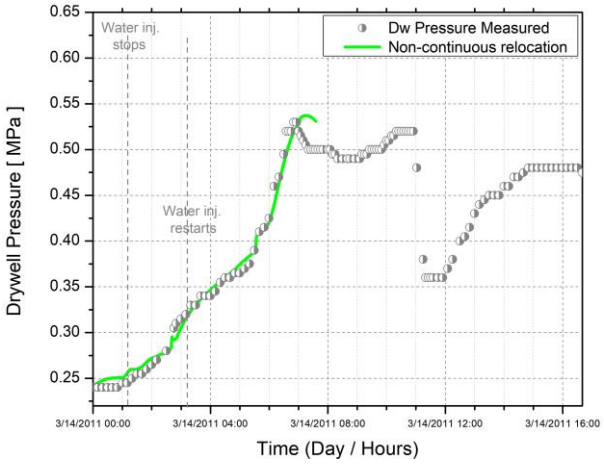


Figure 1: Unit 3 containment pressure trend for the best estimate, non-continuous relocation case

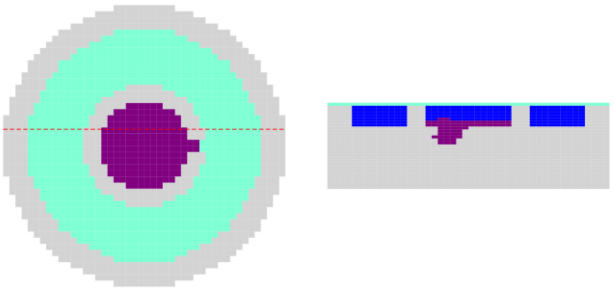


Figure 2: Debris spreading and basemat erosion at around 6 hour simulation for the non-continuous relocation of Unit 3

3. Conclusions

Regarding the Unit 3 case, according to the best estimate case in Figure 1 and the relative spreading analysis in Figure 2, the debris is confined inside the pedestal for the first 6 hours following the reactor failing. Only in a second phase the debris flows in the drywell, not reaching the steel liner at the end of the 12 hours analysis.
The erosion is mainly localized in the pedestal floor and the internal sumps walls, while the drywell area is only lightly affected.

－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.

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(106) Improvements of SAMPSON debris to lower head wall heat transfer models

*Alexandre Ezzidi[1], Chiaki Kino[1] and Masao Chaki[1]
[1]Institute of Applied Energy (IAE)

Since the RPV is considered as the most important barrier to prevent large fission product releases to the environment, the US-NRC, following TMI-2 accident, had initiated two research projects: Vessel Investigation Project (VIP) with Benchmark of Vessel Margin to Failure [1], dedicated to the behavior of the RPV, this is despite that TMI-2 RPV did not fail. Therefore, investigation of the phenomena which resulted in Fukushima RPV failures is crucial. In the present work, a preliminary stand-alone analysis is performed by SAMPSON code for Fukushima RPV taking into account gap cooling effects observed in SONATA experiment. Three CHF correlations have been tested for the boiling in the gap, all showed very different results. However, even that an existing correlation with a correction factor seems to be promising with better agreement with test data in the code, further investigations would be desirable for the correlation to accurately predict the failure times of Fukushima RPVs.

Keywords: Fukushima, Severe Accident, In-Vessel Retention, Gap Cooling, Lower Head Failure, Molten Core Relocation, SAMPSON

1. Introduction

Simulation result of SONATA-IV experiment by SAMPSON/DCA code [2] had shown that the heat transfer from molten debris to lower head wall was highly underestimated in comparison to experiment data. Furthermore, an effective gap cooling model was missing in the code. Therefore, the present study aims at investigating ways to improve debris to lower head wall heat transfer models in order to correctly predict the wall temperature and hence, RPV failure time.

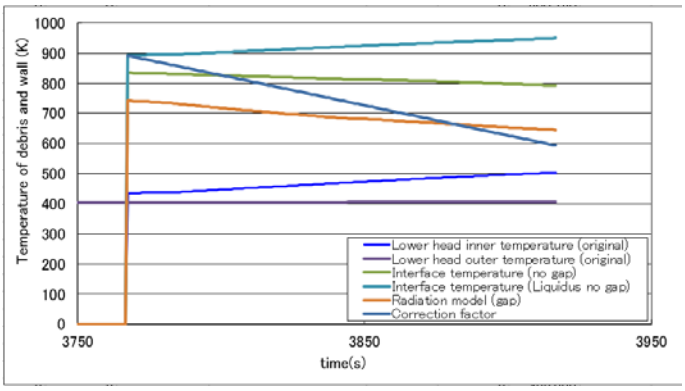
2. Analytical Method

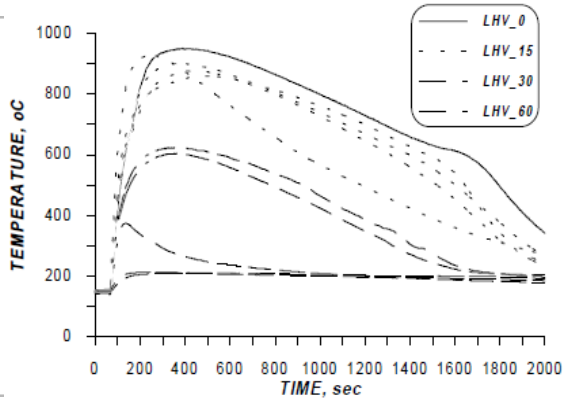
In the absence of a gap between debris bed and lower head wall, as a first order approximation, an interface temperature is estimated based on debris and wall material properties and their initial temperatures. Figure below shows the calculated wall temperatures: green curve (/) using debris melting temperature and light blue curve (/) using a bulk debris temperature. Assuming the presence of water in lower head, the estimated interface temperature is then used in the calculation of heat transfer to the wall through the gap taking into account the heat removal by boiling. Several existing CHF correlations are tested for the heat removal in the gap, including Fauske correlation [2], but all of them showed unrealistic results. A correction factor is then considered.

3. Results and Future Work

The result of lower head wall maximum inner and outer temperatures by the original model, blue curve (/) and purple curve (/) respectively, are presented in Figure below. Using one of above CHF correlations with a correction factor, debris to wall net heat transfer is calculated and the results of wall maximum temperature are compared to Lava-3 test data of SONATA-IV shown on right-side Figure below. The calculated new wall temperatures, considering heat removal in gap, are presented in Figure below as follows: orange curve (/) assumes only radiation from debris to wall while dark blue curve (/) assumes both radiation and conduction through the gap. This result shows only that wall temperature decrease is within the range of the test data as direct comparison with temperatures at different locations of the test is not possible because of different debris configurations between the calculation and the test.

Even though notable improvement is obtained, the present model, however, is still not completed as the evaluation does not take into account several other phenomena such as crust formation and a variable gap size. Therefore, many improvements including several new models, such as two-layer and three-layer debris models, and benchmark against real RPV lower head data of Fukushima which could be evaluated through an extensive investigation of Fukushima RPVs, as what was done for the RPV of TMI-2 [1]. This knowledge will be used for the discussions regarding 1F estimations of debris and FP and may help to clear some of the open items regarding Fukushima accident.





References

[1] NUREG/CR-6197, “TMI-2 Vessel Investigation Project”, US-NRC, 1994.

[2] Ezzidi, A. Kino, C., Chaki, M., Naitoh, M., “(97) Assessment of SAMPSON/DCA Heat Transfer Models between relocated molten core and RPV lower head wall,” Fall Meeting of AESJ, September 13-15, 2017.

[3] Fauske, H. K., “Operation of Reflux Condensation and Flooding Limitations”, FAI Process Safety News, Spring 2002, Volume 9, Number 1, 2002.

—Acknowledgement—
This work has been financially supported by the Japanese government’s Ministry of Economy, Trade and Industry.

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

[2B10-13] Scrubbing

Chair: Shinichiro Uesawa (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 3:50 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B10] Effect of Inner Flow in a Single Bubble on Decontamination during Pool Scrubbing

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

2:45 PM - 3:00 PM

[2B11] Gas-liquid two-phase flow behavior effected by thermal stratification during pool scrubbing

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

3:00 PM - 3:15 PM

[2B12] Aerosol Transfer Behavior in Two Phase Flow during Pool Scrubbing

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

3:15 PM - 3:30 PM

[2B13] Pool scrubbing experiment

*HAOMIN SUN[1], Shinichi Machida[2], Yoshiyasu Hirose[3], Yasuteru Sibamoto[1], Yuria Okagaki[1], Taisuke Yonomoto[1] （1. Japan atomic energy agency, 2. Persol Tempstaff, 3. Advanced Algorithm &Systems）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

プールスクラビング時の除染評価と気泡内粒子挙動

Effect of Inner Flow in a Single Bubble on Decontamination during Pool Scrubbing

*藤原 広太[1]，菊池 航[1]，中村 優樹[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学

原子力発電所の過酷事故時において核分裂生成物質を含んだエアロゾルは水中を通ることでプールスクラビング効果により除染される. 本研究では単一気泡内の微粒子の挙動, 並びに気泡の上昇挙動に着目し, プールスクラビングにおいて除染因子ごとの微粒子の離脱を表す局所離脱速度への影響について調べた.

キーワード：スクラビング、除染係数、エアロゾル、可視化計測

1. 諸言

原子力発電所事故時のプールスクラビングに関する既存解析コードの改良や評価のため，プールスクラビングのメカニズムの解明が求められている．本研究の目的はプールスクラビング時において微粒子除去に関わる各種要因を個別に見積もることである.

2. 実験手法

本研究で使用した実験装置は中央には高さ 1500 mm のテスト部水槽がからなり，水槽内部の L 字ノズルから気泡や油滴を投入することで可視化計測を行う．本実験では油滴内部流動の二次元 PIV 計測および, 上昇気泡に対して三次元可視化撮影を行った.

3. 結果・考察

Fig.1 にエアロゾルなし, 難溶性粒子である OX50, 可用性粒子である CsI のそれぞれを使用した条件における可視化結果を示す．可視化情報から，気泡の上昇速度，等価直径，アスペクト比を取得した．上昇速度はエアロゾルのない場合において，アスペクト比は CsI の条件においてそれぞれ MELCOR の式と最も近い値をとった．Fig.2 に MELCOR において定義される微粒子の離脱に関係する局所離脱速度を示す．以上で定義される気泡界面における局所速度の理論値と気泡を模擬した油滴の内部流動可視化から得られた実験値の比較を Fig.3 に示す. 計測値は理論値に比べ，小さい値をとった．比較結果から，MELCOR において定義されていない界面のスリップが DF に影響することが示唆された.

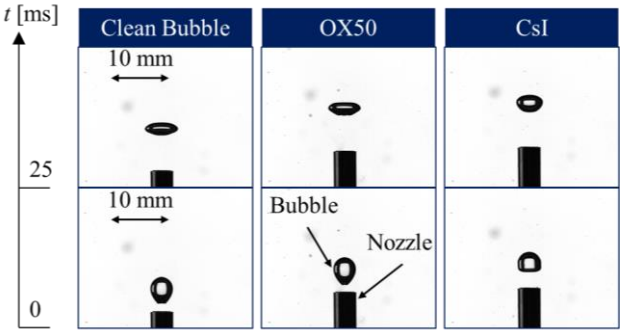


Fig. 1. エアロゾルごとの気泡上昇挙動

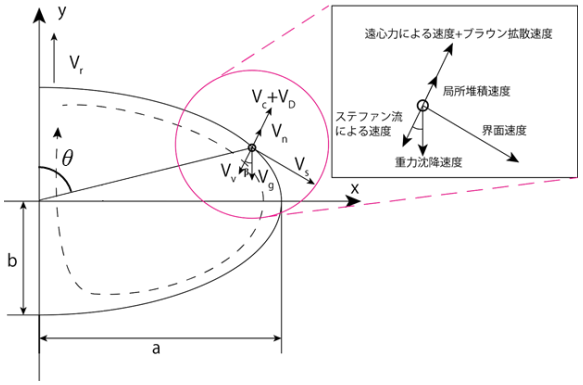


Fig. 2. MELCOR モデルにて想定される気泡内流動

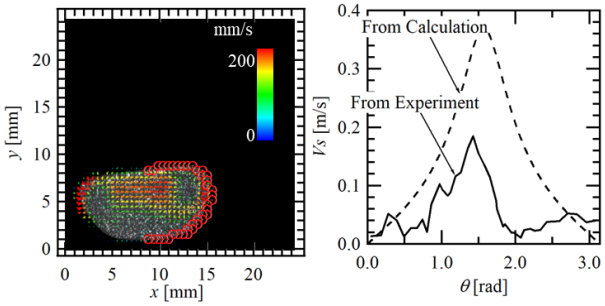


Fig. 3 油滴の界面速度の実験値と計算値の比較
赤丸は界面の速度と判別した計測点を示す

謝辞

本研究は，平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一環として行ったものである

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

プールスクラビング時の温度成層化に及ぼす気液二相流挙動の影響

Gas-liquid two-phase flow behavior effected by thermal stratification during pool scrubbing

*中村 優樹[1]，藤原 広太[1]，菊池 航[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

原子力発電所での過酷事故では放射性微粒子を含むガスが施設外へ放出される過程において，水中を通る際に粒子が水中へ移行することによる大きな除染効果が確認されている．これをプールスクラビング効果という．現在，プールスクラビングに関する除染性能評価は既存の解析コードを用いて行われているが，そのモデルの妥当性は十分に検証されていない．また，妥当性を検証する上で必要な実験データや知見が不足している．

キーワード：プールスクラビング，除染係数，温度成層，ワイヤメッシュセンサ

1. 緒言

本研究では，スクラビング効果を解明する上で重要となる気液二相流挙動に着目し，種々の条件における気相噴流のボイド率計測及び可視化計測から気泡群挙動を解明することを目的とする．常温水を用いた実験に加え，試験水槽内に温度成層を形成した条件でも噴流計測を行った．事故時には圧力抑制容器内に温度成層が形成されると考えられている．また凝縮性ガスである蒸気を混合した気相噴流の計測を行った．さらに解析コード中の物理モデルや計算式と実験データを比較し，その妥当性を評価する．

2. 実験手法

試験部は縦横 500mm，高さ 3000mm のアクリル製水槽である．実験はノズル径，ガス流量，サブマージェンスをパラメータとして行った．気相噴流に対してハイスピードカメラにより可視化観察を行った．また，ワイヤメッシュセンサにより気相噴流のボイド率分布計測を実施した．温度成層は高温水と冷水を別々に水槽に注入することで形成した．気相として空気のみおよび蒸気を混合した気体を用いた．

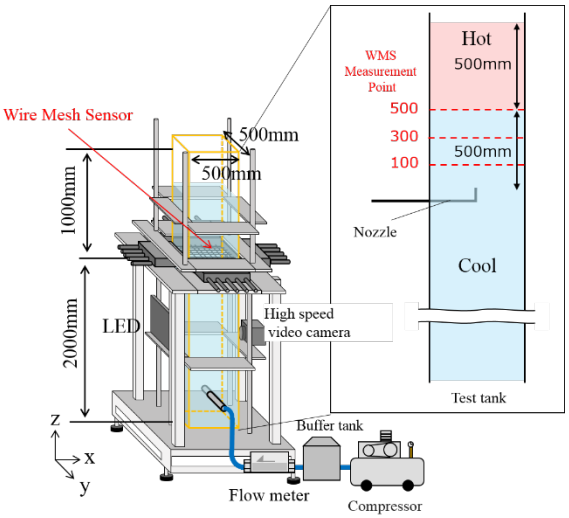


Fig. 1　実験体系及び温度成層

3. 結果

ノズル径 10mm，ガス流量を 50L/min，サブマージェンス 1000mm とした場合の結果を示す．また冷水は 16℃程度，高温水は 50℃程度である．Fig. 1 に示すような試験水槽内に温度成層を形成して噴流計測を行った．温度成層下で計測したボイド率分布を Fig. 2 に示す．計測点が高くなるに従ってボイド率は低下し，分布範囲が拡大していった．温度成層が形成されていない条件で計測された結果と顕著な違いは見られなかった．また噴流注入開始 3 分後と温度成層が崩壊していると 60 分後に計測を行った．

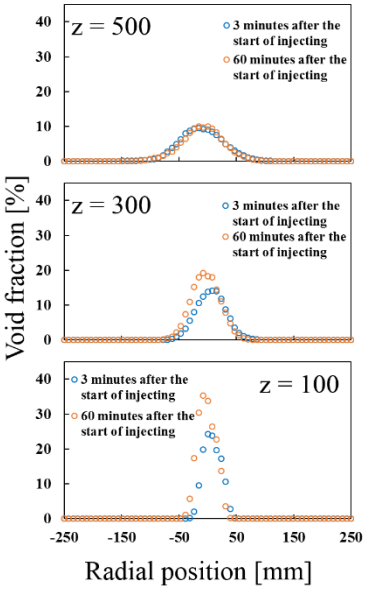


Fig. 2. 時間平均ボイド率分布

謝辞

本研究は平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として実施されたものである．

*Yuki Nakamura[1], Kouta Hujiwara[1], Wataru Kukichi[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

プールスクラビング時の二相流中におけるエアロゾル移行挙動

Aerosol transfer behavior in the two-phase flow during pool scrubbing

*菊池航[1]，藤原広太[1]，中村優樹[1]，齋藤慎平[1]，湯浅朋久[1]，金子暁子[1]，阿部豊[1]
[1]筑波大学

原子力発電所の事故進展解析において，プールスクラビングによる除染係数(DF)の評価が重要であり流動モデルや除染モデルの妥当性確認が必要とされている．本研究では二相流の流動構造に対するエアロゾルの影響や，噴流中の粒子が液中へ移行する挙動を解明することを目的とする．本報では，プール部にノズルからエアロゾルを含む非凝縮性ガスを噴出し，ノズル出口付近から水面に至るまでの可視化撮影を行う．各高さにおける二相流中の気泡径とアスペクト比の観測，加えてワイヤメッシュセンサを用いてボイド率計測と気相速度計測を行う．

キーワード：プールスクラビング、除染係数、エアロゾル、可視化観測、ワイヤメッシュセンサ

1. 緒言

原子力発電所の事故進展解析において，プールスクラビングの性能を解析的に求めるために，気液二相流動モデルや気相から液相への除染モデルの妥当性確認が求められている．気液二相流中にエアロゾルが混入した際の流動構造への影響や，気相噴流中における粒子の液相への移行挙動を可視化により解明することを目的とし，ノズル出口付近から水面に至るまで，高さ毎に可視化撮影を行った．

2. 実験体系および実験条件

Fig.1 に示す実験装置を用いて気液二相流中にエアロゾルが混入した際の流動構造への影響を把握するために，赤色 LED を用いたバックライト法により高速度カメラを用いた可視化観測を行った．サブマージェンス 1000 mm，気相流量 30 L/min，エアロゾル粒子に不溶性の硫酸バリウムを使用した条件において，ノズルから中心が 600 mm 上部で高さ 100 mm,幅 78 mm の画像から画像処理の楕円近似を行い空気単相，エアロゾル粒子を含む固気二相流で体積等価直径とアスペクト比の関係を調べた．

加えて，更に詳細にエアロゾル粒子が液相への移行する挙動を把握するために，サブマージェンス 500 mm，気相流量 10 L/min，エアロゾル粒子に不溶性の OX-50，可溶性のローダミンを使用した条件において粒子の液相への移行挙動を調べた．

3. 結果及び考察

気液二相流中にエアロゾルが混入した際にアスペクト比へ気泡径とアスペクト比の影響結果を Fig.2 に示す．空気単相に比べエアロゾル粒子を含む固気二相流ではアスペクト比が低下し真円に近づき MELCOR による予測結果に近づく傾向となった．

ノズルから直後で粒子の液相への移行挙動を Fig.3 に示す．ノズル直後では粒子が慣性で気液界面を超えて液相側へ移送している様子が確認された．

謝辞

本研究は平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として行ったものである．

参考文献

[1] Wellek,et al. “Shape OF Liquid Drops Moving in Liquid Media” AIChE Journal, Vol.12, 854-862(1966)

[2] R. O. Gauntt, et al., “MELCOR Computer Code Manuals： RadioNuclide (RN) Package ReferenceManual,” NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2, 2000.

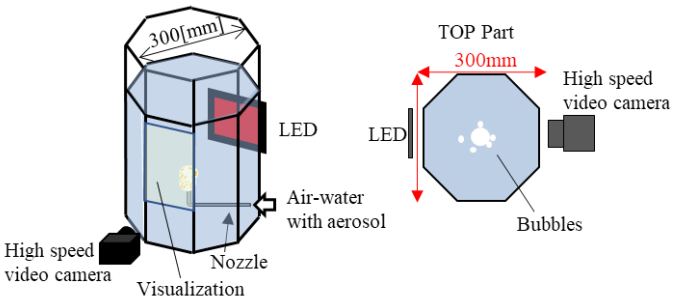


Fig. 1 Experimental apparatus

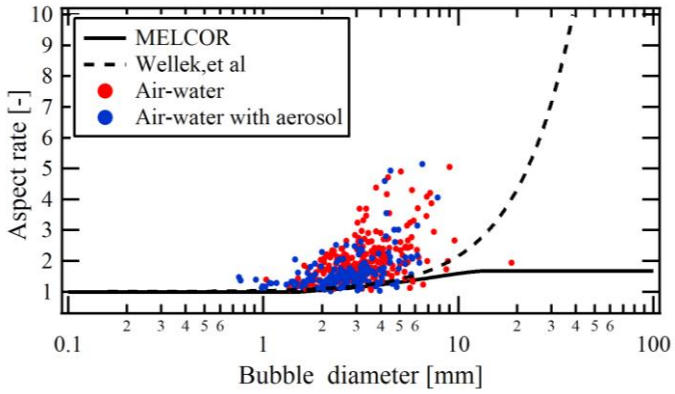


Fig. 2 Relationship between aspect ratio and bubble diameter

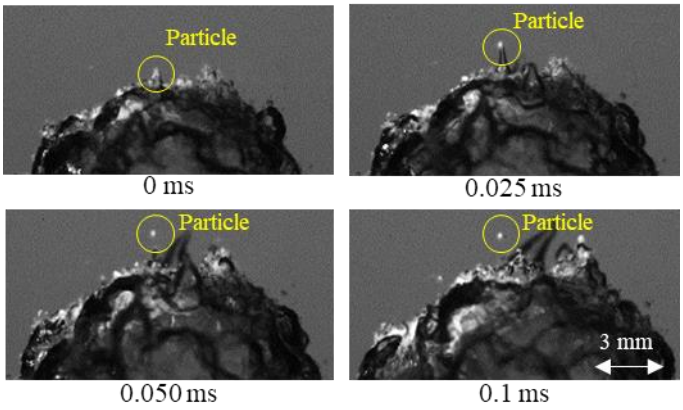


Fig. 3 Transfer behavior of aerosol particles

*WataruKikuchi[1], KotaFujiwara[1], YukiNakamura[1], ShimpeiSaito[1], TomohisaYuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]
[1]University of Tsukuba

プールスクラビング実験　（１）0.3m 水位における実験結果

Pool scrubbing experiment (1) Results of test in 0.3m submergence

*孫　昊旻[1]，町田　真一[2]，広瀬　意育[3]，柴本　泰照[1]，岡垣　百合亜[1]，与能本　泰介[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]パーソルテンプスタッフ株式会社，[3]株式会社アドバンストアルゴリズムシステムズ

プールスクラビングによるエアロゾル除去効率において支配的とされているガス注入領域に着目し、常温常圧の水-空気条件に対する上向きガス注入体系において、0.3m 水位一定のプールスクラビング実験を実施した結果について報告する。

キーワード：プールスクラビング、光散乱式エアロゾルスペクトルメータ

1. 緒言

シビアアクシデント時に、放射性物質の環境への放出量軽減を図る有効な対策の一つとしてのプールスクラビングは安全評価上重要である。しかし、既存プールスクラビングモデルによる予測性能には依然として大きな不確かさが存在し、二相流とエアロゾル双方の詳細な相互関係についての知見も不十分である。JAEA では、モデル高度化のために高精度なエアロゾル計測に基づくプールスクラビングの DF のデータベース構築を試みている。既存モデルでは、二相流挙動の違いに則してガス注入領域や気泡上昇領域等に領域分けして各領域の DF を計算しており、特にガス注入領域のエアロゾル除去効率が高いとされているものの、用いられている二相流モデルの不備が指摘されている[1]。本発表では、モデル改良及び検証データ取得の一環として、0.3m 水位一定のプールスクラビング実験を実施した結果について報告する。

2. プールスクラビング実験

試験部は、内径 0.2m のポリカーボネイト製のパイプである。発生器からのエアロゾルは、空気流に伴って、内径 10mm のノズルから上向きに試験部へ注入される。一定水位 0.3m において、試験パラメータとして注入空気流量を 58-274L/min（注入ノズル部流速 12-58m/s に相当）に設定した。試験粒子として 0.5 と 1μm の単分散 SiO_2粒子を用いた。DF 計測には光散乱式エアロゾルスペクトルメータ(WELAS)を用い、試験部入口と出口両方で粒子数濃度を計測した。エアロゾル計測の信頼性向上のために、WELAS と計測原理の異なる凝縮粒子カウンター(CPC)による計測検証も行った。試験は、常温常圧の条件下で実施した。

3. 試験結果

計測した DF の結果を図 1 に示す。いずれの粒子径も注入空気流量の増加に伴って DF が増加した。また、粒子径が大きいほど DF が大きく、注入空気流量の増加に対する DF の増加傾向も顕著であった。ガス注入領域では、粒子の慣性衝突による除去効果が支配的と考えられ、粒子径や注入ガス速度の増加に伴ってこの効果が顕著に表れた結果だと考えられる。

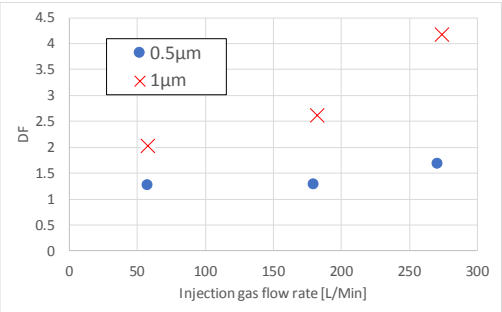


図 1　DF の計測結果

4. まとめと今後の予定

0.3m 水位一定における DF のデータを取得した。今後、取得したデータを用いて既存プールスクラビングモデルの評価精度検証を行い、同じ条件における可視化計測で二相流挙動を把握し、DF のデータと併せて実現象に即したモデルの高度化を実施する予定である。

本研究成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成２９年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として得られた。

[1] T. Albiol, et al. PASSAM Final Synthesis Report. PASSAM–DKS-T28 [D5.5], 2017.

*Haomin Sun[1], Shinichi Machida[2], Yoshiyasu Hirose[3], Yasuteru Sibamoto[1], Yuria Okagaki[1]and Taisuke Yonomoto[1].

[1]JAEA, [2]Persol Tempstaff Co., [3]Advanced Algorithm & Systems.

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

[2B14-17] CCFL and Liquid Film Behavior

Chair: Hide Okada (IAE)

Tue. Mar 27, 2018 3:50 PM - 4:55 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B14] Experimental Study of an Effect of Water Flow Rate on CCFL Behavior at Upper Tie Plate

*Taku Nagatake[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:50 PM - 4:05 PM

[2B15] Effect of Diameters on Countercurrent Flow Limitation at Sharp-Edged Upper End of Vertical Pipes

*Michio Murase[1], Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Akio Tomiyama[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Kobe University)

4:05 PM - 4:20 PM

[2B16] Effect of the Wettability on the Front Edge Geometry of Liquid Film Flowing Down on an Incline

*Takahiro Ito[1], Tatsuya Tsuneyoshi[1], Yoshiyuki Tsuji[1] (1. Nagoya University)

4:20 PM - 4:35 PM

[2B17] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

*Yutaro Hihara[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Hiroyuki Yoshida[2], Susumu Yamashita[2] (1. University of Tsukuba, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

スプレイ水到達量が上部タイプレート部での CCFL 挙動へ及ぼす影響についての実験的検討

Experimental Study of an Effect of Water Flow Rate on CCFL Behavior at Upper Tie Plate

*永武　拓[1]，柴田　光彦[1]，吉田　啓之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

使用済み燃料プールにおけるスプレイ冷却性能評価に関連して報告されている、スプレイ水到達量が気液対向流制限(CCFL)に与える影響に関し、その要因を実験的に検討した。

キーワード：使用済み燃料プール，気液対向流制限，スプレイ冷却，可視化実験，空気-水実験

1. 緒言

使用済み燃料プール(SFP)の過酷事故に対し、スプレイ冷却の有効性評価が必要とされる。スプレイ冷却で重要となる、上部タイプレートでの気液対向流制限(CCFL)に着目した既存実験において、スプレイノズルの設置高さが低くなると CCFL の際の落水量が大きくなることが報告されている[1]。これは、スプレイノズル高さが上部タイプレートへのスプレイ水到達流量に影響を与えたため、CCFL が影響されたと考えられる。そこで本報は、5×5（径 12mm）、長さ 1m の模擬燃料集合体及び円形の穴を持つ模擬上部タイプレートを用い、空気-水系において CCFL 挙動の可視化及び落水量計測実験を行い、スプレイ水到達流量が CCFL に与える影響について検討した。

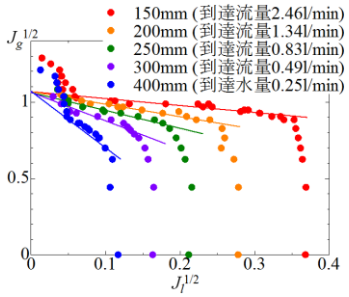
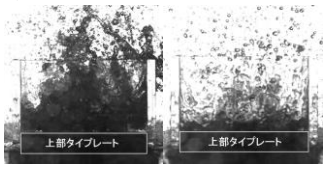


図 1 Wallis 式による整理



150 mm　　300 mm

図 2 可視化画像

2. 実験

スプレイ流量一定の条件で、スプレイ設置高さを上部タイプレートより 150mm から 400mm まで変更することで、到達流量を 2.46*l*/min から 0.25*l*/min まで変化させた。図 1 に Wallis 式[2]に基づき整理した試験結果を示す。無次元空気流量 J_g が一定の場合、無次元落水量 J_l は、到達流量の増加により大きくなる。図 2 に CCFL が起きた際(空気量 500*l*/min.)の可視化画像を示す。到達流量が大きい場合、上部タイプレート上部の蓄水量が多くなっている。内藤ら[3]の研究では、CCFL は気相が上部タイプレートを通過する際の圧力損失と、上部の水頭圧により説明されており、蓄水による静水圧の差が変化するため、到達流量、すなわちスプレイ高さが CCFL に影響を与えたと考えられる。

3. 結論

スプレイ高さをパラメータとして、上部タイプレート模擬した CCFL 試験を実施し、到達流量の増加に起因した畜水量の増加による CCFL への影響を確認した。従って、SFP のスプレイ冷却に対する CCFL の検討では、スプレイ水高さなど違いによる、到達流量を考慮する必要がある。今後、実験条件の追加や結果について定量的検討を行い、スプレイ到達流量による影響の定式化を進める予定である。

参考文献

[1]平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業「重大事故解析手法の高度化」報告書

[2]Wallis, G. B. et al, Mc-Grew Hill, Inc., New York, USA, pp 123-134. (1969)

[3]Naitoh, M., et al, J. of Nuclear Science and Technology, pp 806-815, (1978)

---

*Taku Nagatake[1], Mitsuhiko Shibata[1] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

鉛直管のシャープエッジ上端での気液対向制限に対する直径の影響

Effect of Diameters on Countercurrent Flow Limitation at Sharp-Edged Upper End of Vertical Pipes

村瀬 道雄[1]，西田 浩二[1]，楠木 貴世志[1]，冨山 明男[2]

[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

鉛直管上端での気液対向流制限（CCFL）に対する従来データを分析し、直径 $D \leq 38$ mm では実験により直径の影響が有意に異なることを示し、この原因を検討するため $D = 20$ mm での CCFL 実験を準備中である。

キーワード：加圧器サージ管，鉛直管上端，気液対向流制限，直径

1. 緒言　著者ら[1]は、鉛直管における気液対向流制限 (CCFL) の従来データを整理し、Wallis 相関式[2]の無次元流速における代表長さ $w = D^{(1-\beta)}L^{\beta}$, $0 \leq \beta \leq 1$ (D: 直径, L: ラプラス長さ) がシャープエッジ下端（蒸気発生器伝熱管）では $\beta = 0$、シャープエッジ上端（加圧器サージ管）では $\beta = 1$、上下端がラウンドエッジの管内では $\beta \fallingdotseq 0.5$ であるが大口径では $\beta = 1$ になることを示した。しかし、下端でも大口径では $\beta = 1$ に漸近すると推定され、上端でも小口径では $\beta < 1$ になる可能性がある。そこで本報では、直径 $D = 19$～140 mm での従来データ[3, 4]を用いて上端での CCFL について直径の影響を詳細に分析した。

2. 評価の方法と結果　上端 CCFL データには Richter [3]に掲載の $D = 19$～140 mm と Doi et al. [4]による $D = 30$, 45, 60 mm での測定値を用いた。図 1 に示すように、$\beta = 1$ (Kutateladze パタメータ K^*) で整理すると、Wallis 相関式[2]における勾配 $m = 0.9$、定数 $C_K = 1.5 \pm 0.1$ で表わせる[1]。しかし、$D = 19$～38 mm, 140 mm [3]は他のデータと勾配 m が異なっている。

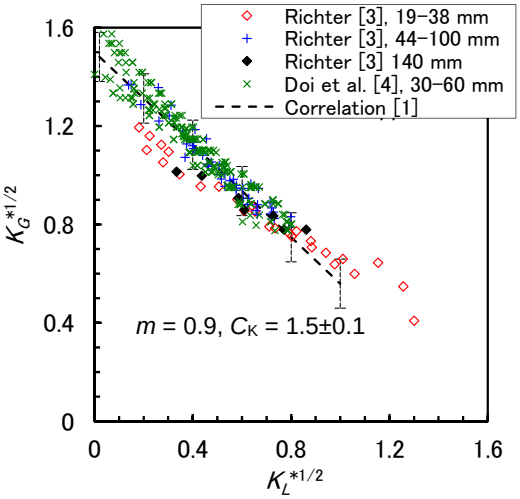


図 1　鉛直管上端 CCFL

実験条件ごとに測定値[3, 4]から最小二乗法で勾配 m と定数 C_K を求めた。C_K と直径 D の関係を図 2 に示す。Richter [3] の $D \leq 51$ mm では $C_K = 0.71D^{*1/4}$ となり Wallis パラメータ J^* 支配（$C_W = 0.71$）を示唆しているが、Doi et al. [4]による $D = 30$ mm では下部タンクの圧力変動の影響が大きく C_K が有意に異なる。注目点は $D = 140$ mm での $C_K = 1.2$ であるが大口径での実験は困難であるため、$C_K = 1.2$～1.3 である $D \leq 38$ mm での Richter [3]と Doi et al. [4]との相違の原因を検討するため $D = 20$ mm での空気・水実験を準備中である。

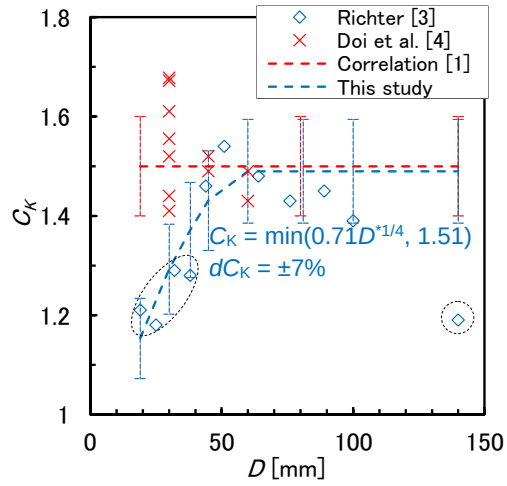


図 2　定数 C_K の直径依存性

3. 結論　$D \leq 38$ mm では実験により CCFL 特性が有意に異なる。下部タンクでの圧力変動の影響が大きいと推定しており、確認のため $D = 20$ mm での空気・水実験を準備中である。

参考文献　[1] 山本他, 混相流, 30 (4), 392-401 (2016). [2] Wallis, G.B., One-dimensional two-phase flow (1969). [3] Richter, H.J., J. Multiphase Flow, 7 (6), 647-658 (1981). [4] Doi, T., et al., Sci. Technol. Nucl. Installations, ID 754725 (2012).

* Michio Murase[1], Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Akio Tomiyama[2]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

傾斜平板上を流れ落ちる液膜先端形状の濡れ性への依存性

Effect of the Wettability on the Front Edge Geometry of Liquid Film Flowing Down on an Incline

*伊藤　高啓[1]，恒吉　達矢[1]，辻　義之[1]

[1]名古屋大学

傾斜平板上を流れ落ちる液膜先端形状をさまざまな濡れ性条件下で実験的に測定するとともに，リブレット状流れへの遷移条件のモデル化を行った．

キーワード：液膜，指状不安定，接触角，色勾配情報変換法，リブレット流れ

1. 緒言

近年，受動安全性を高めた冷却システムとして格納容器上部から冷水を落下させることによる液膜冷却の検討が進められている．このような体積力によって駆動される液膜の先端（接触線）はしばしば不安定化し指状となるため，流れがリブレット状となって液膜が濡れ拡がらない恐れがある．本研究は，固体表面の濡れ性（接触角）がこの液膜先端の指状形状に与える影響を明確にすることを目的として行った．

2. 実験手法

実験は水平から角度αだけ傾斜した幅 60cm，長さ 100cm の透明アクリル製流路を用いて行った．本装置ではリザーバに溜められた供試流体がゲートを開けると同時に流路に沿って流れ落ちる構造となっている．流路は表面がアクリル(PMMA)のままのものに加え，親水(HPC)ないし撥油(FCC)コートを施したものも用いた．供試流体はエチレングリコール(EG), グリセリン(GL)およびそれらの水溶液, シリコンオイル(SO)を用いた．これらの組み合わせから得られる静止接触角θ_0の範囲は約 3º～70º であった．傾斜角αは 7º～20 º の範囲で行った．測定は指状形状の時間的な発達を測定するための流路上方からの撮影および，界面形状の詳細把握のための勾配色情報変換法[1]を用いた測定の２種類を行った．

3. 結果

図１に親水コート表面におけるエチレングリコールの指の先端近傍の接触角θの分布を示す．図中 y 軸は指が進行する方向に直交する方向であり，原点は指の中央である．これをみると接触線速度の小さい指の側面では接触角は静止接触角に近づくのがわかる．これを用いて，濡れ性が形状に及ぼす影響を定量的に表すモデルを検討した．リブレット状の流れではリブレットにおける流量の総計が液膜流量に等しくなる必要がある．一方，リブレットの幅は流量に応じて決まり，これが指状形状の間隔よりも長い場合には液膜が濡れ拡がる．図２にはこれらを定式化したモデルに接触角を考慮したリブレット幅記述モデル[2]を組み合わせることにより得られた予測結果（実線）と実験結果（プロット）を併せて示す．図中横軸l^*は液膜全流量を運ぶことができるリブレット幅と指間隔の比，縦軸v^*は指状の先端と付け根部の前進速度を無次元化した量であり，v^*=1 は完全なリブレット形状を，v^*=0 は液膜の濡れ拡がりを表す．この図からリブレットへの遷移は上記の液膜流量と接触角を考慮したモデルで概ね予測可能であることがわかる．

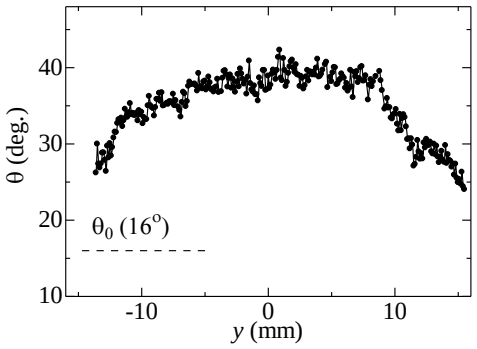


Fig. 1 Dynamic contact angle around the tip of fingering contact line (EG on HPC surface).

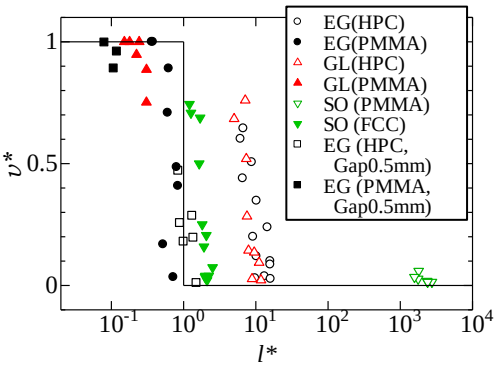


Fig. 2 Relation between v^* and l^*.

参考文献

[1] Ushimaru, H. et al., NURETH-13,N13P1346 (2009)　[2] Towell, G.D. et al., AIChE J. 12, 972 (1966).

*Takahiro Ito[1], Tatsuya Tsuneyoshi[1] and Yoshiyuki Tsuji[1]

[1]Nagoya Univ.

原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発
(12) 流下液膜界面挙動の計測

Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

(10)Measurement of the behavior of flow down liquid film

*日原 由太郎[1]、文字 秀明[1]、阿部 豊[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

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を開発している。本報では、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。実験では炉心下部の一部を模擬した装置を製作し,流路内部の挙動を調べ、液膜落下速度を計測した。

キーワード：移行挙動， 可視化計測， 液膜

1. 緒言

シビアアクシデント時の事象解明を目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価する多相流解析手法（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取得を目的として炉心下部構造を模擬した装置を用い流下液膜挙動を計測し、数値計算結果との比較、検討を行なった。

2. 実験

本研究では、制御棒の溶融挙動に注目し、制御棒が溶融した際に流下すると考えられる、燃料集合体と制御棒間の狭隘流路や燃料支持機構、制御棒速度リミッタ等をモデル化して実験装置を製作し、可視化計測を行った。また、可視化実験で高温溶融物を用いるのは非常に困難であるため、本実験では常温の水を作動流体とし、PIV や LIF で流速や液膜厚さを計測した。

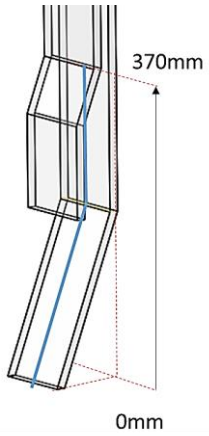


図 1　流速計測部

3. 結果

図 2 は液膜の面に沿った液膜厚さを示す。横軸は図 1 に示す流路下部からの鉛直方向距離で、200mm で流路が拡大部から傾斜部に変わる。液膜は狭隘流路下端(370 mm の位置)から拡大部を流下する間少しずつ薄くなっていくことが分かる。また、傾斜部へと遷移する点(200 mm)の付近で一担、液膜厚さが増加するが、傾斜部中央付近から下端にかけては一定の厚さで流下することが確認された。数値計算結果では流路傾斜部で液膜厚さの増加、減少が見られるが、実験結果では見られなかった。

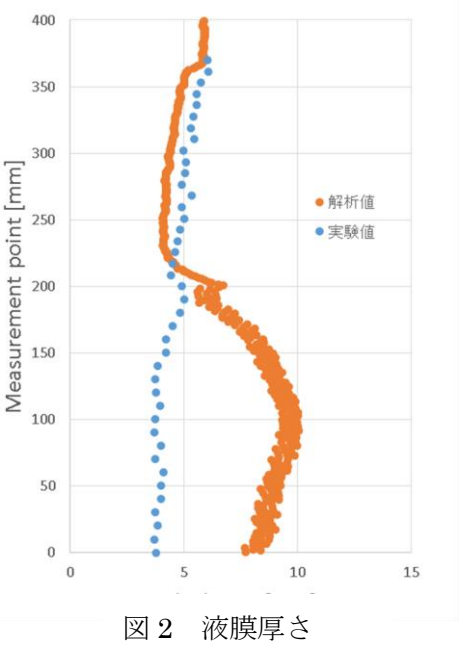


図 2　液膜厚さ

4. 結言

狭隘流路の拡大部及び傾斜部において、拡大部では液膜厚さが減少し、傾斜部では一定の値を示した。また数値計算結果との比較より、傾斜部で特に異なる結果が得られた。これは出口条件が適切に計算できていないこと、気液界面の挙動が詳細に再現されていないこと、液膜厚さの取り扱いに差異があることが考えられる。今後はより詳細な液膜流速、厚さの計測、数値解析条件の修正を行い、物性値や流路構造が液膜流動に与える影響を調べる予定である。

参考文献

[1] Yamashita, S., et al., ICONE-22-30972, (2014).

[2] Yamashita, S., et al., ICONE-23-1581, (2015).

[3] 松浦，他，日本原子力学会 2016 年春の年会, 2C19, (2016).

* Yutaro Hihara[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2]

[1]Tsukuba Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

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

[2B18-21] Two-phase Flow Experiment

Chair: Tomio Okawa (UEC)

Tue. Mar 27, 2018 4:55 PM - 6:00 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[2B18] Detailed measurement of thermal hydraulic behavior of steam-air mixture condensation

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yuki Wada[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2B19] Two-phase flow behavior in diffuser section of a supersonic steam injector

*Yuki Kamata[1], Masaya Fujishiro[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Univ. of Tsukuba)

5:10 PM - 5:25 PM

[2B20] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

*kiyoshi Fujimoto[1], Kenichi Katono[1], Hajime Furuichi[1], Hideaki Hosoi[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd.)

5:25 PM - 5:40 PM

[2B21] Development of simultaneous measurement technique for void fraction and fluid temperature in boiling flow

*Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

水蒸気・空気混合気体の凝縮時熱流動挙動の詳細計測
（1）装置概要及びシェイクダウン試験結果

Detailed Measurement of thermal hydraulic behavior of steam-air mixture condensation
(1) Summary of test facility and results of shake-down test

*石垣　将宏[1]，安部　諭[1]，和田　裕貴[1]，柴本　泰照[1]，与能本　泰介[1]
[1]原子力機構

シビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動を評価するため，原子力機構では，水蒸気・空気の混合気体が壁面凝縮する際の熱流動挙動の詳細計測を実施している。本発表では，製作した蒸気・空気用の風洞装置（WINCS）の概要及び本装置による予備実験結果について報告する。
キーワード：凝縮挙動，蒸気風洞，シビアアクシデント，原子炉格納容器，ROSA-SA

1. はじめに　シビアアクシデント時における格納容器内熱水力挙動を評価する上で，壁面蒸気凝縮モデルの高精度化は重要な課題の 1 つである。巨大な格納容器空間の流体解析に対して，計算負荷を低減するための有用な方法の 1 つとして壁関数の適用が考えられるが，凝縮壁面に適用できるモデルは現存しない。関連する既往の実験研究[1-4]では壁面熱流束の計測が主であり，凝縮時の壁法則の検証に必要な壁面上の気体の速度・濃度・温度分布データは SETCOM 実験[4]を除いてほとんどない。本報では，凝縮壁面上の流速・温度分布等の取得を目的として製作した実験装置の概要と予備実験結果について述べる。

2. 実験装置の概要と実験内容　壁面凝縮挙動を計測するため，蒸気・空気の混合気体を流入させる風洞装置 WINCS（WInd tunnel for Condensation of Steam and air mixture）を製作した。図 1 に示すように WINCS は上流側から整流部, 助走部, 試験部, 拡大部から構成される。試験部は高さ 70mm，スパン方向長さ 350mm，主流方向長さ 1.5m である。試験部底面では厚さ 25mm の SUS 板の外側で冷却水を循環させることにより冷却を行う。それ以外の面は断熱材で覆われている。空気はコンプレッサにより最大 5000L/min，蒸気は 100kW ボイラから 100℃で最大 4400L/min で供給可能である。装置本体の傾斜角は 5～90 度で可変である。試験部内の流速分布をレーザードップラー流速計，温度分布をφ0.5 の熱電対のトラバースにより計測した。予備実験として，室温空気流の等温断熱条件及び，飽和温度 60℃相当の分圧比となる蒸気・空気混合流を底面冷却（冷却温度 20℃）する条件で実験を実施した。

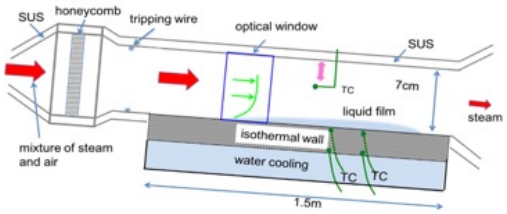


図 1　WINCS 模式図

3. 実験結果　室温空気を用いて，試験部中央での冷却板垂直方向の主流速度分布を計測した。等温断熱条件では上下方向に対称性のある速度分布が得られ，整流部を含む風洞の基本的性能を確認した。凝縮が発生する際の主流速度分布も計測した。冷却面側の速度境界層が上面側に比べて厚くなった。ここから凝縮液滴が速度勾配に影響していることが考えられる。発表では温度分布についても報告する。

謝辞　本研究は，原子力規制委員会原子力規制庁より受託した「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として実施した。

参考文献 [1] X. Cheng et al., Nucl. Eng. Des., 204, 1-3, pp.267-284, 2001 [2] W. Ambrosini et al., NURETH-11, pp.1-18, 2005 [3] H.C. Kang and M.H. Kim, Int. J. Multiphase flow, 25, pp.1601-1618, 1999 [4] A. Hundhausen et al., NURETH-17, 20910, 2017

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yuki Wada[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

超音速蒸気インジェクターディフューザ部における二相流挙動

Two-phase flow behavior in diffuser section of a supersonic steam injector

*鎌田 裕貴[1], 藤城 雅也[1], 金子 暁子[1], 阿部 豊[1]

[1]筑波大学

蒸気インジェクター（SI）における吐出噴流の流動構造を明らかにするため、ディフューザ部を詳細に観察した。 ハイスピードカメラによる可視化や圧力の計測を実施し、吐出噴流内部で起きている気液二相流挙動現象について考察した。

キーワード: 蒸気インジェクター, 気液二相流, 直接接触凝縮, 原子炉安全システム

1. 緒言

蒸気インジェクター（SI）は水と蒸気の直接接触凝縮により駆動力を得る噴流ポンプである。無電源でも駆動することから原子力発電所における安全システムとしての運用が期待される。しかしながら、その作動特性やメカニズムは解明されていない。本研究では SI のディフューザ内部における二相流挙動を調べるため、ディフューザ部に注目して実験を行った。

2. 実験・結果

SI テスト部においてディフューザ部の流動の可視化、および圧力の同期計測を行った。図 1 に可視化の結果を示す。全てのテスト部において明るく見える領域と暗く見える領域が確認できる。輝度の低いところは小径の気泡がバックライトを屈折させているため暗く見えていると考えられる。したがって暗く見えている領域は気泡を多く含んでおり、明るく見えている領域にはほぼ気泡が無いと推測される。また、背圧弁の開度を減少させるにつれて輝度の明暗の境界が上流へ遷移していることが確認できた。全実験条件においてこの境界の位置がスロートに達するとドレインからの排水が起こった。流れ方向の圧力分布を図 2 に示す。ディフューザ部で著しい昇圧が見られる。また短い区間で急激に圧力上昇が生じており、その位置は背圧弁開度の減少に伴い上流側へ遷移していることが分かる。さらに図 3 のように、輝度の境界付近から輝度の明暗が断続的に下流へ伝播する様子を確認した。上述の輝度の境界から現れていることから、これはディフューザ部における流動が二相流であることで生じている圧力波であると考えられる。

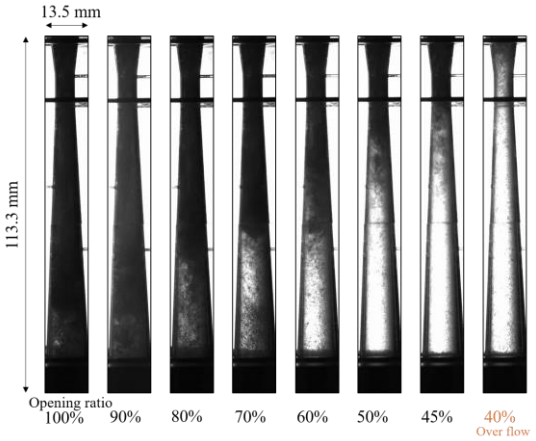


図 1 背圧弁開度に対するディフューザ内部の可視化

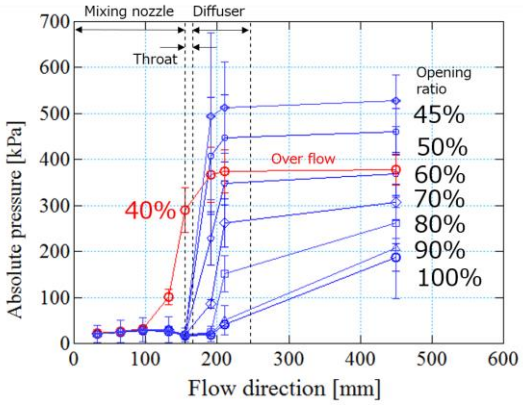


図 2 背圧弁開度に対するディフューザ内圧力分布

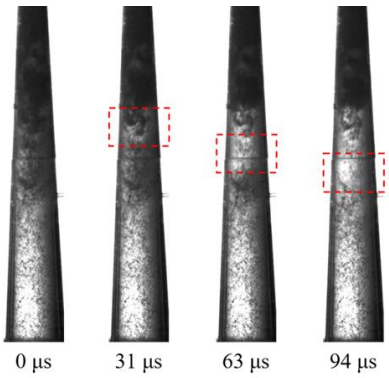


図 3 圧力波の観測

3. 結言

SI のディフューザ部における流動挙動は二相流挙動を示している可能性が示唆され、その挙動は出口にかける負荷と関係があり、作動条件にも影響を与えることが分かった。また、圧力波のようなものが発生していることが確認された。

参考文献

[1] Abe, Y. et al (2017), "The Impacts of Scale Effect on Flow Patterns in a Supersonic Steam Injector," Proceedings of the 25th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE25-67009.

---

*Yuki Kamata[1], Masaya Fujishiro[1], Akiko Kaneko[1]and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
（4）大気圧条件下での 2 サブチャンネル・クロスフロー試験

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(4) Two-subchannel cross flow test at atmospheric pressure

*藤本 清志[1]，上遠野 健一[1]，古市 肇[1]，細井 秀章[1]，安田 賢一[1]，木藤 和明[1]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー

BWR 燃料集合体内の流路（サブチャンネル流路）を流れる気液二相流の挙動を把握するため，大気圧条件下の水-空気試験を実施し，サブチャンネル流路での変動差圧とクロスフロー量の関係を実験的に確認した。

キーワード：BWR，燃料集合体，気液二相流，変動差圧，クロスフロー

1. 緒言　炉心の信頼性向上と高度化を図るためには，熱水力解析評価手法の高精度化が必要である。沸騰水型原子炉（BWR）の原子炉圧力容器内の冷却水は二相状態で存在しており，この状態で発生するクロスフロー（気液二相流の横流れ）を把握することが重要であり，BWR 定格運転条件の試験を計画している。本報では，基本的なクロスフロー挙動を把握するため，水-空気試験により変動差圧とクロスフローの相関関係を確認した。

2. 水-空気試験　図 1 に試験体の概要を示す。BWR 燃料集合体の 2 つのサブチャンネル流路を模擬した。2 つのサブチャンネル流路を板で仕切り，仕切板の高さ方向の一部に連通区間を設けることで，連通区間でのみ気液二相流のクロスフローを発生させた。サブチャンネル流路での変動差圧はサブチャンネル流路 1 と 2 の圧力差で示す。サブチャンネル流路の圧力は，時間平均圧力と変動圧力の総和で評価した。気液二相流のクロスフロー量については，各サブチャンネルの連通区間前後の水と空気の流量差から評価した。試験は，BWR 実機質量流束相当（質量流束 1500kg/㎡/s）の水の見かけ速度 1.5m/s で空気の見かけ速度をパラメータとして実施した。

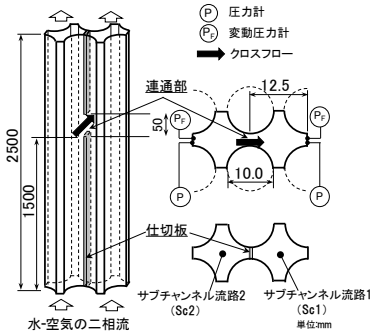


図 1　試験体の概要

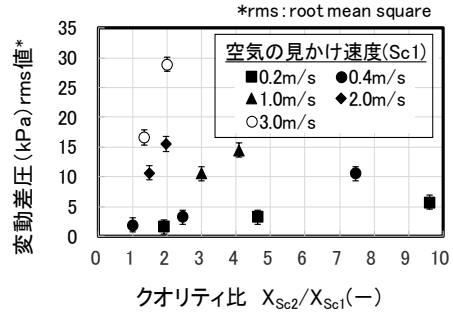


図 2　クオリティ比と変動差圧

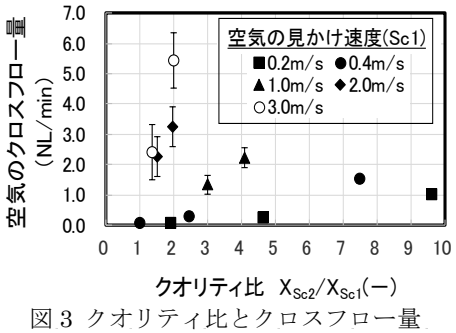


図 3 クオリティ比とクロスフロー量

3. 結果・考察　図 2, 図 3 にサブチャンネル流路でのクオリティ比と変動差圧, 空気のクロスフロー量の関係を示す。図中のエラーバーは変動圧力計や空気流量計の計測精度を示す。図 2 より，クオリティ比の増加と共に変動差圧は増加すること，および同じクオリティ比（例えば，X_{Sc2}/X_{Sc1}=2）では空気の見かけ速度が大きいほど変動差圧が大きいことを確認した。また，図 3 より，クオリティ比の増加と共にクロスフロー量は増加し，同じクオリティ比では空気の見かけ速度が大きいほどクロスフロー量が大きいことを確認した。さらに，本試験では差圧の時間平均値はほぼ零であるが，変動差圧及びクロスフローが生じており，変動差圧とクロスフロー量に相関関係があることを実験的に確認した。

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施した。

*Kiyoshi Fujimoto[1], Kenichi Katono[1], Hajime Furuichi[1], Hideaki Hosoi[1], Kenichi Yasuda[1] and Kazuaki Kito[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

沸騰二相流におけるボイド率および流体温度の同時計測手法の開発

Development of simultaneous measurement technique
for void fraction and fluid temperature in boiling flow

*滝口 広樹[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]
電力中央研究所[1]

沸騰二相流内熱流動場のボイド率と流体温度を同時計測するセンサを開発した。また、断面発熱分布を有する 5×5 バンドル内における 2 次元分布計測に適用し当該センサの性能を確認すると共に、サブクール沸騰場におけるボイド率と流体温度の時間変化を計測した。

キーワード：沸騰二相流、ボイド率分布、ワイヤメッシュセンサ、流体温度分布、光ファイバ

1. 緒言

原子炉内の沸騰伝熱現象は、3 次元的に複雑な挙動を示すことから CFD のモデル化に寄与するデータが必要となる。炉内の冷却性能には、蒸気泡量の指標となるボイド率とその場の流対温度が大きく影響する。本研究では、ワイヤメッシュセンサと光ファイバを組み合わせ、ボイド率と流体温度を同時計測するセンサを開発し、大気圧下での 5×5 発熱バンドル実験から当該センサの性能を明らかにする。

2. 実験および結果

有効発熱長 2000 mm を有する発熱ロッドによる 5×5 バンドル（ロッド外径 10 mm、同ピッチ 13 mm）試験部の右側 10 本のみを発熱した（図 1）。センサは図 1 可視画像から蒸気泡が確認される高さに設置した。断面概要図を図 1 右図に示す。ボイドセンサはワイヤメッシュセンサの原理を応用し、極細金属管（内径 0.41 mm、内径 0.22 mm）を用いた。その金属管内に光ファイバ（外径 0.15 mm）を図中右下部より挿入し、一筆書きを描くよう左上部まで（①⇒⑥）設置した。光ファイバは、中赤外光をファイバに照射した際に得られるレイリー散乱光から流体温度を推定する。当該センサは、金属管の交点部でボイド率を、金属管内部に挿入したファイバにより 2.6 mm ピッチの空間分解能で計測できる。実験条件は入口流速、入口温度およびロッド印加熱出力をパラメータとし、ボイド率と流体温度共に 100 Hz で同期計測した。ファイバが示す非加熱時の流体温度が入口温度の均一分布となることを温度キャリブレーションとして、定常加熱した際にファイバ基準点から発熱部領域では、サブクール（非加熱）領域に比べて可視画像で見られる蒸気泡の発生に起因する流体温度とボイド率の上昇が生じることを確認した。また、非定常の昇温過程の計測により、冷却水の流体温度が上昇しながらサブクール度がある状態で蒸気泡が発生するサブクール沸騰を観察した。以上の実験より、ボイド率と流体温度の同時計測手法としての当該センサの性能を確認した。

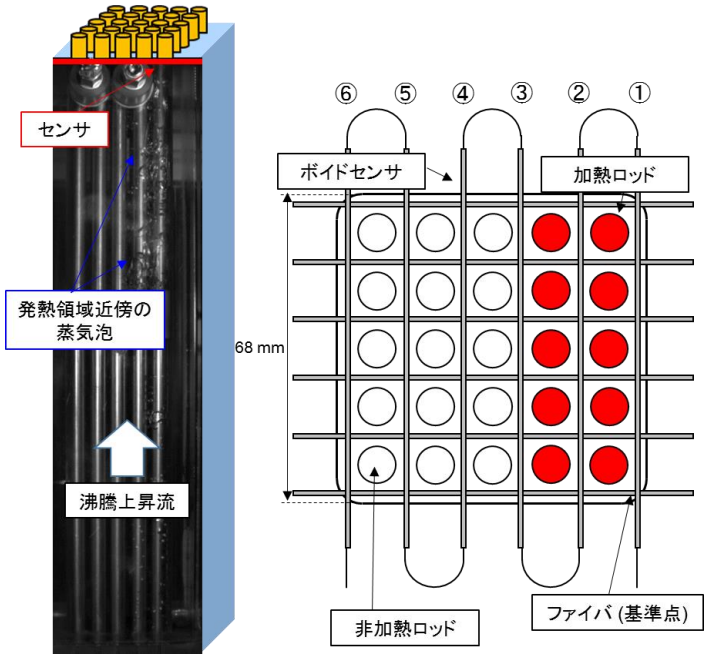


図 1　試験部の沸騰の様子（左）とセンサ概略図

*Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1] and Takahiro Arai[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI).

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

[2C01-06] Heat- and Mass-Transfer Characteristic, Engineering Design

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)
Tue. Mar 27, 2018 10:20 AM - 12:00 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[2C01] Development of a simulation code for the transports of heat, tritium and irradiation defects through interfaces in solid

*Makoto Kobayashi[1], Masanori Hara[2], Yasuhisa Oya[3], Masashi Shimada[4], Chase Tayler[4] (1. National Institute for Fusion Science, 2. The University of Toyama, 3. Shizuoka University, 4. Idaho National Laboratory)

10:20 AM - 10:35 AM

[2C02] Liquid metal spray droplets diameter analysis for tritium and heat recovery in vacuum

*Fumito Okino[1], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy Kyoto University)

10:35 AM - 10:50 AM

[2C03] Evaluation of the effect of the coolant on the neutronic performance and the heat transfer characteristics of a fusion blanket system for transmuting radioactive waste

*Yuta Imanaka[1], Hiroki Shishido[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2C04] Error and optimization of time dependent heat flux estimation

*Hiroto Matsuura[4,1], yuya Yamamoto[4], Yousuke Nakashima[2], Kenichi Nagaoka[3] (1. OPU, RRC, 2. U.Tsukuba, PRC, 3. NIFS, 4. OPU, Eng)

11:05 AM - 11:20 AM

[2C05] Development of Thermal Diffusivity Evaluation Method Using φ3mm Miniature Specimen for Divertor Candidate Materials in a Fusion Reactor

*Masaya Yashiki[1], Ryuta Kasada[2], Hideaki Yao[3], Masafumi Akiyoshi[1] (1. Graduate Sch. of Engineering, OPU, 2. Institute for Materials Res., Tohoku Univ., 3. Graduate Sch. of Energy Science, Kyoto Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2C06] Grain structure change and damage formation of tungsten exposed to high heat load

*Makoto Fukuda[1], Yohji Seki[1], Koichiro Ezato[1], Hiroshi Nishi[1], Kenji Yokoyama[1], Satoshi Suzuki[1] (1. QST)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

固体界面を跨いだ熱・トリチウム・照射欠陥輸送解析コードの開発

Development of a simulation code for
the transports of heat, tritium and irradiation defects through interfaces in solid

*小林 真[1]，原 正憲[2]、大矢 恭久[3]、Masashi Shimada[4], Chase Tayler[4]
[1]核融合研，[2]富山大学水素研、[3]静大院理学領域、[4]アイダホ国立研究所

中性子照射によりタングステン中に導入される照射欠陥の輸送と、それに伴うトリチウムの滞留挙動について予測するための計算コードを構築した。原子空孔密度の導入温度依存性と過去に実施された水素同位体滞留量の変化に一致が見られた。

キーワード：トリチウム、タングステン、中性子照射、原子空孔

1. 緒言

核融合炉におけるプラズマ対向材料としてタングステンが有望視されているが、中性子などにより導入される照射欠陥にトリチウムが強く捕捉され、トリチウム回収が困難となる。これらの実験的検証と並行して、第一原理計算などで原子空孔のクラスター化とトリチウムの捕捉エネルギーなどの基礎データが導出されてきたが、実験データと計算データを橋渡しする計算コードの構築は未だ達成されていない。そこで、タングステン中の照射欠陥及びトリチウムの輸送現象を単純なモデルで表現し、既報の物理化学定数を用いて実験データを再現及び予測するための計算コードを構築することとした。

2. モデル

計算コードでは核融合炉第一壁などで使用されるタングステン多結晶材中の結晶粒を円柱形状に単純化した。照射欠陥については、フレンケル対である原子空孔と格子間原子を想定すると共に、各欠陥が集合しクラスター化することも考慮した。トリチウムや照射欠陥の輸送は円柱中の拡散項、相互作用項、ソース項で表現されるとした。相互作用項における結合エネルギーなどの物理化学定数は第一原理計算により算出された値を用いた。クラスター化した欠陥はそのサイズによりポテンシャルが異なるので、そのサイズの種類数まで輸送方程式を考慮し、陰解法を用いて収束計算した。

3. 結論

図１に、本計算コードにより算出された、異なる温度にて鉄イオン照射を0.5 dpa相当まで行った際にタングステン結晶粒中に発生する原子空孔密度を示す。原子空孔密度は鉄イオン照射温度の上昇に伴い減少した。このことは、温度上昇によりフレンケル対同士の再結合が促進されること、及び原子空孔が結晶粒表面へ拡散・消滅する速度が上昇したことに起因すると考えられた。図には過去に報告された同様の条件下での鉄照射の後に重水素ガス曝露されたタングステンバルク中の重水素濃度の推移*を併せて示した。照射温度の変化に伴う原子空孔密度の推移と、重水素濃度の温度依存性に良い一致が見られた。

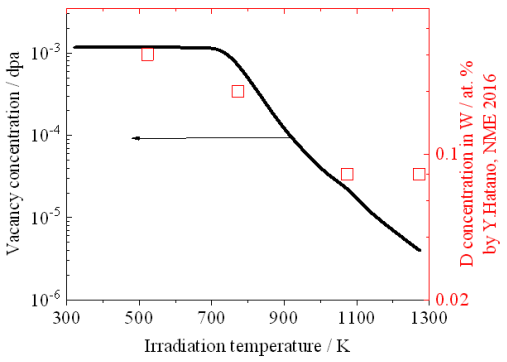


図１　異なる温度での鉄イオン照射によりタングステン中に導入される原子空孔密度と重水素濃度の相関

[*] Y. Hatano, *et al*, *Nucl. Mater. Energy*, 9 (2016) 93-97.

---

*Makoto Kobayashi[1], Masanori Hara2, Yasuhisa Oya[3], Masashi Shimada[4], Chase Tayler[4]
[1]National Institute for Fusion Science, [2]University of Toyama, [3]Shizuoka Univ., [4]Idaho National Laboratory

液体 PbLi からのトリチウムと熱エネルギーの非接触抽出－その４
液体金属微細粒の粒径式

Tritium and Heat Energy Extraction from Liquid PbLi - 4

Liquid Metal Atomization Analysis

*興野　文人[1]，向井　啓祐[1]，小西　哲之[1]

[1]京都大学　エネルギー理工学研究所

真空中で生成される液滴径の解析解を流体の不安定性を基に導出し実験結果との検証を実施した。 液柱の不安定性が回転の付与により短波長側へシフトし液滴の微細化に寄与する事が導出され実験でも確認できた。

キーワード：液体リチウム鉛、液滴、真空、トリチウム回収、熱回収

1. 緒言

液体リチウム鉛からトリチウムと熱エネルギーを真空下で同時抽出する概念の根幹技術である液体金属の微細粒生成を 2017 年に報告した。今回、生成された液滴径の解析解を導出し実験結果との検証を実施した。

2. 解析解の導出と結果の検証

2-1. ｽﾊﾟｲﾗﾙﾉｽﾞﾙによる液滴生成のﾌﾟﾛｾｽ

Fig. 1 に示す様に液滴生成を 3 段階のﾌﾟﾛｾｽに分割して解析した。 1) 回転流により液柱がﾍﾞﾙ状の液膜となる。 2) 液膜上に不安定波が成長し紐状のﾘｶﾞﾒﾝﾄとなる。 3) ﾘｶﾞﾒﾝﾄに液柱の不安定波が成長し最終的に液滴として飛散する。

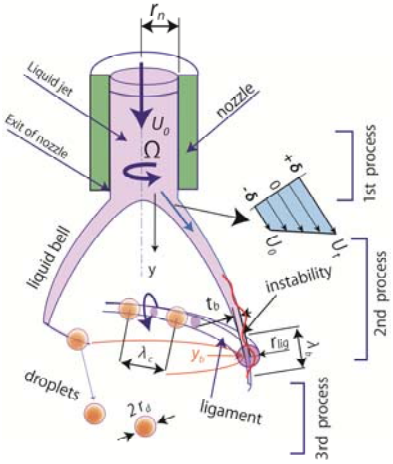


Fig. 1　液滴生成解析ﾓﾃﾞﾙ

2-2. 液柱の回転による微細化

速度に比例する回転を与えた液柱上に生成される不安定波の特性を分散関係式により検討した。Fig. 2 に示す様に波の成長は流速、回転等の影響により波数が増加、即ち短波長側へｼﾌﾄする事がわかった。これが液滴の微細化を促進する要因と考え関係式を導出した。$d_d \propto U_0^{-0.7}(\tan\alpha)^{-0.1} r_n^{1.0}$

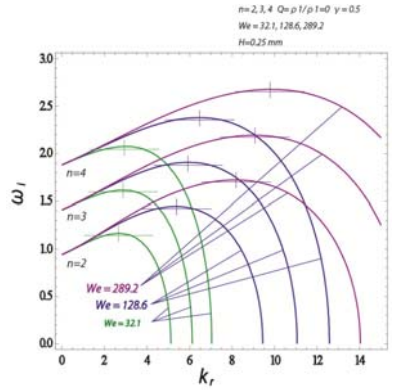


Fig. 2　波数と各成長速度
We 数と n 数でﾌﾟﾛｯﾄ

2-3. 実験結果の検証

流速の影響は Fig. 3 に示す様に実測値－0.5 乗（理論値－0.7 乗）と比較的一致した。粒径は分布を有するので mean 値を代表値とした。ノズルのリード角、径に関してはデータ数が不十分で関係は不明確であった。

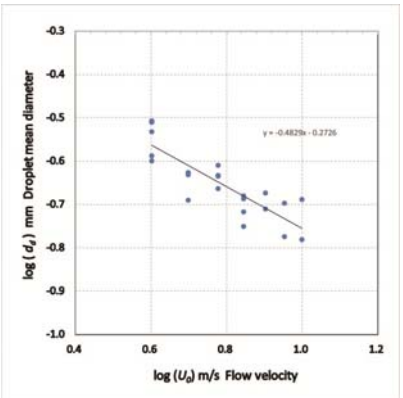


Fig. 3　観察された平均粒径と流速

3. 結論

一致は不明確であるがこの式により液柱の回転に依る不安定性が液滴微細化の成長要因であると記述できていると考えられる。 液滴径は流速の粗マイナス 0.5 乗を示した。 ノズル径とリード角の影響は追加実験による確認が必要である。

---

*Fumito Okino[1], Keisuke Mukai[2] and Satoshi Konishi[1]

[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University.

放射性廃棄物の核変換処理を目的とした核融合炉ブランケットの核的性能および伝熱性能に対する冷却材の影響評価

Evaluation of the effect of the coolant on the neutronic performance and the heat transfer characteristics of a fusion blanket system for transmuting radioactive waste

*今中 佑太[1]，宍戸 博紀[1]，遊佐 訓孝[1]，橋爪 秀利[1]

[1]東北大学

核融合炉ブランケットを用いたマイナーアクチノイド（MA）核変換処理に対し、冷却材として水、Flibe、PbBi を用いたときの MA 核変換効率および発熱を中性子輸送解析および燃焼解析より評価した。

キーワード：核融合炉，核変換，マイナーアクチノイド

1. 背景と目的

核融合炉を用いた MA 核変換処理の研究が行われている[1], [2]。核反応により発熱する MA に対し種々の冷却材候補が挙げられるものの現状その検討は不十分である。本研究では水、Flibe、PbBi を冷却材として用いた場合の核変換特性への影響を評価するため、ヘリカル炉 FFHR-d1 のダイバータ部のブランケットを用いた核変換処理を想定し、数値解析に基づく MA 変換率評価および発熱評価を実施した。

2. 数値解析条件

図 1 に MA 装荷領域、図 2 にモデル化した解析体系を示す。解析体系は FFHR-d1 ブランケットを模擬した直方体である。MA は直径 1.5 cm、z 方向長さ 10 cm の窒化物ピンとして装荷しており、その組成は ^{237}Np : ^{241}Am : ^{243}Am : ^{15}N = 0.26 : 0.17 : 0.070 : 0.50[3] 、密度は理論密度である 14.1 g/cm^3 とした。中性子輸送解析及び燃焼解析は中性子輸送解析コード MVP-2.0[4]および MVP-BURN モジュール、中性子断面積データライブラリ JENDL4.0 を用いて実施した。燃焼チェーンは u4cm6fp50bp16F を使用し、燃焼ステップとサブステップは 360 日と 1 日とした。発生中性子数は中性子壁負荷 1 MW/m^2 に相当する 4.43×10^{15} s^{-1} である。

3.結果

装荷 MA の数密度変化を図 3 に示した。水と PbBi を用いた場合の核変換効率が大きい。発熱密度は冷却材が水の場合で 16.3 W/cm^3、PbBi の場合で 25.1 W/cm^3 と既存 BWR の 1/2 ～1/3 程度であった。

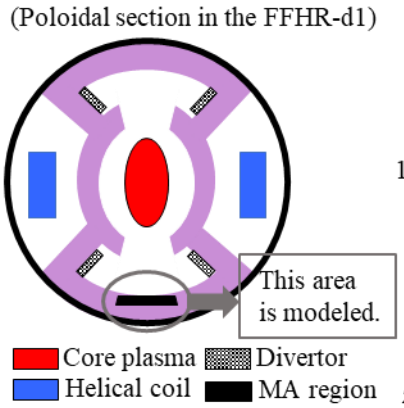


図 1 MA 装荷領域

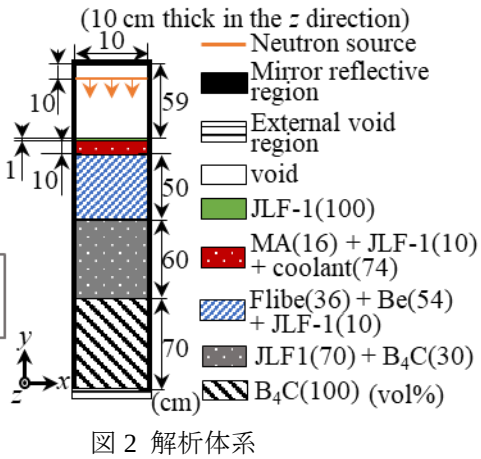


図 2 解析体系

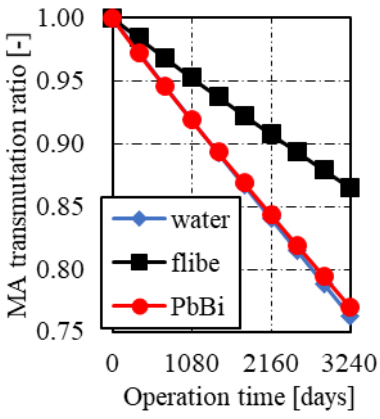


図 3 装荷 MA の数密度変化

参考文献

[1] M. Übeyli, Energy Conversion and Management, 45, (2004) 3219-3238

[2] Y. Furudate et al., Progress in Nuclear Energy, 103, (2018) 28-32

[3]JAERI, Japan Atomic Energy Research Institute (1999) [4] Y. Nagaya et al., JAERI 1348(2005)

---

*Yuta Imanaka[1], Hiroki Shishido[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

時間依存熱流束推定法の誤差検討と最適化

Error and optimization of time dependent heat flux estimation

*松浦 寛人[1]，山本 優矢[1]，中嶋 洋輔[2]，永岡 賢一[3]
[1]大阪府立大学，[2]筑波大学，[3]核融合科学研究所

プラズマ照射を受けた物体の受ける時間依存の熱流束を推定する方法が提案されているが、極短パルス熱流束や用いる温度データの精度についての検討は不十分である。本研究では、単純な熱パルスに対する解析パラメーターの最適化を試み、ELM の様な短パルスや温度信号のノイズの影響を検討する。

キーワード：大型ヘリカル装置、ガンマ 10/PDX、パルス分解法、熱流束評価、

1. 緒言

我々は熱伝導の逆問題を解いて、プラズマ照射を受けた物体の温度変化を再現する時間依存の熱流束を推定する方法を提案し、大型ヘリカル装置[1]やガンマ 10/PDX[2]の測定に適用して来た。しかしながら、用いる温度データのサンプリング周波数や温度センサーの時間応答に対して、解析結果を最適化することはまだ出来ていない。

2. パルス分解法の評価誤差

パルス分解法では、時間変化するプラズマ熱流束を正負のステップ状 熱流束に分解し、これらに対する温度応答が熱電対などの測定値を再現するように、各ステップの大きさを、熱伝導の因果律を考慮し、逐次最適決定している。しかし、ステップの時間間隔や最適化を行う時間幅などのパラメーターは半経験的に選んでいる。

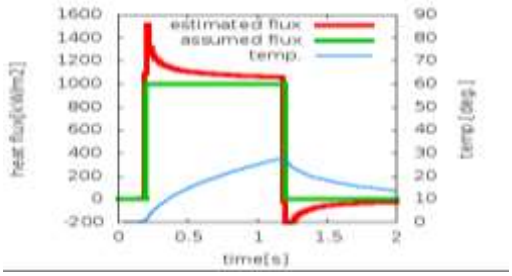


図 1 .仮定した熱流束の元でのパルス分解法の適用

右図は理想的な矩形熱パルス(緑線)の元での温度変化をあらかじめ計算しておき、その温度データを再現するように熱流束変化(赤線)を求めたものである。パルスの立ち上がりおよび立下りで両者の違いが大きくなっているが、温度変化はほぼ 100%再現されている。

3. 結論

パルス分解法による熱流束はその時間変化が極端に大きいときに推定精度が悪い。精度を回復するためには再構成パラメーターの組み合わせの最適化をはかる必要がある。本研究は NIFS 双方向型共同研究(NIFS16KUHL069/ NIFS16KUGM112)の援助を受けている。

参考文献

[1] 松浦他:原子力学会 2016 年春の年会(東海大)1J05.

[2] 松浦他:Plasma conference 2017(姫路)24P-02.

*Hiroto Matsuura[1],Yuya Yamamoto[1],Yousuke Nanashima[2],Kenichi Nagaoka[3]

[1]Osaka Pref. Univ., [2]Univ. of Tsukuba, [3]National Institute for Fusion Science

φ3mm 微小試験片を用いた核融合炉ダイバータ候補材の熱拡散率評価手法の開発

Development of Thermal Diffusivity Evaluation Method Using φ3mm Miniature Specimen for Divertor Candidate Materials in a Fusion Reactor

*屋敷 昌也[1]，笠田 竜太[2]，八尾 栄彰[3]，秋吉 優史[1]

[1]阪府大院工学研究科，[2]東北大学金属材料研究所，[3]京大院エネルギー科学研究科

本研究では φ3mm×t0.5mm 微小試験片を用いた核融合炉ダイバータ候補材料の熱拡散率評価手法の開発を目的とする．微小試験片の熱拡散率は，従来の試験片と同様の解析手法では正確な値が得られていないため，実験によって得られる温度上昇曲線から熱拡散率を正確に評価する手法を検討している．

キーワード：核融合炉，ダイバータ候補材，熱拡散率

1. 研究背景および目的

核融合炉ダイバータは炉心プラズマから高い熱負荷を受けるため，候補材料の熱拡散率を評価することは極めて重要である．現在中性子照射を行う事が出来る照射場は極めて限られており、また中性子照射後試験片の放射能を低減する必要性などから φ3mm×t0.5mm 微小試験片での熱拡散率測定が求められている．しかしながら，微小試験片での熱拡散率測定は，技術的に確立されておらず，従来の測定装置と解析手法では，正確な熱拡散率の値が得られないことが明らかになっている[1]．そこで，本研究では φ3mm×t0.5mm の微小試験片における熱拡散率評価手法の開発を目的とする，

2. φ3mm 微小試験片の熱拡散率評価

独自に開発した φ3mm 微小試験片測定用ホルダーと、フラッシュパルス幅が 20μsec と十分に短い熱拡散率測定装置(Netzsch LFA-467)を用いて，室温 27℃(300K)での ITER-Grade タングステン φ3mm，φ10mm 試験片の測定を行った．まず，赤外線センサーで測定したフラッシュ後の試料裏面の温度上昇曲線を比較すると，φ3mm 微小試験片は φ10mm 標準試験片よりも S/N 比が悪いことがわかった．微小試験片では従来の標準試験片よりも面積が小さいため，赤外線放出量が減少したことが原因と考えられた．また，得られた熱拡散率としては，微小試験片の方が若干大きい傾向が見られた．そこで，室温の熱拡散率を高温での測定結果から外挿するために，室温から 500℃(773K)まで 50℃ずつ温度を変化させたときの熱拡散率測定を行った. 図に温度依存性を比較したものを示す. 図より, 400K 以降の高温域においては温度上昇曲線の S/N 比が向上したため，微小試験片の熱拡散率のばらつきが小さくなった．しかし，室温から高温までの全体において，微小試験片の熱拡散率の値が標準試験片よりも系統的に大きくなっていることが新たにわかった．そのため，測定結果を正確に評価するための補正式や最適な解析手法を検討する必要があり，現在は測定結果の解析を行っている．

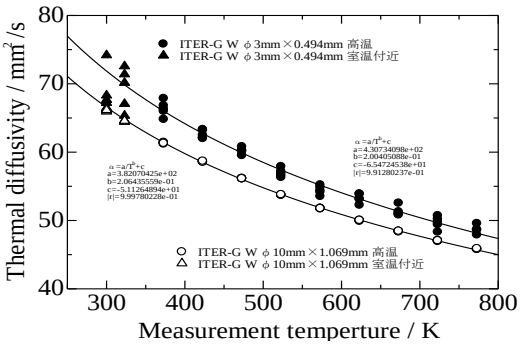


図 温度依存性の比較

参考文献

[1] 核融合炉ダイバータ材料熱物性評価のための φ3 微小試験片測定技術開発, 秋吉優史, Wallance D.Porter, 加藤雄大, 平成 27 年度 放射線共同利用報告書(2016)p.10

---

*Masaya Yashiki[1], Ryuta Kasada[2], Hideaki Yao[3], Masafumi Akiyoshi[1]

[1]Graduate Sch. of Engineering, OPU [2]Institute for Materials Res., Tohoku Univ. [3]Graduate Sch. of Energy Science, Kyoto Univ.

高熱負荷によるタングステンの組織変化と損傷形成挙動

Grain structure change and damage formation of tungsten exposed to high heat load

*福田 誠，関 洋治，江里 幸一郎，西 宏，横山 堅二，鈴木 哲
量研

電子ビームによる熱負荷 20MW/m^2 で 300-1000 サイクルの繰り返し加熱を実施した ITER ダイバータ用タングステンアーマを対象とし、高熱負荷試験による材料組織変化と損傷形成挙動を調査した。

キーワード：核融合炉，ITER，ダイバータ，タングステン，高熱負荷試験

1. 緒言: ITER ダイバータは炉内で最も高い熱負荷を受ける機器であり、ダイバータのアーマ材として使用されるタングステンには、繰り返し加熱に対する優れた耐久性が要求される。本研究では、ITER ダイバータ用タングステンの繰り返し加熱への耐久性評価の一環として、20 MW/m^2 の繰り返し加熱によるタングステンの材料組織変化と損傷形成挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 実験： 製造メーカや材料ロットの異なる 5 種類の純タングステンを供試材とした。これらのタングステンを使用した小型試験体を作製し、電子ビーム高熱負荷試験装置により熱負荷 20MW/m^2 で 300 - 1000 サイクルの繰り返し加熱試験を実施した。なお、10 秒の加熱と 30 秒の休止を 1 サイクルとした。繰り返し加熱試験後、加熱面の状態変化やき裂形成の有無をデジタルマイクロスコープで観察した。また、EBSD 法による材料組織評価を実施した。繰り返し加熱によるき裂形成が認められたモノブロックに対しては、SEM による破面観察を実施した。

3. 結果・考察： 20 MW/m^2 の繰り返し加熱試験の結果、すべての試験体において除熱性能の低下は認められなかった。一方、一部の試験体において、図に示すようにタングステンモノブロックの加熱面から冷却管近傍にかけてマクロき裂が形成した。EBSD 法による組織観察の結果、加熱面近傍は再結晶による結晶粒の粗大化が起こっていることが明らかになった。また、破面観察の結果、加熱面から深さ数百μm 程度までの表面部を除き、再結晶部は粒界破壊、非再結晶部はへき開破壊と粒界破壊の混相であり、破面の大部分が脆性破壊であった。これらの結果から、繰り返し加熱中に生じる熱応力と、再結晶に伴う脆化がマクロき裂形成の主な原因である可能性が示唆された。講演では繰り返し加熱試験前後のタングステンの材料組織と、損傷形成挙動や破壊様式、それらの関連性等について考察した結果についても報告する。

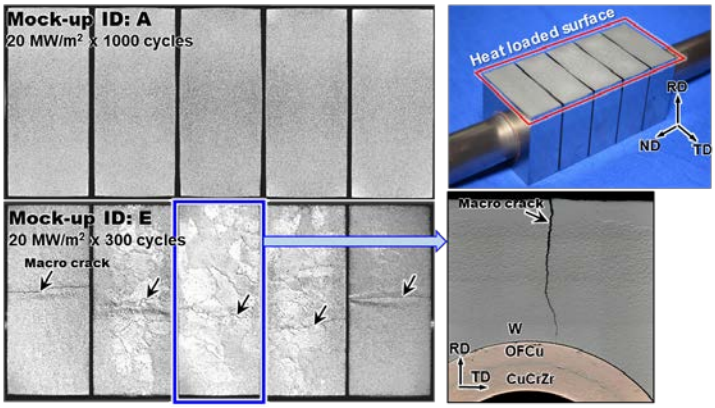


図 繰り返し加熱試験後のタングステンモノブロックの表面状態と、繰り返し加熱により形成したマクロき裂

*Makoto Fukuda, Yohji Seki, Koichiro Ezato, Hiroshi Nishi, Kenji Yokoyama, Satoshi Suzuki
QST

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[2C07-13] Measurement, Production, Behavior

Chair: Teppei Otsuka (Kindai Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 4:40 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[2C07] Monte Carlo simulation of tritium measurement in rare gases by bremsstrahlung X-ray spectrometry

*masanori hara[1], ryota uchikawa[1], yuji hatano[1], masao matsuyama[1], tsukasa aso[2], norihiro ikemoto[3], Takeshi ito[3], tomohiko kawakami[3], Katsuyoshi tatenuma[3] (1. hydrogen isotope research center, univesrsity of toyama, 2. Electronics and Computer Engineering, National Institute of Technology, Toyama College, 3. Kaken Co. Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C08] Design study of catalyst reactor for tritium oxidation as an application to atmospheric detritiation system

*Yasunori IWAI[1], Yuki Edao[1], Takumi Suzuki[1], Kanetsugu Isobe[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C09] Performance of tritium oxidation of natural soils

*Yuki Edao[1], Yasunori Iwai[1] (1. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[2C10] The influence of hydrogen absorption performance of Zr on tritium confinement properties of Li rod in HTGR

*Ryo Okamoto[1], Hideaki Matsuura[1], Yuma Ida[1], Yuki Koga[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Estuo Ishitsuka[4], Satoru Nagasumi[4] (1. Kyushu Univ. Engineering, 2. Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, 3. Kindai Univ., 4. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2C11] Hydrogen permeation behavior in zirconium pipe

*Kazunari Katayama[1], Junichi Izumino[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Satoshi Fukada[1] (1. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu University, 2. Interdisciplinary Graduate School of Engineering, Kyushu University, 3. Kindai)

3:45 PM - 4:00 PM

[2C12] Hydrogen isotope exchange in Tungsten

*Heun Tae Lee[1], Johannes Bauer[2], Thomas Schwarz-Selinger[2], Yoshio Ueda[1] (1. Osaka University, 2. Max Planck Institute for Plasmaphysics)

4:00 PM - 4:15 PM

[2C13] Absorption and Release of Hydrogen Isotopes by CuCrZr and Cu-ODS Alloys

*Yuji Hatano[1], Peng Shi[1], Xin Xiang[1], Takeshi Toyama[2], Sosuke Kondo[3], Tatsuya Hinoki[3] (1. Hydrogen Isotope Res. Ctr., Univ. Toyama, 2. Inst. Mater. Res., Tohoku Univ., 3. Inst. Advanced Energy, Kyoto Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

モンテカルロシミュレーションによる制動 X 線計測法での希ガス中トリチウム測定の検討

Monte Carlo Simulation of Tritium Measurement in Rare Gases by Bremsstrahlung X-ray Spectrometry

*原　正憲[1]，内川　稜太[1]，波多野　雄治[1]，松山　政夫[1]，阿蘇　司[2]，
池本　憲弘[3]，伊藤　剛士[3]，川上　智彦[3]，蓼沼　克嘉[3]
[1]富山大学，[2]富山高専，[3]㈱化研

制動 X 線計測法は希ガス中のトリチウム測定手法として期待されている。しかし，所定濃度のトリチウムを含む希ガスを調製し，測定実験を行うのは困難である。そこで，モンテカルロシミュレーションを用いて，制動 X 線計測法による希ガス中のトリチウム測定を検討した。その結果を報告する。

キーワード：トリチウム測定，制動 X 線計測法，希ガス，モンテカルロシミュレーション，Geant4

1. 緒言　トリチウムを含む水素同位体をガスクロマトグラフ法により同位体分離する際には，ヘリウム，ネオン等の希ガスがキャリアーガスとして使用される。希ガス中のトリチウムをインラインで測定する手法の一つに制動 X 線計測法（BIXS）がある。しかし，種々の希ガス中の様々な濃度のトリチウムガスを BIXS により系統的に測定した報告はない。これは，所定濃度のトリチウムを含む希ガスを任意の圧力で用意することが難しいためである。そこで，BIXS 用のガスセルを設計するために作成したモンテカルロシミュレーションコード[1]を使用して，トリチウムを含む希ガスの BIXS 測定を検討した。

2. モンテカルロシミュレーション　トリチウムのベータ線により誘起される X 線スペクトルの計算には以前に報告した Geant4 を用いたモンテカルロシミュレーションコードを使用した[1]。計算に使用したガスセルはステンレス製の円筒形で，直径 25 mm，長さ 20 mm のガス容積を持つ。ガス容積の片方には 150 nm の金で覆われたベリリウム製の X 線透過窓を備える。この窓を透過した X 線のエネルギーをヒストグラムとして蓄え，ベータ線で誘起された X 線スペクトルを得た。トリチウムのベータ線は等方的にガス容積内で均一に発生させた。ガス容積内はヘリウム，ネオン，アルゴン，クリプトンの希ガスで満たした。

3. 結果　計算により得られた X 線スペクトルは 2 keV から 15 keV に広がる制動 X 線とガスセルを構成する元素より発生する鋭い特性 X 線から成り立っていた。ガス圧力が 0.01 atm 以下ではいずれの希ガスにおいても同様な X 線スペクトルであった。しかし，ガス圧力が高くなるに従い発生する X 線の頻度は減少し，スペクトル形状にガス種依存性が現れた。特にアルゴンではアルゴンの特性 X 線が顕著に発生した。このため，他の希ガスと異なり，圧力が高くなるに従い X 線の発生効率が上昇した。クリプトンでは，圧力が高くなるに従い特性 X 線は見えなくなり，制動 X 線のみとなった。

参考文献

[1] M. Hara, S. Abe, M. Matsuyama, T. Aso, K. Tatenuma, T. Kawakami, T. Ito, Design of a tritium gas cell for beta-ray induced X-ray spectrometry using Monte Carlo simulation, Fusion Eng. Design, 119(2017)12-16.

---

*MasanoriHara[1], Ryota Uchikawa[1], Yuji Hatano[1], Masao Matsuyama[1], Tsukasa Aso[2], Norihiro Ikemoto[3], Takeshi Ito[3], Tomihiko Kawakami[3], Katsuyoshi Tatenuma[3]

[1]Univ. Toyama, [2]NIT, Toyama College, 3 Kaken Co. Ltd.

核融合トリチウム除去システムにおけるトリチウム酸化触媒塔の設計検討

Design study of catalyst reactor for tritium oxidation as an application to atmospheric detritiation system

*岩井保則，枝尾祐希，鈴木卓実，磯部兼嗣

量子科学技術研究開発機構

核融合炉施設における安全性確保においてトリチウムの閉じ込め・処理を担うトリチウム除去システムは重要であり、トリチウム酸化触媒塔はその中核機器である。施設の異常事象への対応を踏まえたトリチウム酸化触媒塔の設計方針を精査した結果を報告する。

キーワード：トリチウム，トリチウム除去システム，触媒，核融合炉，安全性

1. 緒言

既存のトリチウム取扱施設の雰囲気トリチウム除去系においてトリチウム酸化反応塔は使用されている。しかし核融合施設の雰囲気トリチウム除去系のトリチウム酸化反応塔の設計では、核融合施設に固有の運転モードや想定異常事象においても、確実にトリチウム除去性能が維持できるようにトリチウム酸化反応塔の設計手法を精査する必要がある。

2. 結果・考察

核融合施設における固有の運転モードや想定異常事象を考慮したトリチウム酸化触媒塔の設計検討において以下の知見を得た。1）触媒を用いた水素酸化の効率には水素濃度依存性が見られ、特にトリチウムの室温酸化ではその傾向は顕著となる。2）核融合炉で発生する可能性がある不純物ガスのうち、水蒸気、アンモニア、ハロゲン化水素などはトリチウム酸化に影響する。3）触媒塔設計において総括反応速度定数に触媒塔の規模影響は見られない。4）トリチウム酸化の総括反応速度係数はガス流量に依存する。5）触媒塔の設計において高濃度の炭化水素ガスの燃焼に伴う反応熱による触媒温度の急激な上昇に留意を要する。6）メタンとトリチウムの触媒上の副反応により生じるトリチウム化メタンの生成速度は極めて小さい。上記の知見を基に総括反応速度係数、触媒塔内の温度分布、触媒層による圧力損失、触媒塔表面からのトリチウム透過量の評価を実施することで、最善となる触媒層及び触媒塔の形状を決定する手法を確立した。現在は核融合施設の想定異常事象等を模擬した場合のトリチウム酸化触媒塔によるトリチウム酸化の動的効率変化を評価し、トリチウム酸化触媒塔の設計方法の妥当性を確証する段階に移行している。

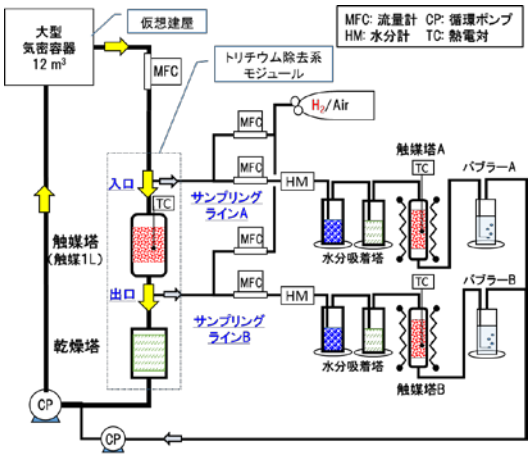


図１　トリチウム酸化実証試験装置図

トリチウムガスを触媒塔で酸化させ、生成したトリチウム水蒸気をモレキュラーシーブ 5A 乾燥塔で捕集・除去

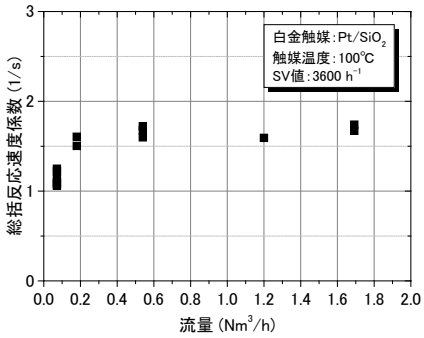


図２ トリチウム酸化の総括反応速度係数の流量依存性

*Yasunori Iwai, Yuki Edao, Takumi Suzuki, Kanetsugu Isobe

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

土壌のトリチウム酸化特性

Performance of tritium oxidation of natural soils

*枝尾 祐希[1]，岩井 保則[1]
[1]量研

天然土壌中に存在する水素酸化細菌を利用したトリチウム酸化反応器の実現可能性を検討するために、土壌中水素酸化細菌のトリチウム酸化性能を実験的に精査した。

キーワード：トリチウム，水素，土壌，酸化

1. 緒言

核融合炉施設のトリチウム除去システムでは、トリチウムガスの酸化のために触媒酸化法が適用されている。触媒による水素酸化は高温の触媒を用いた高濃度水素に適しており、核融合炉施設の異常時の漏洩トリチウムの想定濃度である微量水素かつ室温酸化は得意としない。また、飽和水蒸気下では水蒸気が触媒の活性サイトに吸着するためトリチウムの酸化性能が大幅に低下する。そこで、室温かつ飽和水蒸気下でトリチウムを効率的に酸化する方法の一つとして、土壌中の水素酸化細菌の活用に注目した。水素酸化細菌は、触媒酸化に不適な条件の室温・飽和水蒸気下において微量トリチウムに対し高酸化活性を示すことを実験で確認している。本研究では、水素酸化細菌による水素酸化特性の工学的理解を進めるため、土中水素酸化細菌によるトリチウム酸化における水素濃度依存性を検証した。

2. 実験

雑草地の表層から採取した土試料（150 cm^3）を詰めたカラムに所定濃度の水素を添加したトリチウムガス（0.01ppm）を含む空気を流通した。土で酸化されたトリチウムの一部は水バブラーで回収し、土試料中に滞留したトリチウムは、土試料を精製水に浸しトリチウムを浸出させることにより回収した。土で酸化できなかったトリチウムガスはカラム後段に設けた 250℃の白金触媒塔に通し完全酸化させ水バブラーで回収した。全トリチウム回収量と土で酸化されたトリチウム量の比からトリチウム転化率を評価した。

3. 結果考察

図 1 に土壌の室温トリチウム転化率の水素濃度依存性を示す。トリチウムをトレーサーとして 0.5ppm から 1% までの広範囲な水素濃度における土壌による室温トリチウム酸化特性を把握した。トリチウム転化率は空気中の水素濃度と同じ 0.5ppm において最も高く、水素濃度が高くなるに従い低下し、高濃度水素では一定化する傾向が確認できた。反応機構は水素を基質とし水素酸化細菌が酵素として働く Michaelis-Menten 型酵素反応であると考えられる。室温、低濃度水素、高湿度という通常の触媒が適さない条件で効率的な酸化を行える水素酸化細菌は触媒を補完する特性を持つことが分かった。

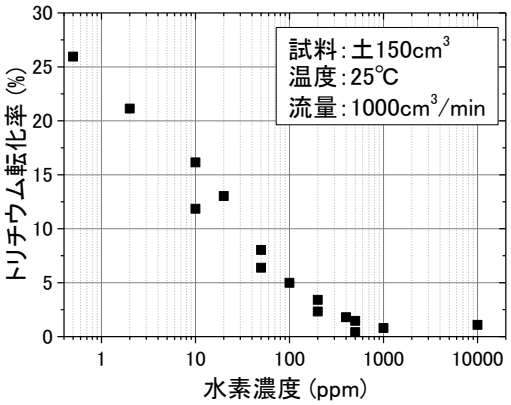


図 1 トリチウム転化率の水素濃度依存性

*Yuki Edao[1] and Yasunori Iwai[1]
[1]QST

高温ガス炉用 Li ロッドの T 閉じ込め特性に Zr 水素吸蔵性能が与える影響

The influence of hydrogen absorption performance of Zr
on tritium confinement properties of Li rod in HTGR

*岡本 亮[1], 松浦 秀明[1], 井田 祐馬[1], 古賀 友稀[1], 片山 一成[2],
大塚 哲平[3], 後藤 実[4], 中川 繁昭[4], 石塚 悦男[4], 長住 達[4]
[1]九大院工, [2]九大院総理工, [3]近大理工, [4]JAEA

高温ガス炉を用いた T 生産の検討において高温条件下における Li 装荷体(Li ロッド)へのトリチウム（T）閉じ込め法として Zr を用いた方法を提案している。本研究では Zr の水素吸蔵性能(水素吸蔵速度、水素吸蔵量)の低下に対して高温ガス炉用 Li ロッドからの T 流出量がどのように影響を受けるかを定量的に評価する。さらにこれらの影響を抑える Zr 装荷方法についても検討を行う。

キーワード：高温ガス炉，トリチウム生産，ジルコニウム，水素吸蔵

1. 緒言

核融合原型炉の初期装荷や炉工学実証試験に必要なトリチウム（T）の調達方法の確立が必要となっている。そこで高温ガス炉に Li を装荷し、^{6}Li(n, α)T 反応によって T を生産する方法が提案されている[1]。安全面や T の回収の観点から発生する T を Li 装荷体(Li ロッド)内に閉じ込めることが望ましく、従来の検討[2]では Li ロッドから冷却材中への T 流出量を抑制するため運転温度を低く想定していた。発電効率の良い高温条件下において Li 装荷体からの T 流出を抑制する目的で Zr を用いた T 閉じ込め法を検討し、Zr 層(図 1)を想定した円筒状 Zr の水素吸蔵実験を行った[3]。ただし Zr の水素吸蔵速度、水素吸蔵量といった水素吸蔵性能は酸化等の Zr の状態によって低下することが考えられ、それによる T 流出量の増加が懸念される。また T 流出量は Zr 形状や中空部体積によっても変化すると考えられる。本研究では Zr 水素吸蔵性能の低下と Li ロッドからの T 流出量の関係を定量的に明らかにするとともに、水素吸蔵性能が低下した場合でも T 流出量を抑制できる Zr 装荷方法について検討を行う。

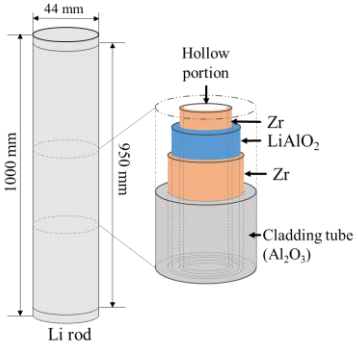


図 1　Li ロッド概要

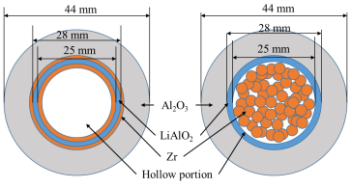


図 2　Li ロッド断面図

2. 計算条件および結果

本検討では GTHTR300[4]を対象に MVP-BURN[5]を用いた炉心燃焼計算により 360 日運転で 600 g の T 生産が可能になるような $LiAlO_2$ 層の外径、内径を設定した。Zr の装荷方法として従来の円筒状の Zr 層に加えて中空部に粒状 Zr を装荷する方法を検討する(図 2)。Sieverts 則により Zr、Al_2O_3[6]表面の T 濃度を求め、非定常拡散計算を行うことで Li ロッドからの T 流出量を算出した。ただし、Li ロッドの温度条件は 800℃とした。図 3 に Zr の拡散係数に対する T 流出量の変化を示す。Zr の T 吸収が均質的である場合と T 吸収がない場合の T 流出量はそれぞれ 0.1, 45 g 程度になる。Zr 装荷量を一定とし、装荷形状を層状（厚さ 1 mm）、粒状(粒径 0.01~1 mm)とした。このとき粒状 Zr の表面積は層状 Zr に比べ 3~300 倍に増加する。T 流出量は拡散係数が低いほど増加するが粒状にすることで T 流出を抑えることができ、粒径を小さくするとさらに T 流出量が低減する。拡散係数が低下すると形状による T 流出量の差が大きくなる。また、Zr の層の厚さや粒子数を変化させた時の Zr 装荷量と T 流出量の関係は図 4 のようになった。層状の場合、Zr 装荷量を増やしてもある一定量からは T 流出量は減少しない。一方で粒状 Zr を装荷した場合では装荷量を増やすと T 流出量が減少する。これは Zr 装荷量を増やしても層状 Zr の表面積はほぼ一定であるが、粒状では装荷量に比例して総表面積も増加するためである。これらより Zr 水素吸蔵性能低下時においても Zr 装荷方法を変えることで T 閉じ込め性能を維持できる可能性を示した。

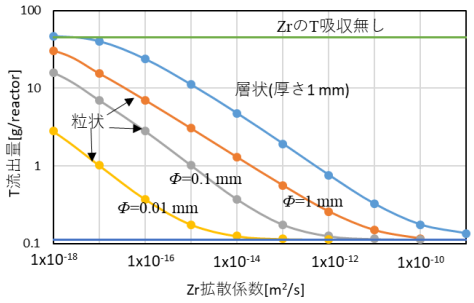


図 3　Zr 拡散係数と T 流出量の関係

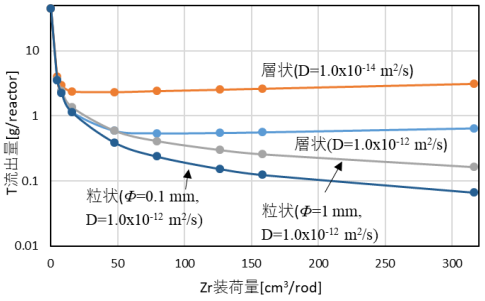


図 4　Zr 装荷量と T 流出量の関係

参考文献

[1] H. Matsuura, et al.: Nucl. Eng. Des., **243** (2012), 95-101.
[2] H. Nakaya, et al: Nucl. Eng. Des., **292** (2015), 277-282.
[3] R. Okamoto, et al., 日本原子力学会 2017 秋の年会
[4] T. Nakata, et al., JAERI-Tech., **087**(2002)
[5] Y. Nagaya, et al., JAERI-Tech., **1348**(2005)
[6] K. Katayama et al., Fusion Sci Tech., **68**(2015)62.

*Ryo Okamoto[1], Hideaki Matsuura[1], Yuma Ida[1], Yuki Koga[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4] and Satoru Nagasumi[4]　[1,2]Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA.

管状ジルコニウムにおける水素透過挙動

Hydrogen permeation behavior in zirconium pipe

*片山 一成[1]，泉野 純逸[1]，松浦 秀明[2]，大塚 哲平[3]，深田 智[1]
[1]九大院総理工，[2]九大院工，[3]近大理工

高温ガス炉を利用した核融合炉用トリチウム生産法の開発研究において、ジルコニウムを利用したトリチウム閉じ込め手法の検討を進めている。本研究では、管状ジルコニウムにおける水素挙動を把握するため、片側封じジルコニウム管の水素透過実験を行い、水素移行現象を考察した。

キーワード：トリチウム生産、ジルコニウム、水素透過、高温ガス炉

1. 緒言

DT 核融合炉の開発において、初期装荷トリチウム燃料の確保は重要な課題である。近年、高温ガス炉を利用したトリチウム生産手法が提案され、その有効性が示されている[1]。しかしながらその実現に向けては、炉心に装荷するリチウム(Li)化合物近傍でのトリチウム閉じ込め技術の確立が不可欠である。本研究グループでは、トリチウムを閉じ込める手法のひとつとして、円筒状の Li 化合物をジルコニウム(Zr)で挟み込み、これをアルミナ(Al_2O_3)で覆う方法を提案し検討を進めている。この Zr–Li 化合物–Zr–Al_2O_3 構造を有する Li ロッドのトリチウム閉じ込め性能を評価するため、Zr 管– Zr 管–Al_2O_3 管–石英管からなる模擬試験体(図 1)を作製した。2 つの Zr 管の間にトリチウム含有ガスを導入し、加熱に伴い Zr 管及び Al_2O_3 管を透過して石英管内に透過するトリチウムを測定する計画である。Zr への水素吸蔵量や水素拡散係数の報告は多いものの、Zr の水素透過に関する報告は少なく、模擬試験体を用いたトリチウム実験結果を解析するための知見が不足している。そこで本研究では、トリチウム実験に先立って、内側 Zr 管あるいは外側 Zr 管のみでの水素透過実験を行ない、Zr における水素挙動について考察した。

2. 実験

模擬試験体を構成する片封じ内側 Zr 管(ID:4.0mm, OD:6.3mm, L:200mm)及び片封じ外側 Zr 管(ID:8.0mm, OD:9.5mm, L:210mm)を試料として水素透過実験を行った。本実験では、内側 Zr 管での実験では外側 Zr 管をステンレス鋼管に挿し換え、外側 Zr 管での実験では内側 Zr 管をステンレス鋼管に挿し換えて、ガスが流通できる構造にした。Zr 管の内側あるいは外側に H_2/Ar ガスを流通させ、片側は真空排気して、透過した水素は四重極質量分析計で測定した。石英管の外側から電気炉で加熱し、管底部の温度が設定温度となるように調整した。水素透過速度の圧力依存性を調べるため、水素分圧 2027Pa と 20270Pa で実験を行った。

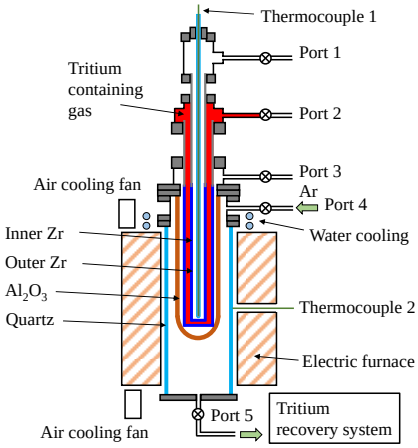


図 1 Li ロッド模擬試験体概略図

3. 結果及び考察

図 2 は、外側 Zr 管の外側に 20270Pa で水素を供給し、温度を 500、550、600℃と段階的に昇温した際の管内側への水素透過速度を示す。500℃への昇温では、元々 Zr 中に溶存していた水素の放出が観測された。550℃及び 600℃への昇温により、速やかに透過速度が増加し定常に達した。同様の実験を水素透過方向を変えて行った。内側 Zr 管に対しても実験を行い、水素圧力 2027、20270Pa での 550℃の透過速度の定常値を図 3 に比較する。水素圧力が 10 倍異なるにも関わらず、水素圧力と透過速度の関係には、規則性が見られなかった。

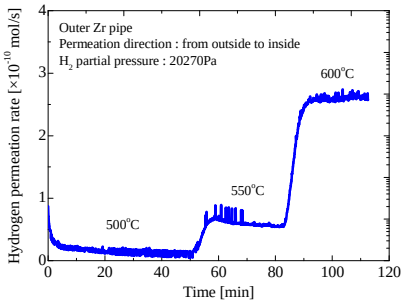


図 2 Zr 管からの水素透過挙動

Zr 管の水素供給側では、速やかに水素が吸収されて水素化物層が形成されると想定される。時間とともに水素化物層が厚くなるが、一部の水素が Zr 層へ移行し、拡散して真空側へ脱離するものと考えられる。水素化物中の水素濃度に対する水素圧力依存性が小さいことから、水素圧力増加に伴う透過速度の増加が見られなかったと考えられる。また、前の実験で吸収された水素の脱離が不十分であるなど、実験履歴の影響により、観測される透過速度にバラつきが生じた可能性も考えられる。

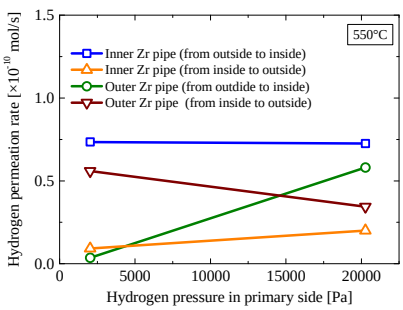


図 3 水素圧力と透過速度の関係

[1] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95.

*Kazunari Katayama[1], Junichi Izumino[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Satoshi Fukada[4]
[1]IGSES Kyushu Univ., [2]Eng. Kyushu Univ., [3]Kindai Univ.

タングステン中の水素同位体交換

Hydrogen isotope exchange in Tungsten

*Lee Heun Tae[1], Bauer Johannes[2], Schwarz-Selinger Thomas[2], 上田 良夫[1]

[1]大阪大学大学院工学研究科 [2]マックス・プランクプラズマ物理研究所

タングステン中の水素同位体蓄積量や放出ダイナミクスの特性を明らかにするため、D-H 同位体交換による D 放出ダイナミクスをイオンビーム実験で調べた.

キーワード：タングステン，水素同位体，同位体交換

1. 緒言

本研究はタングステン中の水素同位体蓄積量や放出ダイナミクスの特性を示すことを目的とする．D イオンビームを用いてタングステン材料表面に照射し、加速器ビームを用いて in-situ 核反応分析（NRA）を行い、表面近傍の D 蓄積量を測定した(< 500 nm)．その後、H イオンビームを用いて H フルエンスを変化させて D 放出ダイナミクスを調べた．D 及び H の照射温度を変化させた実験を行い、水素同位体交換の温度による除去率の違いを調べた (250, 300, 350, 450 K).

2. 実験

1300 度アニール表面研磨タングステンサンプルを用いて実験を行った． 9 keV D_3^+及び H_3^+イオンビームを用いて照射を行った．(~2 μA、φ5 mm)　フラックスは約 10^{18} m^2s であった．照射温度は固定し D･H イオンビームを用いて約 10^{22} D/m^2 フレエンスまで照射した．その後 H・D イオンビームに切り替え，フルエンス約 10^{21} m^2 ステップで照射し、その間に 690 keV ^{3}He イオンビームを用いて核反応分析を行った（^{3}He(D,p)^{4}He).

3. 結果・考察

H 照射フルエンスによって表面近傍の D 蓄積量の変化を図 1 に示す．水素同位体交換の温度による除去率の違いが見られる．250 K のデータを除いて、データは二重指数関数でフィットされる．二つの指数関数に対する断面積の単位で表される一つ目の減衰定数を照射温度の関数として図 2 に示す．インプランテーション領域(~10 nm)における D-H 同位体交換に対応する、図 2 に示されるように、一つ目の減衰定数は温度の上昇に伴い増加した。しかし、温度依存性は小さかった (~0.1 eV)．本実験結果は D の蓄積量や放出ダイナミクスの特性を示す．現在まで、これらのイオン照射レンジ中に重水素のトラップダイナミクスは評価されていない．この研究はさらに、水素同位体輸送の定量的評価に重要である．(放出、トラッピング、リサイクリング)

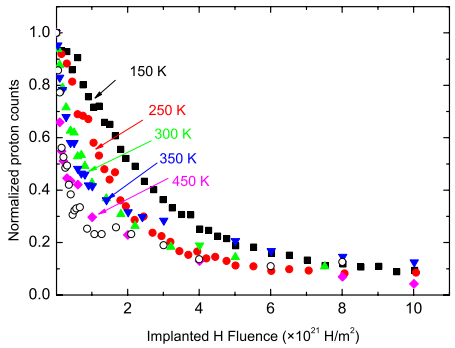


図 1.　H 照射フルエンスの平方根に対する表面近傍の D 蓄積量の変化

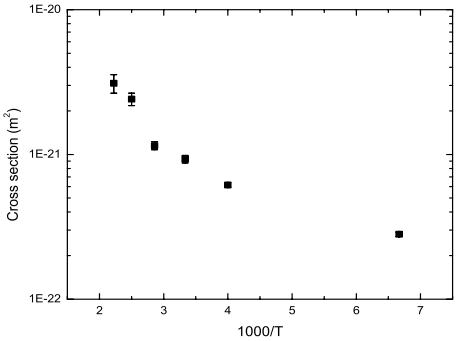


図 2.　断面積［m²］の単位で表される一つ目の減衰定数の温度依存性

*Heun Tae Lee[1], Johannes Bauer[2], Thomas Schwarz-Selinger[2], and Yoshio Ueda[1]

[1]Osaka Univ., [2]IPP, Garching

CuCrZr 合金および酸化物分散強化 Cu 合金の水素同位体吸収・放出特性

Absorption and Release of Hydrogen Isotopes by CuCrZr and Cu-ODS Alloys

*波多野 雄治[1]、史 鵬[1]、向 鑫[1]、外山 健[2]、近藤 創介[3]、檜木 達也[3]
[1]富山大水素研，[2]東北大金研，[3]京大エネルギー理工

CuCrZr 合金および酸化物分散強化 Cu 合金を H_2 ガス、D_2 ガス、H_2-D_2 混合ガスに 300～500℃で曝露したのち昇温脱離スペクトルを測定し、脱離ピーク温度に顕著な同位体効果を見出した。また、5.1 MeV の Cu イオンを 0.5 dpa まで照射したところ、CuCrZr 合金では水素同位体吸蔵量の顕著な増加が観察された。

キーワード：同位体効果，照射効果，ダイバータ，冷却管，昇温脱離

1. 緒言

Cu 合金は核融合炉ダイバータ冷却配管材料として有望視されており、トリチウムを含む水素同位体の透過・蓄積挙動を調べることは炉の安全性の観点から重要である。そこで本研究では、CuCrZr 合金および酸化物分散強化 Cu 合金を H_2 ガス、D_2 ガス、H_2-D_2 混合ガスに 300～500℃で曝露し、水素同位体吸収量および放出挙動を昇温脱離測定により調べた。また、Cu 自己イオン照射による損傷導入の影響を評価した。

2.実験

試料には Cu-1%Cr-0.1%Zr 合金および Cu-0.5 Al_2O_3 合金（North American Höganäs High Alloys, GLIDCOP AL-25）を用いた。前者では溶体化処理後に真空中にて 460℃で 3 時間および 610℃で 4 時間の熱処理を行った。後者については、真空中で 830℃に加熱し脱ガス処理とした。これらの試料を全圧 100 kPa の H_2 ガス、D_2 ガス、H_2-D_2 混合ガスに 300～500℃で 1～10 時間曝露した後、昇温脱離スペクトルを測定した（昇温速度 0.5 K/s)。また、京都大学 DuET を用いて 250℃で 5.1 MeV の Cu イオンをブラッグピーク深さの損傷量が 0.5 dpa となるまで照射したのち、300℃にて 100 kPa の D_2 ガスに曝露し、表面近傍の D 分布を核反応法で調べた。

3. 結果及び考察

上述の条件下での飽和水素同位体濃度は 40～50 appm 程度であり、これは文献[1-4]に報告されている透過実験で求められている溶解度から予測される値と比べ一桁以上大きかった。透過実験においては、実験温度で水素同位体が脱離しない不可逆な捕捉サイトの寄与が見えにくく、飽和水素濃度が過小評価されたと考えられる。吸収量には顕著な同位体効果が見られ、同じ分圧の場合、H の方が D より高濃度に吸収された。図 1 に 50%H_2-50%D_2 ガスに曝露したのちの昇温脱離スペクトルを例として示す。脱離ピーク温度にも明瞭な同位体効果が見られ、軽い同位体がより低温で脱離している。また、Cu イオン照射により、飽和水素濃度が約 2 倍に増大した。発表では、同位体効果の発現機構について議論する。

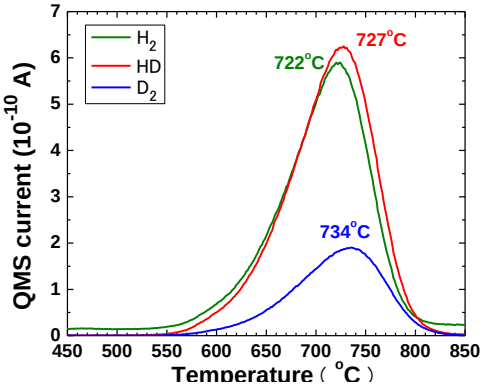


図 1　50%H_2-50%D_2 ガスに曝露した CuCrZr 合金からの H_2、HD、D_2 分子の昇温脱離スペクトル。

[1] E. Serra, A. Perujo, J. Nucl. Mater., 258−263(1998)1028−1032 , [2] I. Peñalva et al., doi: 10.5772/34469, [3] S. J. Noh et al., J. Nucl. Mater., 473(2016)112−118, [4] G. A. Esteban et al., Fusion Eng. Design, 84(2009)757−761.

---

* Yuji Hatano[1], Peng Shi[1], Xin Xiang[1], Takeshi Toyama[2], Sosuke Kondo[3] and Tatsuya Hinoki[3]
[1]Univ. Toyama, [2]Tohoku Univ., [3]Kyoto Univ.

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

[2C14-18] Behaviors of Hydrogen Isotopes in Fusion Materials

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

Tue. Mar 27, 2018 4:40 PM - 6:00 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[2C14] Removal of retained tritium retained in tungsten-carbon mixed material deposits by deuterium gas exposure

*Akihiro Togari[1], Keisuke Azuma[1], Qilai Zhou[2], Yuji Hatano[3], Miyuki Yajima[4], Masayuki Tokitani[4], Suguru Masuzaki[4], Takumi Chikada[5], Yasuhisa Oya[5] (1. Grad. School of Sci. and Tech. Shizuoka Univ., 2. Fac. of Sci. Shizuoka Univ., 3. HRC, Univ. of Toyama, 4. NIFS, 5. Dept. of Sci, Shizuoka Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[2C15] Damage distribution dependence on hydrogen isotope retention behavior in W

*Moeko Nakata[1], Keisuke Azuma[2], Akihiro Togari[2], Qilai Zhou[1], Takeshi Toyama[3], Yuji Hatano[4], Takumi Chikada[2], Yasuhisa Oya[2] (1. Faculty of science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., 3. IMR, Tohoku Univ., 4. HIRC, Univ. of Toyama.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2C16] Tritium retention characteristics in dust particles in JET with ITER-like wall

*Teppei Otsuka[1], Suguru Masuzaki[2], Naoko Ashikawa[2], Yuji Hatano[4], Nobuyuki Asakura[3], Takumi Suzuki[3], Tatsuya Suzuki[3], Kanetsugu Isobe[3], Takumi Hayashi[3], Masayuki Tokitani[2] (1. Kindai Univ., 2. NIFS, 3. QST, 4. University of Toyama)

5:10 PM - 5:25 PM

[2C17] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, Rokkasho Fusion Institute, Department of Blanket Systems Research, Breeding Functional Materials Development Group)

5:25 PM - 5:40 PM

[2C18] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Jae-Hwan Kim[1], Peter Kurinskiy[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

重水素ガス曝露によるタングステン–炭素混合層中に滞留したトリチウムの除去

Removal of retained tritium retained in tungsten-carbon mixed material deposits by deuterium gas exposure

*戸苅 陽大[1]，東 圭介[1]，周 啓来[2]，波多野 雄治[3]，
矢嶋 美幸[4]，時谷 政行[4]，増崎 貴[4]，近田 拓未[1]，大矢 恭久[1]
[1]静岡大院総，[2]静岡大理，[3]富山大水素研，[4]核融合研

ガス曝露による水素同位体交換の効果を調べるため、表面に不純物堆積層を蒸着したタングステンにトリチウムガス曝露を行った後に、種々の条件で重水素ガス曝露を行い、各水素同位体の滞留挙動を評価した。結果、ガス曝露による同位体交換反応は 573 K 付近において最も効率的であることが示唆された。

キーワード：タングステン，トリチウム滞留，重水素曝露，水素同位体交換

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向壁の候補材であるタングステン(W)において、燃料であるトリチウムの滞留は、燃料利用効率および放射線安全性の観点から重要な課題となっている。現在、滞留したトリチウムを除去する手段として、重水素ガスによる水素同位体交換が考えられている。本実験では、プラズマ化学蒸着法(PECVD)により、炭素および金属を含む堆積層を成膜した W 試料に対し、トリチウムガス曝露および重水素ガス曝露を連続して行い、昇温脱離法(TDS)を用いて全水素同位体の滞留挙動を評価した。

2.実験

アライドマテリアル社製 W 円板試料(10 mm$^{\phi}$, 0.5mm^{t})に対し、タングステンヘキサカルボニルおよびメタンガスを原料として PECVD 法により表面に C-W 混合層を成膜した。この試料に、トリチウムを含む軽水素ガスを 573 K にて 4 時間曝露した後に、引き続き 473 - 673 K の温度範囲、3 kPa – 100 kPa の圧力範囲にて重水素ガス曝露を 3 時間行った。その後、全水素同位体滞留挙動を TDS 法により評価した。

3. 結果･考察

図にトリチウムガス曝露後に各温度にて重水素ガス曝露を 3 時間行った W 試料の TDS スペクトルを示す。673 K 以上の高温曝露では重水素の滞留量が減少したことから、高温では温度効果による水素同位体の脱離が発生することがわかった。また、重水素ガス滞留量は 573 K 付近で最大となったが、軽水素とトリチウムの滞留量は低下したことから、この温度帯でガス曝露による水素同位体交換が最も効率的となることが示唆された。さらに、523 K にて異なる圧力で重水素ガス曝露を行った試料では、10 kPa 以下の低圧曝露において、重水素滞留量が高圧時と比較し減少した。一方で、軽水素およびトリチウムの滞留量は増加したことから、水素同位体交換の効果は、低圧領域で圧力に依存することが確認された。

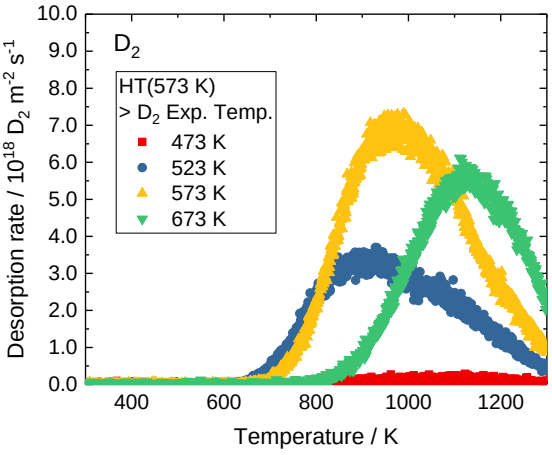


図　各温度における D_2 ガス曝露試料の TDS スペクトル

*Akihiro Togari[1], Keisuke Azuma[1], Qilai Zhou[2], Yuji Hatano[3], Miyuki Yajima[4], Masayuki Tokitani[4], Suguru Masuzaki[4], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1]

[1,2]Shizuoka Univ., [3]Univ. Toyama, [4]NIFS

照射損傷分布を制御したタングステン中の水素同位体挙動評価

Damage distribution dependence on hydrogen isotope retention behavior in W

*仲田 萌子[1]、東 奎介[2]、戸苅 陽大[2]、周 啓来[1]、外山 健[3]、波多野 雄治[4]
近田 拓未[2]、大矢 恭久[2]
[1]静大理、[2]静大院総合科学技術、[3]東北大金研、[4]富山大水素研

タングステン（W）中における水素同位体滞留挙動に及ぼす照射欠陥分布の影響を理解するため、鉄イオン照射エネルギーを変化させ、バルクと表面に欠陥を導入した W 中の重水素滞留挙動を評価した。その結果、表面付近の欠陥濃度が増加することで試料表面での重水素（D）の再結合が促進され、W 中の D 滞留量が減少することが示唆された。

キーワード：タングステン，水素同位体滞留挙動，重イオン照射，中性子照射

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向壁材であるタングステン（W）には炉運転時に 14 MeV 中性子が照射され、水素同位体の安定な捕捉サイトとなる照射欠陥がバルク中に均一に導入される。さらに水素同位体やヘリウム、荷電交換粒子などによる照射欠陥は中性子によるものと異なり表面に集中するため、W 中の照射損傷分布は分布を持つと考えられる[1]。そこで本研究では、W 中における水素同位体滞留挙動への照射損傷分布の影響を理解するため、鉄イオン照射エネルギーを変化させ欠陥分布を制御した W 試料に対して重水素イオン（D_2^+）照射を行い、昇温脱離法（TDS）及び HIDT シミュレーションによって D 滞留挙動を評価した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料（6 mm$^{\phi}$ × 0.5 mm^{t}）を高真空下で加熱処理した後、0.8 MeV 鉄イオン照射（損傷量 0.1-0.3 dpa）に加え、6 MeV 鉄イオン照射（損傷量 0.1 dpa）を室温にて行った。その後、1 keV D_2^+をイオンフラックス 1.0×10^{18} D^+ m^{-2} s^{-1} でイオンフルエンス 1.0×10^{22} D^+ m^{-2} まで室温にて照射し、TDS を行った。さらに HIDT シミュレーションにより結果を解析した。

3. 結果・考察

図に種々の照射損傷分布を持つ鉄イオン照射 W における重水素 TDS スペクトルを示す。過去の研究より[1]、Peak 1、2、3、4 をそれぞれ表面吸着または転位ループによる捕捉、原子空孔、原子空孔集合体、ボイドへの捕捉と帰属した。表面吸着または転位ループによる D 滞留量は照射損傷量によって変化せず飽和していると考えられる。一方で、0.8 MeV 鉄イオン照射による照射損傷量の増加に伴って、原子空孔集合体及びボイドにおける D 滞留量は減少した。また先行研究では[1]、6 MeV 鉄イオン単独照射 W 中の全 D 滞留量は損傷量の増加に伴って増加しているのに対し、0.8 MeV + 6 MeV 鉄イオン複合照射試料では 0.8 MeV 鉄イオン照射による欠陥密度増加に伴い、W 試料中の全 D 滞留量は減少した。この結果から、表面欠陥密度の増加によって表面付近での D 捕捉量が増加し、試料表面での D_2 への再結合を促進していることが示唆された。

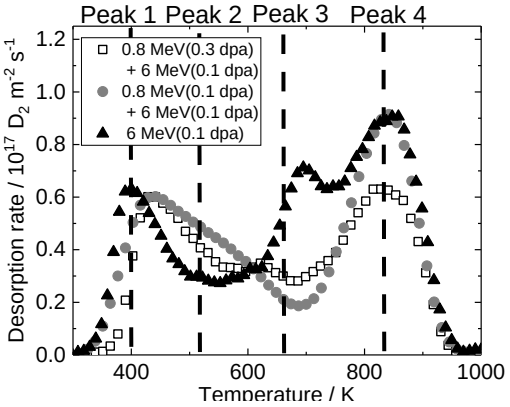


図　各試料における TDS スペクトル

参考文献

[1] Hiroe Fujita, Yasuhisa Oya, et al., Phys. Scr., T167 (2016) 014068

*Moeko Nakata[1], Keisuke Azuma[2], Akihiro Togari[2], Qilai Zhou[1], Takeshi Toyama[3], Yuji Hatano[4], Takumi Chikada[1] and Yasuhisa Oya[1]

[1] Faculty of Sci., Shizuoka Univ., [2]Shizuoka Graduate School of Sci. and Tech., [3]IMR, Tohoku Univ., [4]HIRC, Univ. of Toyama.

JET-ITER like wall から発生したダスト粒子のトリチウム保持特性

Tritium retention characteristics in dust particles in JET with ITER-like wall

*大塚 哲平[1]，増崎 貴[2]，芦川 直子[2]，波多野 雄治[3]，朝倉 伸幸[4]，鈴木 卓美[3]，鈴木 達也[3]，磯部 兼嗣[3]，林 巧[3]，時谷 政行[2]，大矢 恭久[5]，濱口 大[3]，黒滝 宏紀[3]，坂本 隆一[2]，谷川 博康[3]，中道 勝[3]，A. Widdowson[6], M. Rubel[7], JET Contributors

[1]近大，[2]核融合研，[3]富山大，[4]量研機構，[5]静岡大，[6]Culham CFE，[7]Royal Inst. Technol.

重水素プラズマ実験によって JET-ITER like wall から発生したダスト粒子のそれぞれの微細組織と組成を電子プローブ顕微分析により調べるとともに、それらのトリチウム保持量をイメージングプレート法により調べた。

キーワード：JET-ITER like wall，ダスト，トリチウム，イメージングプレート，EPMA

1. 緒言

核融合炉内で発生するダストのトリチウム蓄積挙動に及ぼす個々のダスト粒子の微細組織および組成の影響を理解することは重要である。本研究では、重水素プラズマ実験によって JET-ITER like wall（ILW）から発生したダスト粒子のそれぞれの微細組織と組成を電子プローブ顕微分析（EPMA）により調べるとともに、それらのトリチウム保持量をイメージングプレート（IP）法により調べ、両者のマッピング結果を重ね合わせて分析することにより、個々のダスト粒子のトリチウム保持特性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

ダスト粒子は 2011-2012 年の JET における ILW を用いた実験後に、内側ダイバータ領域で採集されたものである。総採集量は 0.77g であった。六ヶ所核融合研究センター（IFERC）にて、ダスト粒子のごく一部をインジウム（In）製のディスク（φ20 mm）の表面に分散させて担持させた。

In ディスク表面に IP を密着させることにより、ダスト粒子表面および内部のトリチウムから発せられた β 線の強度分布（分解能 25 μm）を測定した。つぎに、EPMA によって同じディスク表面の元素分布（分解能 20 μm）を測定した。また、いくつかのダスト粒子については高倍率（分解能 0.7 μm）で微細組織観察および元素分布測定を行った。両者のマッピング結果を、Image J により重ね合わせ、画像解析を行った。

3. 結果および考察

トリチウム保持が認められたダスト粒子の 90%程度が炭素を主成分としたダスト（炭素ダスト）であった。図 1 に(a)炭素ダスト 2 個とその周辺のトリチウム分布を示す。図中、炭素元素分布とトリチウム分布に良い相関が見られる。十数個の炭素ダストのトリチウム保持特性を分析したところ、それらの保持量の大きさによって、トリチウム保持特性は概ね 3 つのカテゴリーに分けられるようであった。また(b)タングステンを主成分としたダスト粒子のトリチウム保持量はもっとも小さいカテゴリーの炭素ダストのトリチウム保持量の 1/100～1/10 であることがわかった。発表では、他の組成をもつダスト粒子のトリチウム保持特性や、ダスト粒子の微細組織観察結果および元素分布測定結果について報告し、各種のダスト粒子のトリチウム保持特性について議論する。

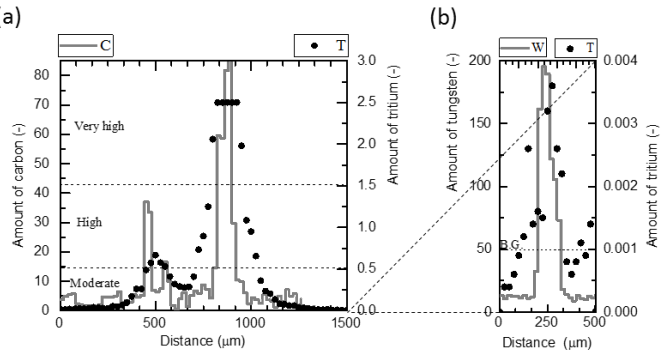


図 1　(a)炭素または(b)タングステンを主成分とするダスト粒子周辺のトリチウム分布

*T. Otsuka[1], S. Masuzaki[2], N. Ashikawa[2], Y. Hatano[3], Y. Asakura[4], T. Suzuki[4], T. Suzuki[4], K. Isobe[4], T. Hayashi[4], M. Tokitani[2], Y. Oya[5], D. Hamaguchi[3], H. Kurotaki[3], R. Sakamoto[2], H. Tanigawa[3], M. Nakamichi[3], A. Widdowson[6], M. Rubel[7] and JET Contributors
[1]Kindai Univ., [2]NIFS, [3]Univ. Toyama, [4]QST, [5]Shizuoka Univ., [6]Culham Centre for Fusion Energy, [7]Royal Institute of Technology

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity (26) Properties of $Be_{12}V$ pebbles produced by application of different rotation speeds using REM

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1]

[1]QST, Fusion Energy Research & Development Directorate, Rokkasho Fusion Institute

Beryllium intermetallic compounds (beryllides) are considered to be the most promising materials for the use as neutron multipliers with advanced characteristics in Japan and the EU in the DEMO R&D. In this study, granulation yield properties and characterization of $Be_{12}V$ pebbles produced by different rotation speeds using REM (rotating electrode method) are presented and discussed.

Keywords: neutron multiplier, beryllide, granulation

1. Introduction

Methods of fabricating of beryllide pebbles have been successfully developed by combining plasma sintering and the rotating electrode granulation. In the previous study, fabrication condition of $Be_{12}V$ pebbles of about 1mm in diameter had been summarized. Trial granulation experiments of spherical $Be_{12}V$ pebbles with the sizes exceeding 1mm using Rotating Electrode Method (REM) are shown. The influence of the rotation speed of Be-V rods under constant discharge current on the pebble size distribution is presented.

2. Experiments

Be-V electrodes were fabricated by plasma-sintering of 92.3 at.% Be – 7.7 at.% V powder mixture, corresponding to the stoichiometric value of $Be_{12}V$ composition, for 2.5 min at 800 ^{0}C. Then, Be-V rods were centrifugally melted using W electrode in the chamber of REM apparatus in atmosphere of high-purity helium (Fig. 1). Rotation speeds varying from 3500 up to 6000 rpm were used to melt two electrodes under each condition while the current value was constant at 60A. Pebble size distribution and yield properties were evaluated by the sieving method and, consequently, by the weighing of each individual size fraction. Both, microstructure and density, of randomly selected pebbles from each produced charge were examined, accordingly, using XRD, EMPA and ethanol immersion/helium pycnometry methods.

3. Conclusion

The curves showing the dependency of the pebble sizes on the value of Be-V electrodes rotation speeds are represented in Fig. 2. It was revealed that the mean diameter of pebbles increases with the decrease of the rotation speed of electrode. The influence of the granulation conditions on the fusion-relevant properties of $Be_{12}V$ pebbles is disclosed in this study.

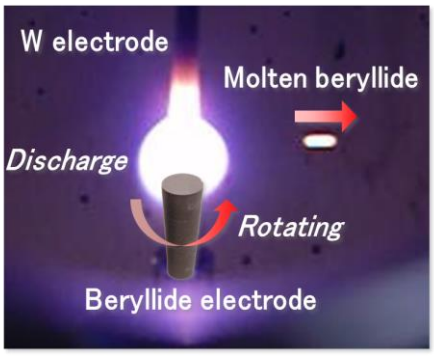


Fig.1 Schematic view of REM apparatus

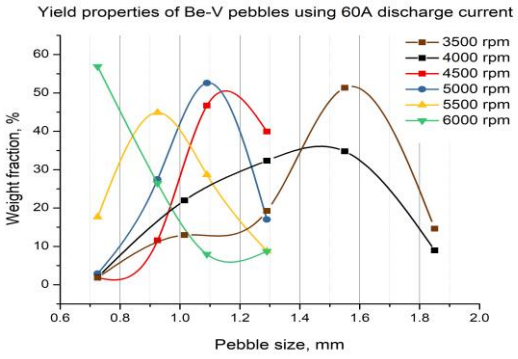


Fig.2 Yield properties of $Be_{12}V$ pebbles

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状
(27) Be-Zr 系ベリライドの高温酸化挙動

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(27) Oxidation behavior of Be-Zr beryllides at high temperatures

*金　宰煥[1]，クリンスキー　ピーター[1]，中野　優[1]，赤津　孔明[1]，中道　勝[1]

*量子科学技術研究開発機構

現在、高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物（ベリライド）の製造技術の開発研究及びその特性評価を進めている。本研究では、Be-Zr 系ベリライドの酸化挙動について、中間温度領域で生じる不安定性の改善について報告する。

キーワード：DEMO，中性子増倍材，Be-Zr 系ベリライド，不安定性

1. 緒言

原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。 ベリライドの中で最も優れた核特性を有する Zr 系ベリライドを製造し、高温酸化挙動について調査するとともに、およそ 700℃近辺の中間温度領域で生じる激しい酸化反応（ペスト現象）の改善について報告する。

2. 実験法

Zr 系ベリライド（$Be_{13}Zr$）は、雰囲気制御グローブボックスの中で $Be_{13}Zr$ の化学量論値に混合した Be と Ze の粉末を用いて、1200℃で 24 時間の低温焼成することにより $Be_{13}Zr$ 組成原料粉末として合成した。その合成粉末を用いてプラズマ焼結して約 8mm 角形状の試料を製造し、水蒸気雰囲気中における昇温酸化試験を行った。また、中間温度領域で生じるペスト現象の改善のため、少量の Al 及び Si 粉末を添加した $Be_{13}Zr$ を合成し、同様な酸化実験を実施した。

3. 結果及びまとめ

プラズマ焼結 $Be_{13}Zr$ 試料は、他のベリライドには認めない中間温度領域（700～800℃）での加速的な酸化反応挙動を有することが明らかになった（図 1 の青点）。この異常な酸化挙動は、金属材料の粒界やクラック（ポア）近くにて、鋭い形状の酸化物が形成され、その周囲に応力が集中的に働き、加速的な酸化及び試料崩壊まで至るペスト現象と知られている。しかしながら、固溶しにくい元素である Al や Si を少量添加することによって、粒界やクラック（ポア）近くの応力集中を緩和し、ペスト現象を抑制できることを明らかにした（図 1 の赤点）。今回は、この酸化挙動について報告する。

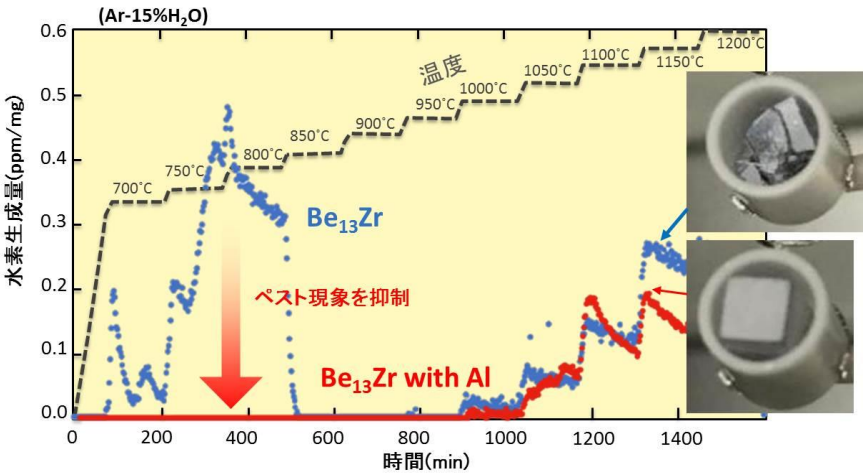


図 1．$Be_{13}Zr$ と Al 添加 $Be_{13}Zr$ の水素生成量（左）及び酸化試験後の試料写真（右）

*Jae-Hwan Kim[1], Petr Kurinskiy[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1]

*National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

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

[2D01-02] Miniature Test

Chair: Masato Yamamoto (CRIEPI)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:05 AM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D01] Investigation of mechanical characterization method with miniature specimen

*Satoshi Miyashiro[1], Yuji Kitsunai[1], Masao Itatani[2], Tetsushi Yamaoka[2], Tetsuya Toyota[3], Takahiro Ishizaki[4] (1. Nippon Nuclear Fuel Development, 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Hitachi)

9:30 AM - 9:45 AM

[2D02] Application of sub-size Charpy specimen for RPV surveillance test.

*Yoshiyuki Kawaharada[1], Yuji Kitsunai[1], Atsushi Taniguchi[2], Kensuke Monma[2], Takayuki Kaminaga[2], Tetsuya Toyota[3], Masaki Wada[3], Takahiro Ishizaki[4] (1. Nippon Nuclear Fuel Development, 2. Tokyo Electric Power Company, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Hitachi)

9:45 AM - 10:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

微小試料による機械特性評価手法の検討
自動ボール押込み試験の圧力容器鋼評価への適用性

Investigation of mechanical characterization method with miniature specimen
Applicability of automated ball indentation test to pressure vessel steel

*宮代 聡[1], 橘内 裕寿[1], 板谷 雅雄[2], 山岡 鉄史[2], 豊田 哲也[3], 石嵜貴大[4]
[1]日本核燃料開発, [2]東芝エネルギーシステムズ, [3]日立 GE ニュークリア・エナジー, [4]日立製作所

圧力容器鋼の母材および熱影響部の機械特性を微小試料で評価する手法を開発するため、微小なボール圧子を用いた自動ボール押込み（ABI：Automated Ball Indentation）試験の適用性を検討した。

キーワード：ABI 試験、押込み試験、監視試験、廃炉材研究

1. 緒言

マイクロサンプリングを用いた実機材研究や40年超運転に向けた監視試験以外のデータ取得方法についても検討が必要となってきており、破壊靭性を含む機械特性を評価可能な複数の手法について検討している。ABI 試験は、直径 1mm 程度のボールを押し込むことで様々な機械特性評価が可能な手法であり、引張特性[1]、シャルピー衝撃エネルギー[1]の他、破壊靭性値[2]との相関も検討されてきた。本発表では、廃炉材の熱影響部等の機械特性分布評価を微小試料で実施する方法を検討するため、ABI 試験に着目し、従来試験法と比較することによって、その妥当性と空間分解能を評価した結果を報告する。

2. 試験方法

原子炉圧力容器鋼相当材（JIS G3120 SQV2A）、JIS G3115 SPV490、JIS G4053 SCM440 の 3 鋼種について ABI 試験（圧子直径約 0.8mm）を実施した。また、同等の温度条件における引張・硬さ等の機械特性試験を実施し、ABI 試験から得られた結果と比較した。硬さは、換算表（SAE J 417）を用いて引張強さに変換した。また引張試験は、溶融境界から 1mm の位置と母材（図 1 で 25mm 位置のデータとしてプロット）において溶融境界と平行に採取した厚さ 1mm の平板状引張試験片を用いて行った。

3. 試験結果および評価

図 1 に SQV2A の溶接部近傍における ABI 試験、硬さ試験、引張試験から得られた引張強さ分布の比較を示す。溶接部近傍の引張強さ分布について、ABI 試験の結果は硬さ試験、引張試験と良く一致したことから、ABI 試験が熱影響部の引張強さを 1mm 間隔で評価するのに十分な空間分解能を持つことが確認できた。SPV490、SCM440 の母材においても、ABI 試験と引張試験の引張強さが良く一致することを確認した。なお、破壊靭性についても、ABI 試験と良い相関を示すことを確認している。

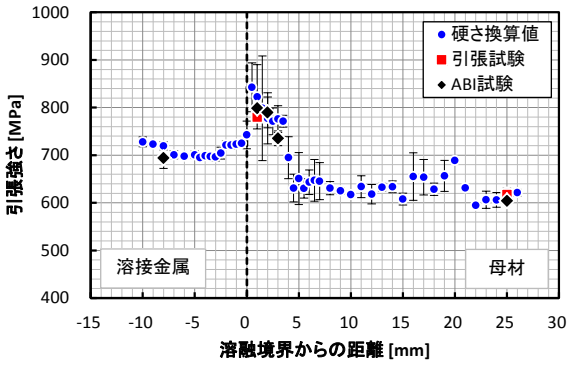


図 1　SQV2A の溶接部近傍における ABI 試験、硬さ試験、引張試験から得られた引張強さ分布

参考文献

[1] K.L.Murty, P.Q.Miraglia, and M.D.Mathew et al., International journal of Pressure Vessels and Piping, **76** (1999) 361-369
[2] F.M.Haggag, R.K.Nanstad, ASME PVP, **170** (1989) 41-46

*Satoshi Miyashiro[1], Yuji Kitsunai[1], Masao Itatani[2], Tetsushi Yamaoka[2], Tetsuya Toyota[3], Takahiro Ishizaki[4]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co.,[2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation,[3]Hitachi-GE Nuclear Energy,[4]Hitachi

サブサイズ試験片の原子炉圧力容器監視試験への適用性評価

Application of sub-size Charpy specimen for RPV surveillance test

*川原田 義幸[1]，橘内 裕寿[1]，谷口 敦[2]，門間 健介[2]，神長 貴幸[2]，
豊田 哲也[3]，和田 将樹[3]，石嵜 貴大[4]
[1]日本核燃料開発，[2]東京電力ホールディングス，
[3]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[4]日立製作所

小型試験片を用いた原子炉圧力容器（RPV）脆化評価手法の確立に向け、サブサイズ試験片を用いたシャルピー衝撃試験を行ない、フルサイズ試験片との比較評価を行った。

キーワード：1.原子炉圧力容器，2.シャルピー衝撃試験，3.監視試験，4.サブサイズ試験片，5.脆化

1. 緒言

運転期間延長認可制度の制定に伴い、40 年を超えてプラントの運転期間の延長認可を受ける場合には、新たに 2 回の監視試験の追加実施が求められる。国内 BWR プラントにおいては、今後の監視試験に備えて十分な試験片数を確保していくために、小型試験片を用いた RPV 脆化評価手法の確立が望まれている。それら評価手法の確立に向けて、シャルピー衝撃試験においてはこれまでの標準試験片（フルサイズ試験片：10mm×10mm×55mm）での試験データによる評価結果と、小型試験片での試験データによる評価結果との整合性を確認していく必要がある。JIS Z 2242 では小型試験片として試験片幅を 2.5mm、5mm、7.5mm としたサブサイズ試験片について規定している。本研究では、監視試験片からの採取を鑑み、試験片幅を 4mm としたサブサイズ試験片を用いてシャルピー衝撃試験を行ない、フルサイズ試験片との比較評価を行った。

2. 試験方法

RPV 相当材として低合金鋼よりフルサイズ試験片ならびにサブサイズ試験片（4mm×10mm×55mm）を採取したのち、試験温度-120～100℃にて JIS Z 2242 に準拠してシャルピー衝撃試験を行ない、吸収エネルギー、延性破面率ならびに横膨出量を評価した。これらの試験結果をもとに、エネルギー－温度遷移曲線を求めた。

3. 結果および評価

図 1 に吸収エネルギーの温度依存性を示す。フルサイズ試験片の遷移曲線から Wallin ら[1]の温度・エネルギー換算式を用いてサブサイズ試験片の遷移曲線の予測値を求めたところ、今回得られたサブサイズ試験片での結果は予測値とよく一致しており、試験片幅 4mm のサブサイズ試験片を監視試験へ適用できる見通しが得られた。なお、サブサイズ試験片での試験結果からフルサイズ試験片での遷移曲線への換算方法についても検討を行っており、講演にて報告する。

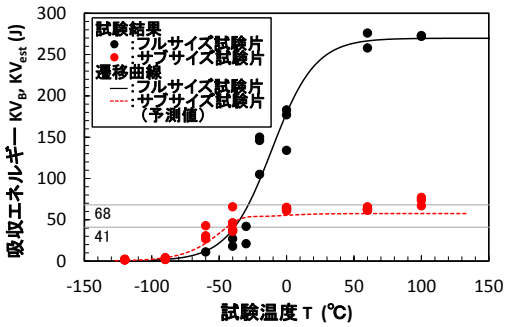


図 1　吸収エネルギーと温度の関係

参考文献

[1] K. Wallin, P. K.-Roikonen, P. Suikkanen, 21st Eur. Conf. Fract., ECF21, 20-24 June 2016, Catania, Italy, pp.3735-3742.

*Yoshiyuki Kawaharada[1], Yuji Kitsunai[1], Atsushi Taniguchi[2], Kensuke Monma[2], Takayuki Kaminaga[2], Tetsuya Toyota[3], Masaki Wada[3] and Takahiro Ishizaki[4]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, [4]Hitachi

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

[2D03-05] Next-Gen. Materials (SiC)

Chair: Hiroaki Abe (Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 27, 2018 10:05 AM - 10:55 AM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D03] Neutron Irradiation Effects of NITE-SiC/SiC Joint Brazed by Ti-Zr-Cu System

*Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Joon-Soo Park[1], Yuuki Asakura[2], Akira Kohyama[3] （1. Muroran Institute of Technology, 2. Tokyo University of Agriculture and Technology, 3. NITE corporation）

10:05 AM - 10:20 AM

[2D04] Development of SiC/SiC cladding tube for LWR

*Naoya Toumatsu[1], Takashi Takagi[1], Akihide Kawaguchi[1], Takashi Ito[1], Masaru Ukai[2], Shoko Suyama[2], Megumi Akimoto[2] （1. IBIDEN CO.,LTD., 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation）

10:20 AM - 10:35 AM

[2D05] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

*Kenya Takiwaki[1], Yutaka Takeuchi[1], Hideki Horie[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] （1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION）

10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Ti-Zr-Cu ロウ材を用いた NITE-SiC/SiC 接合材の中性子照射効果

Neutron Irradiation Effects of NITE-SiC/SiC Joint Brazed by Ti-Zr-Cu System

*中里 直史[1]，岸本 弘立[1]，朴 峻秀[1]，朝倉 勇貴[2]，香山 晃[3]

[1]室蘭工業大学、[2]東京農工大学、[3]株式会社 NITE

本研究では活性金属である Zr や Ti に注目し、Ti-Zr-Cu 系ロウ材を用いた NITE-SiC/SiC 接合材の接合界面部の微細組織及び強度特性に及ぼす中性子照射効果について報告する。

キーワード： SiC/SiC 複合材料，NITE 法，ロウ付け，中性子照射効果

1. 緒言

SiC/SiC 複合材料は事故耐性燃料や核融合炉ブランケット及びダイバータ等の炉心用構造材料としての適用が期待されている。実用部材作製においては部材同士の接合技術が必要不可欠であるが、炭化物材料である SiC で提示されている接合技術は多くない。SiC などの新素材の実用部材適用において、接合界面部の諸特性が機器運用プロセスにおいて新素材の優れた材料特性をスポイルしないことが重要である。いくつかある接合技術の中で、ロウ付け法は圧力、温度、組成の選択肢が広く、接合界面部の特性制御が可能な利点がある。SiC/SiC 複合材料を対象としたロウ付け研究は多くあるものの、中性子照射までを考慮した研究は少なく、使用するロウ材ごとに照射効果を明らかにする必要がある。本研究では活性金属である Zr や Ti に注目し、Ti-Zr-Cu 系ロウ材を用いた NITE-SiC/SiC 接合材の接合界面部の微細組織及び強度特性に及ぼす中性子照射効果に関する知見を得ることを目的とする。

2. 実験方法

本研究で用いたロウ材の組成は 49Ti-26Zr-25Cu（at%）である。平面研削した 2 枚の NITE-SiC/SiC 板材の間にロウ材を塗布し、温度 860℃、真空雰囲気中にて熱処理を行い、接合材を作製した。接合材の中性子照射は BR-2 の BAMI キャプセルを用いて、温度 290℃、He 雰囲気中にて実施した。SiC の推定損傷量は 0.05, 0.1 dpa である。中性子照射効果と熱効果を分けるために、温度 290℃、He 雰囲気中、中性子照射と同じ期間、熱処理を行った熱処理材も準備した。各接合材の接合界面部評価として、SEM による微細組織観察及び元素分析、マイクロビッカース硬さ試験によりロウ材の硬さ測定を行った。

3. 結果

図 1 に非照射材の接合界面部の反射電子像（BEI）を示す。SiC/SiC とロウ材間に空隙やクラック等は観察されない。またロウ材内においても目立つ欠陥は観察されないことから、比較的良好に接合が出来ていることが伺え、SiC/SiC 複合材料の接合において Ti-Zr-Cu 系ロウ材の適用が可能であると考えられる。ロウ材の組織は BEI 像によるコントラストの違いから大きく 3 つの相（A, B, C 相）に分かれている。SEM/EDS による元素分析から A 相は Ti-Zr 相、B 相は Ti リッチ-Zr-Cu 相、C 相は Zr リッチ-Ti-Cu 相であると考えられた。また A 相はロウ材中心部に形成している傾向が観察された。発表では照射材及び熱処理材の組織観察結果に加え、各接合材のロウ材の硬さ試験結果も報告し、接合材への熱効果及び中性子照射効果について議論する。

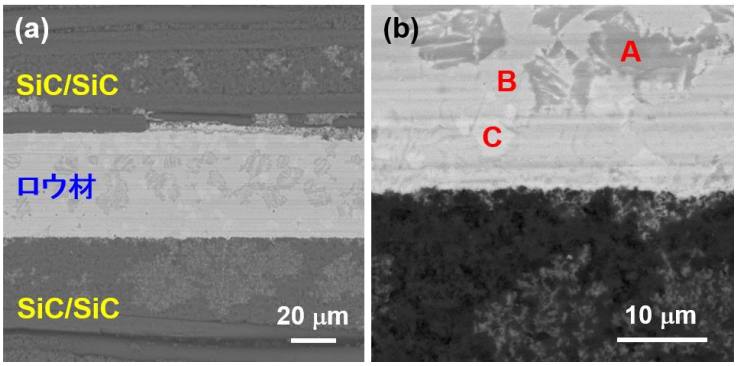


図 1　非照射材の接合界面部の反射電子像：(a) 低倍、(b) 高倍

*Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Joon-Soo Park[1], Yuuki Asakura[2], and Akira Kohyama[3]

[1]Muroran Institute of Technology, [2]Tokyo University of Agriculture and Technology, [3]NITE Corporation

軽水炉向け SiC/SiC 被覆管の開発

Development of SiC/SiC cladding tube for LWR

*東松 直哉[1], 高木 俊[1], 川口 章秀[1], 伊藤 孝[1], 鵜飼 勝[2], 須山 章子[2], 秋元 恵[2]
[1]イビデン, [2]東芝エネルギーシステムズ

フィラメントワインディング技術、ブレーディング技術、CVI / CVD 技術を融合することにより試作した SiC/SiC 被覆管の強度測定試験結果について報告する。

キーワード：SiC/SiC, CMC, LWR, 被覆管, CVI

1. 緒言

SiC を炉心材料へ適用するには、機械的強度、気密性、耐食性等の要求機能を満足する必要がある。前報告[1]において、耐食性に関する報告を行い、加圧水型軽水炉(PWR)水質環境および沸騰水型軽水炉(BWR)の水質環境において、実用上の耐食性能を満足する製造プロセスの構築を行った。本研究では、CVI 法を用いて試作した SiC/SiC 被覆管の強度評価を実施した。

2. 実験方法

ブレーディング装置を用いて積層した SiC 繊維(NGS アドバンストファイバー製 Hi-Nicalon TypeS)被覆管形状成形体に対し、CVI/CVD 法を用いて熱分解炭素界面、SiC マトリックスおよび耐食性 SiC 膜を形成することにより SiC/SiC 被覆管を試作した。次に試験片を加工し、1250℃⇒20℃および 1250℃⇒100℃の水中投下試験を実施した。試験片に対して軸方向引張試験(ASTM C1773 準拠)を実施した。

3. 結果

図 1 に軸方向引張試験の応力-ひずみ曲線を示す。弾性領域を詳細に観察すると、1250℃⇒100℃の試験片では、弾性挙動を示すのに対し、1250℃⇒20℃の試験片では、弾性を失っており、急冷条件によるマトリックス層への影響が異なることが認められた。但し、いずれの条件においても最終破断強度を保つ結果を得た。今後、気密性および熱的特性の評価を計画している。

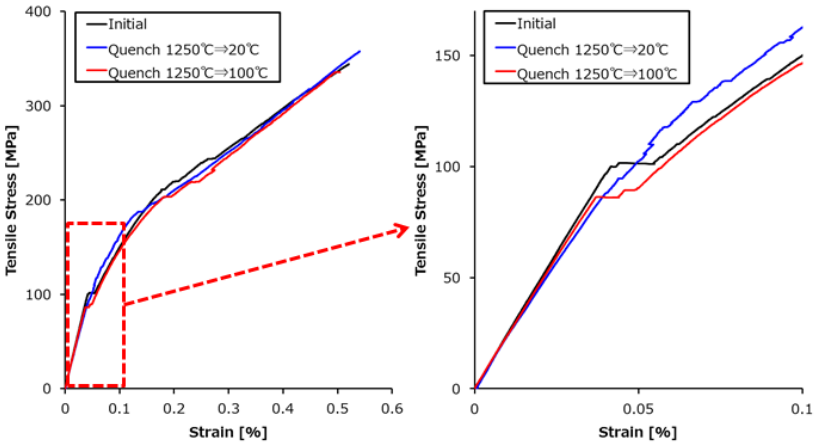


図1 応力-ひずみ曲線

参考文献

[1] 日本原子力学会 2017 年春の年会　軽水炉向け SiC 炉心材料開発の進捗-耐食性の改善- 内橋 正幸[1], 鵜飼 勝[1], 須山 章子[1], 垣内 一雄[1], 高木 俊[2], 川口 章秀[2]　[1]株式会社東芝, [2]イビデン株式会社

*Naoya Toumatsu[1], Takashi Takagi[1], Akihide Kawaguchi[1], Takashi Ito[1], Masaru Ukai[2], Shoko Suyama[2] and Megumi Akimoto[2]
[1]IBIDEN CO.,LTD., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

SiC 被覆管燃料のシビアアクシデント解析
（3）核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACT^{TM})を用いた事故時 RPV 内流動の影響評価

Severe Accident Analysis for core fuel with SiC cladding

(3) Study of cooling effect of circulation steam flow in RPV by nuclear thermal hydraulics analysis code TRACT^{TM}

*滝脇 賢也[1]，武内 豊[1]，堀江 英樹[1]，垣内 一雄[1]，佐藤 寿樹[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所の事故をふまえ、水との酸化反応が発生しにくい（酸化しにくい）炭化ケイ素（SiC）を、現行の軽水炉燃料材料のジルカロイ(Zry)の代替として適用する研究を進めている。本稿では SiC 被覆管の酸化反応モデルを組み込んだ核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACT^{TM})により福島第一3号機(1F-3)の事故進展解析を行い、燃料温度上昇時の圧力容器内(RPV)の蒸気流動による冷却の効果を評価した。

キーワード：SiC 被覆管、水-SiC 酸化反応、被覆管温度

1. 緒言

1F-3 の事故進展条件において、SiC を燃料被覆管へ適用した際に、RPV 内の蒸気の流れによる炉心冷却により炉心損傷の進展が抑制されるかを TRACT^{TM} により評価した。

2. 解析条件

TRACT^{TM} へ水と SiC 間の酸化反応モデル[1]を組込み、被覆管へ SiC を適用して 1F-3 の事故進展解析を実施した。

3. 解析結果

図 1 に Zry、SiC の各ケースの被覆管最高温度を示す。Zry では地震後約 50 時間で水との酸化反応が活性化して急激に温度上昇したが、SiC では急激に上昇せずに約 1800K で安定した結果となった。図 2 に示すように 40 時間以降では中心部で蒸気が上昇し、外周部で下降した循環流となっている。図 3 に示すように中心部と外周部で 100K 程度の蒸気温度差があり、蒸気の駆動力になるとともに、下部プレナムの水を蒸発させて炉心部へ供給していると考えられ、今後より詳細な評価を進める。

4. 結論

SiC 被覆管を適用すると、酸化反応熱が Zry より格段に小さいため、崩壊熱とのバランスで燃料露出後に形成される蒸気循環流により炉心燃料の温度上昇が抑制され、大規模な炉心損傷が回避できる可能性があることが分かった。

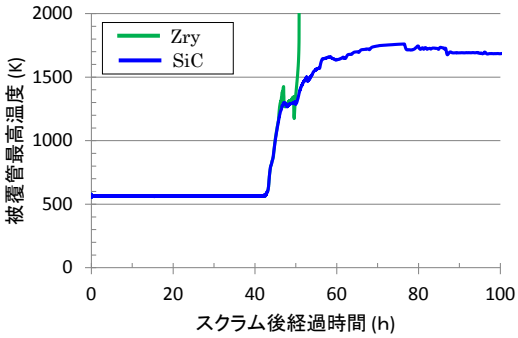


図 1　被覆管最高温度の比較

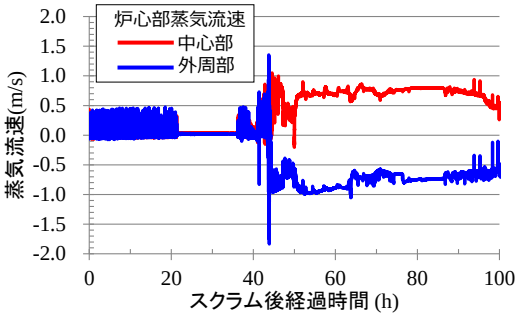


図 2　炉心部の鉛直方向蒸気流速 (SiC 被覆管)

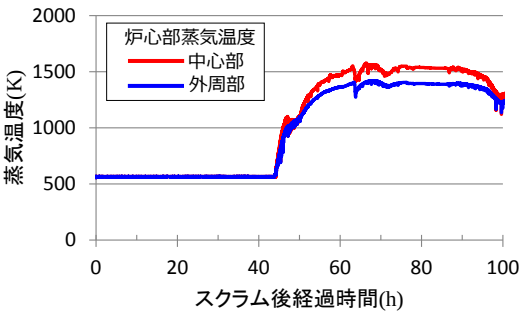


図 3　炉心部の蒸気温度(SiC 被覆管)

参考文献

[1] Kurt A. Terrani, et al., 2014, “Silicon Carbide Oxidation in Steam up to 2 MPa”, J. Am. Ceram. Soc., 1–22.

* Kenya Takiwaki[1], Yutaka Takeuchi[1], Hideki Horie[1], Kazuo Kakiuchi[1], and Hisaki Sato[1]

[1] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[2D06-09] Transmutation Technology

Chair: Isamu Sato (Tokyo City Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 10:55 AM - 12:00 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D06] Clarify of degradation mechanism for yttoria-stabled zirconia by gamma-ray-induced phase transformation

*Yasuki Okuno[1], Kouji Nakashima[2,1], Yousuke Uchibori[2,1], Nariaki Okubo[1], Akane Kitamura[1], Satoshi Yasuda[1], Hidehito Asaoka[1] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hokkaido University Graduate School of Chemical Sciences and Engineering）

10:55 AM - 11:10 AM

[2D07] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)H_x in FBR Blanket

*Mutsumi Hirai[1], Fumiki Mizusako[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Ken Kurosaki[2], Kenji Konashi[3] （1. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., 2. Osaka University, 3. Tohoku University）

11:10 AM - 11:25 AM

[2D08] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)H_x in FBR Blanket

*Atsushi Ouchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Hiroaki Muta[2], Ken Kurasaki[2], Kenji Konasi[3] （1. NIPPON NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CO.,LTD., 2. Osaka University, 3. Tohoku University）

11:25 AM - 11:40 AM

[2D09] Study of improvement of reliability for oxygen monitoring in liquid lead bismuth

*Atsushi Komatsu[1], Fumiyoshi Ueno[1] （1. JAEA）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

γ線誘起相変態によるイットリア安定化ジルコニアの強度劣化挙動の解明

Clarify of degradation mechanism for yttoria-stabled zirconia by gamma-ray-induced phase transformation

*奥野 泰希[1], 中島 浩司[1,2], 喜多村茜[1], 内堀 揚介[1,2], 保田 諭[1], 朝岡 秀人[1], 大久保 成彰[1]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]北海道大学大学院総合化学院

加速器駆動システム(ADS)では、鉛ビスマス共晶合金(LBE)の酸素制御により配管の侵食・腐食を抑える必要がある。LBE 中の酸素濃度を測定するためにイットリア部分安定化ジルコニア(PSZ)を用いた酸素センサーが有力であり、ADS 運転時の放射線による影響を解明することが課題である。本研究では、ADS 運転環境下で想定される 1 kGy 以上のγ線を照射した際の PSZ の強度劣化挙動について解明する。^{60}Coγ線照射の結果、PSZ 単斜晶中に相変態が生じていることが観測された。この相変態は、照射線量に依存して増加していることが確認され、^{60}Coγ線の付与エネルギーによって引き起こされた事が明らかになった。またラマン観察の結果、PSZ 固有の応力誘起層変態強化機構に影響を及ぼしている可能性が示唆された。

キーワード：イットリア安定化ジルコニア、応力誘起層変態、γ線誘起相変態、酸素センサー

1. 緒言

分離変換技術として加速駆動型システム（ADS）が考案されている。ADS では、各破砕ターゲットと冷却材に鉛ビスマス共晶合金（LBE）の液体が使用されており、侵食や腐食によって配管構造物に影響を与えると考えられている[1]。この侵食や腐食は、LBE 中の酸素濃度を制御することにより、抑制されるため、LBE の酸素濃度評価のためのイットリア部分安定化ジルコニア（PSZ）を用いた酸素センサーが開発されてきた。LBE は各破砕や放射化によって、放射能を有する物質へ変換され、数 kGy/h の高い放射線環境が形成されると考えられている。本研究では、ADS で酸素センサーが安全に使用できるために、放射線環境が PSZ の破壊靭性および相転移に及ぼす影響を明らかにする。

2. 実験手法

試験片は、3 mol%のイットリアを添加したジルコニア試験片(3-PSZ)を使用し、その寸法および表面は、JIS R 1601：2008 に準じて、それぞれ 3.0 mm × 4.0 mm × 40.0 mm および、鏡面研磨面であった。空気換算線量で 700 kGy – 1 MGy の ^{60}Coγ線および 100 keV 電子線を試料へ照射し、その表面の結晶構造を XRD および顕微ラマン分光により分析した。破壊靭性を測定するため、4 点曲げ試験を行った。曲げ試験後の試験片の破断面の結晶構造を、顕微ラマン分光を用いたマッピング測定によって解析した。

3. 結果と考察

3-PSZ 試験片の XRD 測定の結果、未照射材では、正方晶のみ観測されたが、γ線照射後に単斜晶が観測された。またこの単斜晶の成分量は、照射線量が増えると増加する事が明らかになった。これは、γ線によって相変態が誘起されたことを示している。変位損傷が起きない 100 keV 電子線を照射した際にも、顕微ラマン分光測定により、単斜晶成分の増加が確認されたことから、この相変態が電離損傷によるものが明らかになった。また、空気換算線量で 6000 kGy のγ線が照射された試験片では、強度の低下が観察された。また顕微ラマン分光による破面のマッピング測定の結果、応力誘起相変態によって生成された未照射材の破面の単斜晶分布に比べて[2]、照射後の試験片断面は中央の単斜晶の割合が多く、応力誘起相変態強化機構へ影響を及ぼしている可能性があることが明らかになった。

参考文献

[1] N. Okubo, et al., Nuclear Inst. and Methods in Physics Research B , in Press (2017).

[2] C. M. Ramos, APPLIED SPECTROSCOPY, **69**, 810 (2015).

---

*Yasuki Okuno[1], Koji Nakashima[1,2], Akane Kitamura[1], Uchibori Yosuke[1,2], Satoshi Yasuda[1], Hideto Asaoka[1], Nariaki Okubo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hokkaido Univ. Grad. Sch. of Chem. Sci. and Eng.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発
(4) 溶融による(Ln,Zr)合金の作製

Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(4) Fabrication of (Ln, Zr) alloy by the melting process

*平井 睦[1]，水迫 文樹[1]，大内 敦[1]，牟田浩明[2]，黒崎 健[2]，小無 健司[3]
[1]NFD，[2]大阪大学，[3]東北大学

マイナーアクチノイド(MA)-Zr 水素化物ターゲット作製技術開発の一環として、特に蒸気圧が高く化学的にも活性な Am を含有する Zr 合金の作製技術開発に着目し、Sm を模擬物質として低融点 Zr 基合金との溶融により試料を調製し、坩堝との反応、加熱速度/温度が Sm の残存率や分布に及ぼす影響を調べた。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換、希土類、ジルコニウム，サマリウム

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の負担軽減において活用が期待されている MA-Zr 水素化物ターゲットの製造工程で重要となる MA-Zr ペレットの作製において懸念される、Am の損失を抑制する合金製造プロセスの開発を進めている。Am の模擬材として蒸気圧の高い希土類元素 Sm を用いて、低融点化した Zr 合金との溶融プロセスにより合金を作製し、製造条件と Sm 減少率、Sm 分布について調べた。前報[1)]では、Y_2O_3 坩堝内で試料を 1250℃において 1 時間加熱し、蓋による Sm 損失の抑制、急冷による Sm の微細分布への効果を報告した。本報では、黒鉛坩堝を用い、坩堝との反応を調べるとともに、加熱条件が Sm の残存率並びに分布に及ぼす影響を調べた。

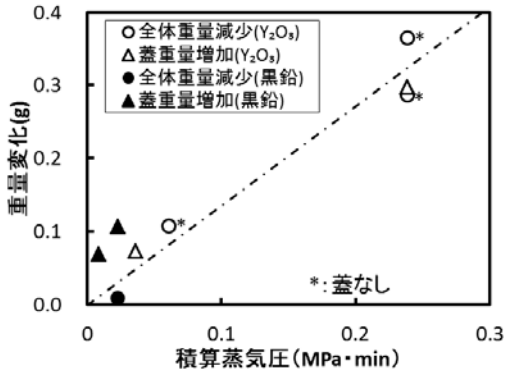


図 1　積算蒸気圧と重量変化の関係

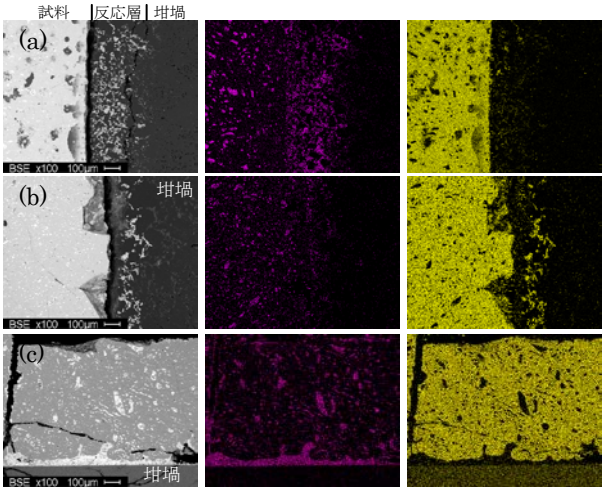


図 2　ZrFeAl-Sm の元素分布
(a)1100℃保持（黒鉛）、(b)1200℃保持（黒鉛）、
(c)1250℃保持（Y_2O_3）、温度急昇後 10 分保持

2. 実験および結果

坩堝に Sm ペレットと ZrFeAl 合金粉砕片を装荷し、蓋をして加熱した。昇温速度約 200℃/分、冷却速度約 180℃/分とした。Sm の蓋への移行は確認されたものの試料系全体からの重量減少は無く、Sm 損失は抑制された。これまでの加熱試験での重量変化を温度履歴から評価した積算蒸気圧に対して整理した結果、図 1 に示すとおり、蓋の有無にかかわらず重量の変化はほぼ積算蒸気圧で整理できた。試料と坩堝の界面の SEM/EDS 像を図 2 に示す。約 300 μm の反応層が観察され、Sm の黒鉛への侵入が見られた。一方、同様の条件で Sm の Y_2O_3 坩堝への侵入は見られなかった。

本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

1)　平井ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会、北海道大学

*Mutsumi Hirai[1], Fumiki Mizusako[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Ken Kurosaki[2], Kenji Konashi[3]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Osaka Univ. , [3]Tohoku Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発
(5) アトライターおよびホットプレスを用いた(Nd,Zr)ペレットの作製

Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket

(5) Preparation of (Nd, Zr) mixed powder with the attritor and hot press

*大内 敦[1]，水迫 文樹[1]，平井 睦[1]，小無 健司[2]，牟田浩明[3]，黒崎 健[3]
[1]NFD，[2]東北大学，[3]大阪大学

均一な MA-Zr ペレットの作製技術開発の一環として、アトライタを用いて MA を Zr 母材中に、より均一に分散させる条件を検討した。Am 模擬材として Nd を用いた Nd-Zr 混合粉末について、混合時間、試料に対する混合媒体の量の影響を調べるとともに、ホットプレスにより得たペレットの特性を調べた。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，希土類，ジルコニウム，ネオジム，アトライタ，メカニカルアロイ

1. 緒言

MA-Zr 水素化物ターゲットの開発において、マイナーアクチノイド(MA)を Zr 中に均一分散させたペレットの作製技術の確立が重要である。前報[1)]では、アトライタを用いて種々の条件で混合した Nd-Zr 混合粉末について Nd の分散状況等を調べ、本方法の可能性について報告した。本報告では、処理時間、並びに試料に対する混合媒体の量（B/S 比）が混合粉末特性に与える影響を調べるとともに、得られた混合粉末をホットプレスにより直径 6mm のペレットとし、特性を調べた。

2. 実験および結果

Nd 粉末（99.9%）および Zr 粉末（98%）をアトライタにより、回転羽速度 300rpm～1000rpm、B/S 比 6.9 または 10.7 で 1～10 時間処理して混合粉末を得て、X 線回折を行った。また、混合粉末を圧粉成型し、SEM/EDS により粉末中の Nd の分散状態を観察した。図 1 に XRD 最大ピークの半値幅を、図 2 に Nd 分散状態を処理時間に対して示す。処理時間、回転数、B/S 比の増加とともに半値幅が増加した。また Nd 濃度の標準偏差が減少し均一性の向上が確認された。1000rpm、B/S=10.7、3 時間処理の粉末を用いて、800℃、60MPa でホットプレスした結果、図 3 に示すように、直径 6mm、高さ約 6mm、密度 89%TD の割れ欠けの無い健全なペレットを得た。

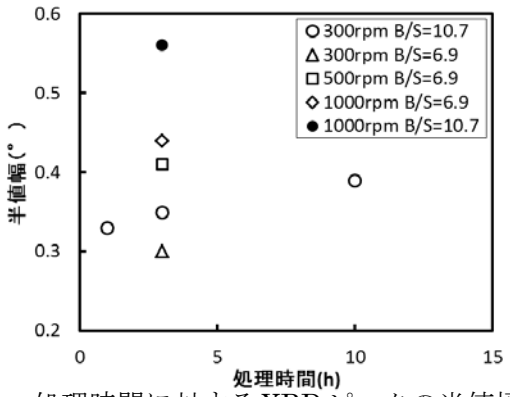


図 1　処理時間に対する XRD ピークの半値幅

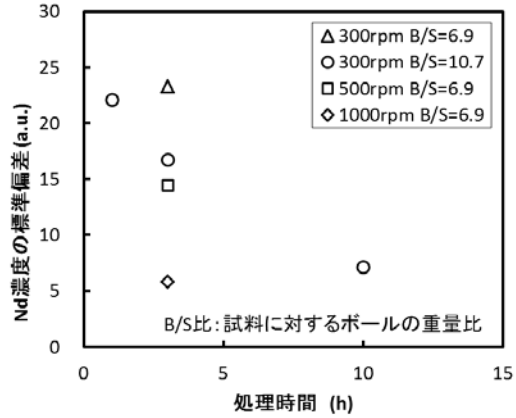


図 2　処理時間に対する Nd 濃度のばらつき

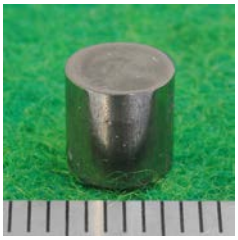


図 3　ホットプレスにより得た Zr-Nd ペレット

本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

1)　大内ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会、北海道大学

* Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Hiroaki Muta[2], Ken Kurosaki[2], Kenji Konashi[3]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Osaka Univ. , [3]Tohoku Univ.

溶融鉛ビスマス中の溶存酸素濃度測定の信頼性向上策の検討

Study of improvement of reliability for oxygen monitoring in liquid lead bismuth

*小松　篤史，上野　文義
日本原子力研究開発機構

ジルコニア酸素センサーを用いた鉛ビスマス中の酸素濃度測定の信頼性を向上させるため、基準物質として鉛ビスマスより酸素活量の高いものと低いものを使用したセンサーを作製した。基準物質としてAg/Air, Co/CoO, Fe/Fe_3O_4を用いることで約250℃～450℃の溶融鉛ビスマス中の酸素濃度を測定できた。

キーワード： ADS，鉛ビスマス，ジルコニア，酸素センサー

1. 緒言

ADS用ターゲット材として溶融鉛ビスマス共晶合金(LBE)が検討されており、LBE中における材料腐食を低減するためにLBE中の酸素濃度を適切にコントロールすることが重要とされている。本研究ではジルコニア酸素センサーを用いた酸素濃度測定の信頼性向上について検討した。全く同一の酸素センサーを複数使用した場合、すべてのセンサーで同様の経年劣化が生じると、センサー劣化の発見が遅れる恐れがある。そこで、基準物質としてLBEより酸素活量の高いものと低いものを使用することでセンサー劣化の早期発見が期待できると考え、基準物質の異なるセンサーを試作しLBE中の酸素濃度測定を行った。

2. 実験

基準電極としてAg/Air, Co/CoO, Fe/Fe_3O_4を用いたジルコニア酸素センサーを試作し、約200℃～450℃の酸素濃度既知のLBE中で試作センサーの性能確認試験を行った。性能が良好であった試作センサーを用いて、LBE上に還元ガスを流し酸素濃度の低下したLBE中の酸素濃度測定をおこなった。

3. 結果・考察

図1に酸素飽和のLBE中の酸素濃度を試作センサーを用いて測定した結果を示す。いずれのセンサーも約250℃～450℃の範囲で理論値通りの酸素濃度が測定された。図2にAr＋H_2＋CO_2混合ガスを流したLBE中の酸素濃度を各センサーで測定した結果を示す。3種類のセンサーでほぼ等しい酸素濃度が測定されており、いずれのセンサーも問題なく測定できていると考えることができる。

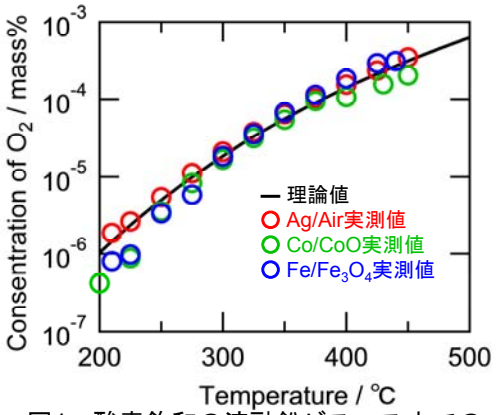


図1　酸素飽和の溶融鉛ビスマス中での酸素センサー出力の温度依存性

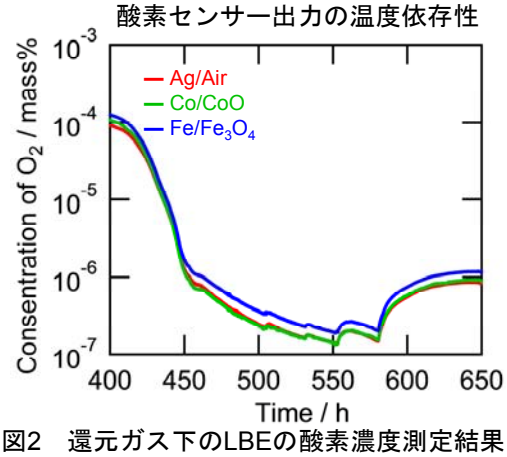


図2　還元ガス下のLBEの酸素濃度測定結果

4. 結論

酸素濃度測定の信頼性向上を目的に、種類の異なるセンサーを同時に使用する方法を考案した。基準物質としてAg/Air, Co/CoO, Fe/Fe_3O_4を用いることで約250℃～450℃の溶融鉛ビスマス中の酸素濃度を測定できた。

---

*Atsushi Komatsu, Fumiyoshi Ueno
Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[2D10-14] Fundamental Properties

Chair: Mutsumi Hirai (NFD)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 4:05 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D10] Raman spectra of cesium iron silicate

*Thi Mai Dung Do[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Masahiko Osaka[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[2D11] Experimental study on Cs containing aerosol behavior under the severe accident in sodium cooled fast reactors

*Isamu Sato[1], Masato Matsui[1], Tatsuya Nakayama[1] (1. Tokyo City University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2D12] Study of physical property of liquid oxide fuel by pulse heating

*Kenji Konashi[1], Kyoichi Morimoto[2], Masashi Watanabe[2], Masato Kato[2], Hiromichi Watanabe[4], Yuji Arita[3], Yukio Hishinuma[5] (1. Tohoku University, 2. JAEA, 3. Fukui University, 4. AIST, 5. Art Science)

3:15 PM - 3:30 PM

[2D13] First-principles calculations of mechanical properties of $(Th,Pu)O_2$

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

3:30 PM - 3:45 PM

[2D14] The Fracture Behavior of Solid SS by Molten SS-B_4C Eutectic Melt under the Dynamic Condition

*Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Raman spectra of cesium iron silicate

*Thi-Mai-Dung Do[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Masahiko Osaka[2]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

Abstract Cesium iron silicate were synthesized in the laboratory and then were examined by X-ray diffraction in order to confirm the purity of samples. Micro-Raman spectroscopy was applied on cesium iron silicate for identification Raman spectra.

Keywords: cesium iron silicate, Raman, severe accident

1. Introduction

Cesium is one of important fission product that releases from the core and deposits on the surface of reactor containment during severe accidents. Recently, many studies have been declared about the reaction between cesium compounds and stainless steel which is used in the primary system. However, the understanding on these reactions is still far from complete because it has a large gap on the knowledge on behaviors and characteristics of the chemical product formed in the reactions.

Kobata et al. has informed that cesium iron silicate, $CsFeSiO_4$, is one of possible product in the cesium compound and SUS reactions [1]. Although XRD pattern has been defined by Henry at al. [2], other spectrum such as Raman spectra and characteristics of $CsFeSiO_4$ has not been investigated yet. The purpose of this study is to define Raman spectra of $CsFeSiO_4$, in order to provide some information for severe accident simulation code.

2. Experiment

Fe_2O_3 powder (99.9% purity), SiO_2 powder (99.9% purity) and $CsCO_3$ powder (99.9%) with ratio 1:2:1 were one by one dissolved in 100 ml 2M HNO_3. After stirring for 10 minutes, 150 ml ethanol was added into the solution. The mixture was dryness at 100°C for 6 hours by hot plate stirrer and then at 250°C for 12 hours by an electric furnace. The obtained powder was ground and heated at 800°C for 6 hours and followed at 1000°C for 6 hours. XRD analysis was applied after each heat treatment until there is no observable change in the powder diffraction pattern. The final powder after examining the purity by comparing the pattern with ICDD card No. 000510115. Finally, Raman spectra were defined by micro-Raman spectroscopy (Horiba Jobin Yvon, LabRAM HR-800).

3. Results・Conclusion

Fig. 1 shows the XRD pattern of synthesized $CsFeSiO_4$ compared to the reference. The peaks matches all the reference pattern quite well. Raman spectrum of $CsFeSiO_4$ is illustrated in Fig. 2. The peak positions are partially overlapping and exits from 100 – 1100 cm^{-1}.

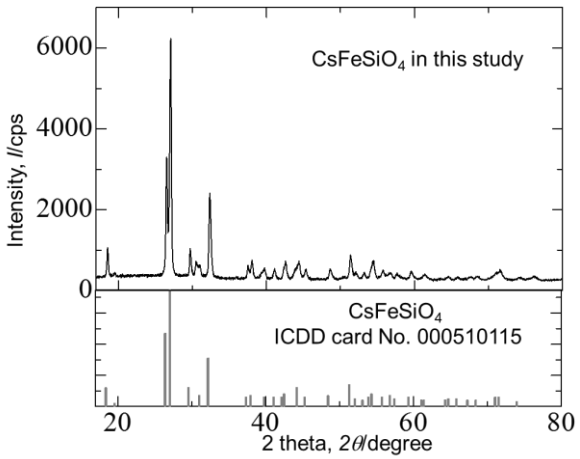


Fig. 1 XRD pattern of $CsFeSiO_4$ compared to ICDD card No. 000510115

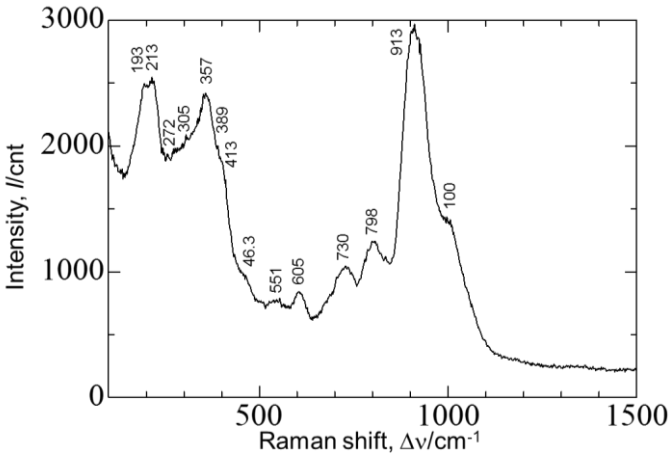


Fig. 2 Raman spectra of $CsFeSiO_4$

References

[1] M. Kobata, T. Okane,K.Nakajima, E. Suzuki, K. Ohwada, K. Kobayashi, H. Yamagami and M. Osaka, Journal of Nuclear Materials, 498 (2017), p.387-394.

[2] P.F.Henry and M.T.Weller, Chemical communications, 0-24 (1998), p.2723-2724.

ナトリウム冷却高速炉におけるシビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する実験研究
（1）実験計画と課題

Experimental study on Cs containing aerosol behavior
under the severe accident in sodium cooled fast reactors
(1) the investigation plan and the task

*佐藤　勇[1]　松井　将都[1]　中山　達也[1]
[1]東京都市大学

ナトリウム冷却高速炉におけるシビアアクシデント時のソースタームとなるセシウム化合物エアロゾルの移行挙動について、ナトリウム化合物エアロゾルとの相互作用に注目した実験研究を進めている。ここではこの研究の計画及び進捗状況について報告するとともに課題点を検討する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、セシウム、ナトリウム、エアロゾル

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉(以下、SFR)におけるシビアアクシデント(以下、SA)時の FP の環境への放出において、当該炉・プラントの特性、事故進展等を熟慮した予測評価が必要である。FP のうちセシウムの環境への放出は、100 TBq 以下に制限されていることもあり、SA 時のセシウム移行挙動の評価については高い予測精度が要求される。SFR の SA 時には、ナトリウムはコンクリートに含まれる水分などと反応することでエアロゾルとして存在する。セシウムの移行形態もエアロゾル状態であることが予想され、両エアロゾルは相互作用し、セシウムの環境への放出に影響を与えることが推測される。

本研究では、SFR の SA 時のセシウム移行挙動に影響を及ぼすナトリウム化合物エアロゾルとの相互作用を水蒸気共存下等で実験的に検討することで、定量的な知見を取得し、SFR 用 SA 評価用解析コード[1]の高度化に資することを目的とする。本報告は、その計画と進捗状況について紹介するものである。

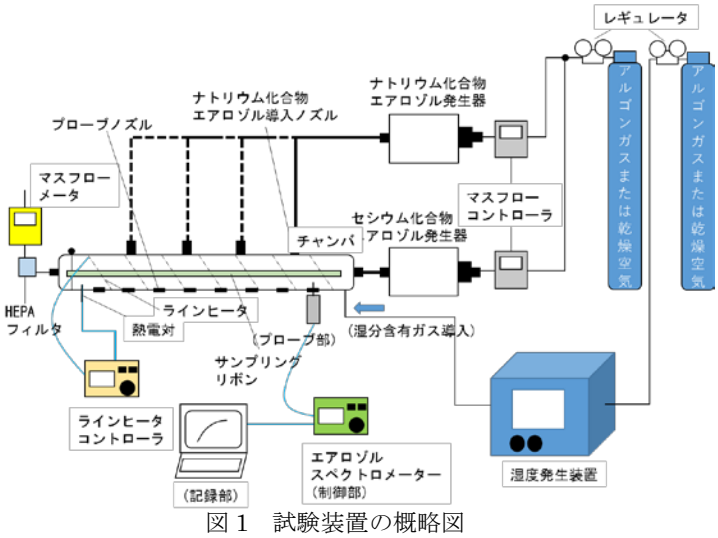


図 1　試験装置の概略図

2. 計画の概要と進捗状況

本研究は、(a) SA 時エアロゾル挙動に関する既往知見(試験、解析)の整理、(b)セシウム化合物エアロゾルとナトリウム化合物エアロゾルの Ar、空気及び水蒸気雰囲気下での相互作用を評価する試験の実施、で構成されており、(b)においてはこれを実施できる図 1 のような試験装置の製作・整備と一連の評価手法の構築が含まれる。これまでに作製した装置及び予備試験の状況等に関しては当日の報告において発表する。

3. 今後の展開

2017 年度は、2. (a)及び(b)について、ハード及びソフトの評価システムの構築を行い、装置の基本性能を確認する。その後 2 か年で、(a)セシウム及びナトリウム化合物エアロゾルの相互作用に関する試験、(b)HEPA フィルタの除染効果の評価、(c)水蒸気雰囲気での挙動評価及び(d)狭隘形状部位における除染効果の評価、を行っていく予定である。

参考文献

[1] JNES/SAE08-041, 高速炉格納施設応答解析コード AZORES の整備、平成 21 年 4 月.

謝辞　本研究は原子力規制庁から東京都市大学への委託研究「高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する試験」として実施した。

---

*Isamu Sato[1], Masato Matsui[2] and Tatsuya Nakayama[1]
[1]Tokyo City Univ.

パルス加熱による溶融酸化物燃料の物性研究

Study of physical property of liquid oxide fuel by pulse heating

*小無 健司[1]，森本恭一[2]、渡部雅[2]、加藤正人[2]、渡辺博道[3]、有田裕二[4]、菱沼行男[5]
[1]東北大学，[2]JAEA，[3]産総研，[4]福井大学，[5]アート科学

シビアアクシデント時の燃料挙動評価には、比熱などの物性値が必要であるが、実験データが不足している。本研究では、固体金属の高温物性測定のために開発されたパルス通電加熱技術を用いた物性測定方法を発展させて溶融酸化物燃料の物性測定方法を開発する。

キーワード：酸化物燃料、シビアアクシデント、溶融、物性測定

1. 緒言

原子炉用核燃料の融点付近の熱物性値は、シビアアクシデント（過酷事故）での事故進展を考える上で不可欠な熱物性値である。しかしながら、従来の測定方法では、燃料試料を超高温で一定温度に長時間保持する必要があるため、「試料容器との反応が生じる」、「蒸発により試料組成が変化する」などが問題が測定を困難にしていた。本研究では、短時間で物性を測定することによりこれらの問題を解決する。本研究の成果により、核燃料の溶融状態の解析が可能になれば、高速炉及び軽水炉の事故時の燃料挙動や安全性評価の精度が向上する。

2. 酸化物のパルス通電加熱試験装置

試料の加熱には短時間局所定常状態を達成することが出来るフィードバック制御パルス通電加熱技術を用いる。この方法は産業技術総合研究所によって開発された方法で有り、これまでタンタルやモリブデン等の高融点金属の高温における比熱、放射率、熱伝導度(熱拡散率)を高精度で測定した実績を有している[1]。本研究では、この方法を高温での酸化物核燃料の融点以上の温度における物性測定に応用する事を目的とする。既存のパルス通電加熱技術では試料に直接通電することで試料温度を制御するため、加熱対象は電気伝導性を有する物質に限られる。一方、本研究では酸化物燃料のような絶縁体を測定試料とするため、タングステン製容器に試料を装荷した上で試料容器を通電加熱し、試料を間接的に加熱するシステムを新たに開発する。今回、絶縁体試料を装荷する試料容器には、外径 4 mm、内径 3 mm、長さ 120 mm の寸法を有するタングステン製チューブを使用した。

3. 試験結果

図１に、$Y_2O_3$5.5%含有 ZrO_2(融点:～2700℃)の焼結体をパルス加熱通電した後の試料容器の断面を示す。試料中央部は白色からガラス状の外観に変化したことから溶融したと見なせるが、両端部分は未溶融であった（右端試料は欠落）。加熱試験中の試料温度と電流の測定結果を解析し融点近傍での物性値を算出する。今後、酸化物燃料または模擬燃料デブリの溶融試験を実施する計画である。

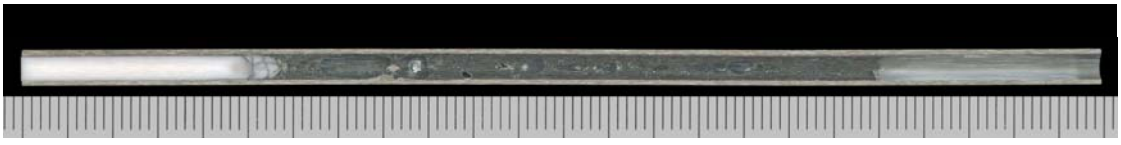


図１　$Y_2O_3$5.5%含有 ZrO_2 のパルス加熱試験後の試料容器の断面

本研究発表は、平成２８年度および平成２９年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業」の研究課題「高速パルス通電加熱による超高温核燃料物性測定技術の開発」の成果の一部を含む。

参考文献　[1] Hiromichi Watanabe, and Yuichiro Yamashita, Review of Scientific Instruments 83, 014904 (2012)

---

*Kenji Konashi[1], kyoichi Morimoto[2], Masashi Watanabe[2], Masato Kato[2], Hiromichi Watanabe[3], Yuji Arita[4] and Yukio Hishinuma[5]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]AIST, [4]Fukui Univ., [5]Artkagaku

第一原理計算による$(Th,Pu)O_2$の機械的物性評価

First-principles calculations of mechanical properties of $(Th,Pu)O_2$

*中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]
[1]原子力機構

核燃料の物性値の数値シミュレーションによる評価には、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算が多くの場合、有効である。本発表では、合金の解析などに使われている Special Quasirandom Structure 法を用いた第一原理計算により、$(Th,Pu)O_2$の弾性係数を評価した。

キーワード：MOX 燃料、第一原理計算、弾性係数

1. 緒言

MOX 燃料を始めとする核燃料物質は取り扱いの制限や高温での実験の困難さのため、測定によって詳細な物性を得ることが簡単ではない。それゆえに、数値計算によって測定された物性値の精度を補間していくことは燃料開発やシビアアクシデントの解析において重要な役割を担ってくる。物性評価のための数値計算手法としては、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算を用いるのが最も信頼性が高いと考えられる。しかしながら、MOX 燃料のような固溶体に対しては、比較的小さな系しか扱えない第一原理計算を用いて物性を直接、評価するのは困難である。この問題に対して、合金などでは Special Quasirandom Structure (SQS)[1]と呼ばれる方法を用いた解析が行われている。この SQS 法を用いた第一原理計算で$(Th,Pu)O_2$の相安定性や格子定数を評価した結果は学会で報告済である [2]。本発表では、同様の方法を用いて弾性係数の評価を試みる。

2. 計算方法

$Th_{1-x}Pu_xO_2$に対して 2×2×2 のスーパーセル（アクチニド原子 32 個、酸素原子 64 個）を用意し、SQS 法によりアクチニド原子の位置に Th と Pu を最適に配置した構造を作成した。これらに対して歪みを加えた結晶構造を用い、第一原理計算を実行し応力を評価し、弾性係数の x 依存性を調べた。

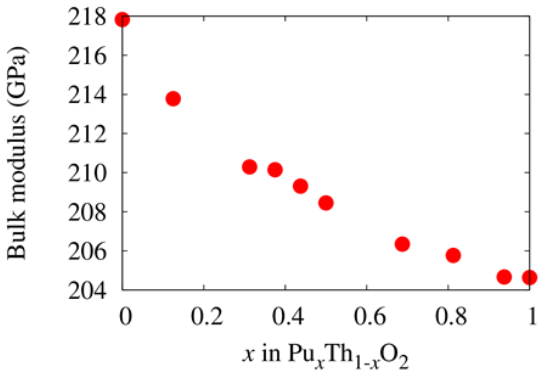


図 1 :$(Th,Pu)O_2$の体積弾性率の計算結果

3. 結果・考察

計算によって得られた $Pu_xTh_{1-x}O_2$ の体積弾性率は概ね x に対して単調減少する結果が得られた（図 1)。発表では、その他の機械的特性についても議論する。

参考文献

[1] A. Zunger, S.-H. Wei, L. G. Ferreira, and J. E. Bernard, Phys. Rev. Lett. 65, 353 (1990).

[2] 中村 博樹、町田 昌彦　「第一原理計算による MOX 燃料の物性評価」原子力学会　2017 年春の年会

*Hiroki Nakamura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

動的条件下における SS 固相の SS-B_4C 共晶溶融物による破損現象

The Fracture Behavior of Solid SS by Molten SS-B_4C Eutectic Melt under the Dynamic Condition

*墨田 岳大[1]，小林 能直[1]
[1]東京工業大学

本研究では，動的条件下での SS-B_4C 共晶溶融物による固相 SS の破損挙動の評価を目的として，溶融 SS-B_4C 共晶溶融物中への SS 固相の回転浸漬試験を行った．

キーワード：過酷事故，共晶溶融，金属コリウム，原子炉材料，ステンレス鋼

1. 緒言

福島原発などの，過酷事故(Severe Accident, SA)を起こした BWR の廃止措置を進めるためには，SA 時に生じる原子炉構成材料間の反応を把握する必要がある．特に，制御棒(B_4C)と制御棒被覆管(ステンレス鋼，SS)間の共晶溶融反応が福島の事故以来注目され問題となっている．この反応では，メタル系溶融コリウムと呼ばれる SS-B_4C 共晶溶融物が形成される[1]．SA 時には，このコリウムが，炉心構成材料(SS)を破損したと考えられる．この共晶溶融反応は BWR だけでなく，高速炉の SA 時にも生じるため，SA 後の炉内状況の推定や，炉心損傷事故評価(Evaluation of Core Disruptive Accidents)のためにも，溶融コリウムによる SS の破損挙動の調査が必要とされている．ところが，SS-B_4C 共晶溶融物と炉心構成材料(SS など)間の反応に関する報告は極めて少ない．本研究では，動的条件下での SS-B_4C 共晶溶融物による固相 SS の破損挙動の評価を目的として，溶融 SS-B_4C 共晶溶融物中への SS 固相の回転浸漬試験を行った．

2. 実験

2-1. 試料作成

溶融コリウム模擬試料として Fe-Cr-Ni-B-C 合金を作製した．SUS304 粉末試料と B_4C 粉末試料を Fe-B 換算で 5 mass%B の配合比で秤量，混合し，内径 17 mm×外径 21 mm×高さ 100 mm のアルミナるつぼに装入した．このるつぼを SiC 電気炉に装入し，1723 K, Ar-3 %H_2 雰囲気下で 90 min 保持後水冷し，溶融物模擬試料を得た．炉心構造物模擬試料として，図 1 に示す SUS304 試験片を作製した．浸漬部(ϕ7 mm 部分)には SiC ペーパー(#800 - #2000)を用いて機械研磨を施した．

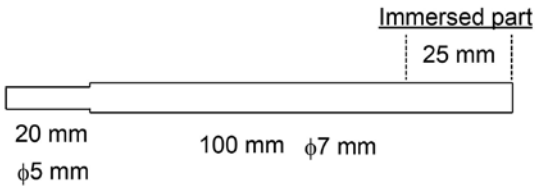


図 1　SUS304 試験片

2-2. 実験手順

溶融コリウム模擬試料を適量，内径 20 mm×外径 25 mm×高さ 120 mm のアルミナるつぼに入れ，SiC 電気炉に装入し，1573 K，Ar-3 %H_2 雰囲気下で 45 min 予備溶融させた．溶融後，SUS304 試験片を，るつぼに対して昇降できるようになっている試験片ホルダーに取り付け，るつぼ直上に装入，保持した．2 min 予熱した後，試験片を下部約 25 mm が浸漬する位置まで降ろし，直ちに所定の回転速度で浸漬試験を開始した．所定の時間経過後，回転を止め，直ちに試験片を取り出し，水冷した．回転速度は 0~300 rpm で，浸漬時間は 30~240 sec で行った．水冷後，試料浸漬部を切断，樹脂埋めし，SiC ペーパー(#100~#2000)とダイヤモンドペースト(5 μm，1 μm)により鏡面研磨を施し，組織観察および元素分析を行った．

3. 結果・考察

図 2 に浸漬に伴う SS 固相の断面積変化を示す．回転速度の増加に伴う，固相破損量の増加が確認された．本発表では得られた結果について考察する．

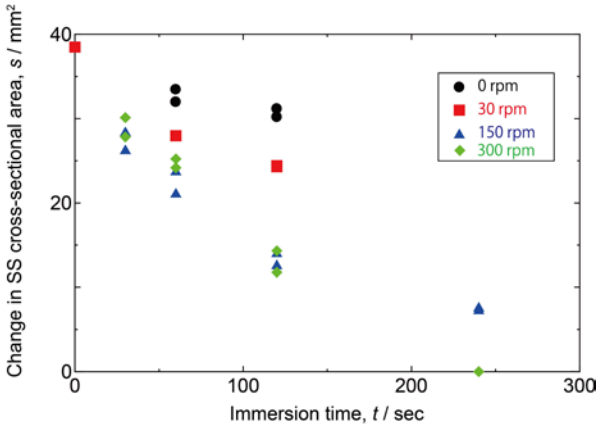


図 2　浸漬に伴う SS 固相の断面積変化

参考文献

[1] F. Nagase, *Journal of the Atomic Energy Society of Japan*, **56**, 235-239 (2014).

---

*Takehiro Sumita[1] and Yoshinao Kobayashi[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[2D15-21] FP Chemical Behavior

Chair: Kenji Konashi (Tohoku Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 4:05 PM - 6:00 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

[2D15] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Shuhei Miwa[1], Junpei imoto[1], Naoya Miyahara[1], Masahiko Osaka[1] （1. JAEA）

4:05 PM - 4:20 PM

[2D16] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Gaku Takase[2,1], Eriko Suzuki[2], Junpei Imoto[2], Kunihisa Nakajima[2], Shuhei Miwa[2], Hiroaki Ogawa[2], Masahiko Osaka[2] （1. Nagaoka University of Technology, 2. JAEA）

4:20 PM - 4:35 PM

[2D17] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Junpei Imoto[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

4:35 PM - 4:50 PM

[2D18] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1], Yuji Ohishi[2], Hiroaki Muta[2], Ken Kurosaki[2] （1. JAEA, 2. Osaka Univ.）

4:50 PM - 5:05 PM

[2D19] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Chikashi SUzuki[1], Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

5:05 PM - 5:20 PM

[2D20] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Jiazhan Liu[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] （1. JAEA）

5:20 PM - 5:35 PM

[2D21] FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

*Afiqa Mohamad[2,1], Kunihisa Nakajima[2], Shuhei Miwa[2], Masahiko Osaka[2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1] （1. Osaka University, 2. JAEA）

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水炉シビアアクシデント時の炉内高温領域における FP 化学挙動評価
(1) 原子炉冷却系におけるホウ素の移行挙動評価

FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident
(1) Boron transport behavior in a reactor coolant system

*三輪 周平[1]，井元 純平[1]，宮原 直哉[1]，逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント時の原子炉冷却系においてセシウム等の核分裂生成物の移行挙動に影響を与える BWR 制御材ホウ素の移行挙動を評価した。原子炉冷却系の温度領域において、ホウ素蒸気種はステンレス鋼と化学反応を生じ、温度低下に伴って凝縮することを明らかにした。

キーワード：ホウ素，移行，原子炉冷却系，シビアアクシデント

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースタームや福島第一原子力発電所（1F）炉内の放射性物質分布の評価精度を向上するために、核分裂生成物（FP）の放出移行時における化学挙動を解明し、モデル化することを目的とした基礎基盤研究を実施している。この中で、BWR 制御材ホウ素（B）は、セシウム（Cs）と化学反応を生じたり、冷却系配管に堆積して移行を阻害したりする等、ヨウ素（I）や Cs の移行挙動に影響を与える可能性が示されているものの[1]、B 自体の移行挙動に関する知見は僅少である。そこで、SA 時の原子炉冷却系における B の移行挙動を明らかにすることを目的に、B の原子炉冷却系配管内の移行を再現した実験を実施し、配管内付着物を分析した。

2. 実験方法

移行再現実験には FP 放出移行挙動再現実験装置 TeRRa（Test bench for FP Release and tRansport）[2]を用いた。TeRRa は、線形的な温度勾配（1000～400 K）を与えた温度勾配管を有し、水蒸気雰囲気における加熱実験が可能であることから、SA 時の原子炉圧力容器・冷却系から格納容器までの FP が経験する温度及び雰囲気履歴を模擬できる。本実験では、TeRRa に B_2O_3 粉末（99.995 %）を装荷し、露点 60℃の水蒸気雰囲気において 1150 K、保持時間 1 時間で加熱した。その後、ステンレス鋼（SS304L）製の温度勾配管内の付着物に対して重量測定、組織観察、X 線回折（XRD）測定等を実施した。

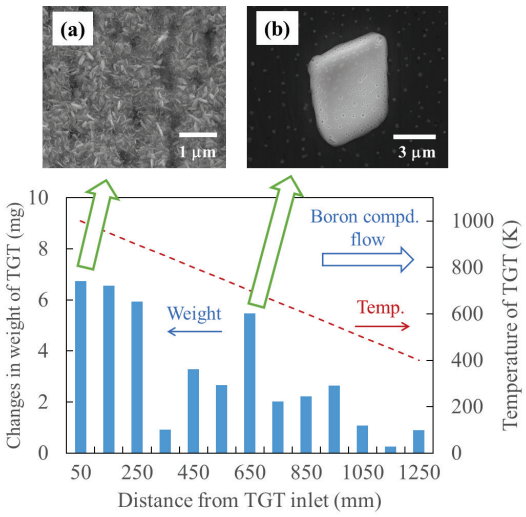


図 1　B_2O_3 の加熱実験後における温度勾配管の重量変化及び沈着物の二次電子像：(a) 980 K、(b) 700 K

3. 結果・結論

図 1 に B_2O_3 の加熱実験後における温度勾配管の重量変化及び付着物の二次電子像を示す。900 K 以上及び 700 K で温度勾配管の重量増加が見られた。940 K では、針状の付着物（図 1 (a)）が観察され、XRD 測定により $(FeO)_2FeBO_3$ に起因するピークが検出された[3]。化学平衡計算の結果[4]より Fe-B-O 化合物が安定に存在する温度であり、900 K 以上の重量増加は、B と SS304L 鋼の化学反応に起因することが分かった[3]。また、700 K では、凝固した付着物が観察された（図 1 (b)）。化学平衡計算の結果[4]より約 750 K で B 蒸気種の凝縮が開始されることから、700 K の重量増加は B 蒸気種の配管への凝縮に起因すると判断できる。以上より、制御ブレードより放出された B 蒸気種は、原子炉冷却系の温度領域において、SS 鋼と化学反応を生じ、温度低下に伴って凝縮することを明らかにした。

参考文献

[1] 例えば、T. Haste, et al., Annals Nucl. Energ. 61 (2013) 102.、[2] N. Miyahara, et al., Proc. WRFPM 2017, paper 281.
[3] 高瀬学、他、原子力学会 2018 春の年会、[4] 三輪周平、他、原子力学会 2017 秋の大会 3J13

*Shuhei Miwa[1], Junpei Imoto[1], Naoya Miyahara[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

軽水炉シビアアクシデント時の炉内高温領域における FP 化学挙動評価
（2）高温におけるホウ素蒸気種とステンレス鋼の反応生成物の分析

FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident
(2) Analysis of reaction product between Boron vapor species and stainless steel at high temperature

*髙瀬 学[1,2]，鈴木 恵理子[2]，井元 純平[2]，中島 邦久[2]，三輪 周平[2]，小河 浩晃[2]，逢坂 正彦[2]
[1]長岡技術科学大学，[2]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント時の原子炉冷却系を模擬した BWR 制御材ホウ素の蒸気種とステンレス鋼の高温化学反応実験を実施し、反応生成物を分析した。940 K よりも高温においてホウ素はステンレス鋼の表面で鉄と化学反応を生じ、Fe-B-O 化合物を形成してステンレス鋼表面に固着する可能性があることが分かった。

キーワード：ホウ素、ステンレス鋼、シビアアクシデント

1. 緒言

BWR 制御材ホウ素（B）は、シビアアクシデント時に制御ブレードから放出され、セシウム（Cs）と化学反応を生じる等、Cs の移行挙動に影響を与える可能性が示されており[1]、その分布や性状は Cs の移行挙動や炉内分布を評価する上で重要な知見となる。シビアアクシデント時の原子炉冷却系条件における B の移行挙動再現実験により、高温領域において B 蒸気種がステンレス鋼と化学反応して固着する可能性があることが分かった[2]。そこで、本研究では、B 蒸気種とステンレス鋼との化学反応が生じる温度条件を明らかにすることを目的として、様々な温度で B 蒸気種とステンレス鋼を反応させ、反応生成物を分析した。

2. 実験方法

B 蒸気種とステンレス鋼を化学反応させる実験は、FP 放出移行挙動再現実験装置 TeRRa（Test bench for FP Release and tRansport）を用いて実施した。Ar-H_2O（露点約 60℃）雰囲気ガスフロー中で B_2O_3（99.995 %）を最高温度 1150 K、保持時間 210 分で蒸発させ、1200 K～800 K で温度勾配を与えた流路の各温度領域に設置した 10 mm × 10 mm × 1mm^{t}の SS304 試験片と反応させた。その後、走査型電子顕微鏡（SEM）を用いて、試験片の表面及び断面の付着物の組織観察を行い、付着物の同定のため、X 線回折（XRD）及び X 線光電子分光（XPS）により試験片表面の分析を行った。

3. 結果及び結論

XPS の結果より、1200-800 K の試験片で有意な量の B が表面に存在していることが分かった。一方で、図 1 に各温度における XRD 結果を示すが、980 K 以上の試験片表面で $(FeO)_2FeBO_3$ の生成が観察された。また、別報で報告するが、SEM 観察の結果、約 940 K 以上の試験片表面では B を含むと考えられる針状の固着物が生成していることが分かっており[2]。このことから、少なくとも 940 K より高温においては、ステンレス鋼表面と B が化学反応し、安定な Fe-B-O 化合物を生成することで、ステンレス鋼表面に B が固着する可能性があることが分かった。

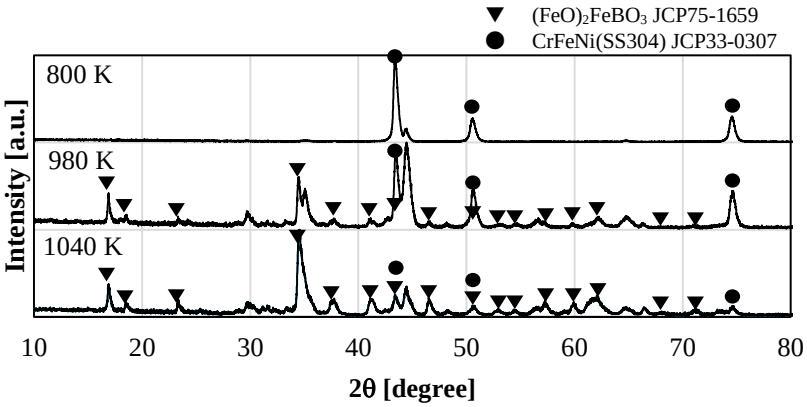


図 1. 各温度で B を付着させたステンレス鋼試験片の X 線回折パターン

参考文献

[1] 例えば、T. Haste, et al., Annals Nucl. Energ. 61 (2013) 102、[2] 三輪周平、他、原子力学会 2018 春の年会 .

*Gaku Takase[1,2], Eriko Suzuki[2], Junpei Imoto[2], Kunihisa Nakajima[2], Shuhei Miwa[2], Hiroaki Ogawa[2] and Masahiko Osaka[2]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]JAEA

軽水炉シビアアクシデント時の炉内高温領域における FP 化学挙動評価

（3）溶融制御ブレードからのホウ素放出時の化学反応評価

FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident
(3) Evaluation of chemical reaction during boron release from molten control blade

*井元 純平[1]、三輪 周平[1]、高野 公秀[1]、逢坂 正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉シビアアクシデント時の BWR 制御ブレードからのホウ素放出モデルの構築に必要となる放出時の化学反応を特定するために、溶融制御ブレード中に生成される Fe-B 系化合物の熱分析を実施した。その結果、B 放出過程において B_2O_3 に加え、Fe-B-O 化合物が生成することが分かった。

キーワード：制御ブレード、ホウ素放出、化学反応

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時に BWR 制御材である炭化ホウ素(B_4C)から放出されるホウ素(B)は、ソースターム評価上重要な核分裂生成物であるセシウム(Cs)やヨウ素(I)と反応してそれらの移行挙動に影響を与える可能性があり[1]、B の放出移行挙動を把握することは重要である。B_4C は、ステンレス鋼(SS)製の被覆管等との共晶反応により溶融・崩落し、燃料被覆管やチャンネルボックス等のジルカロイ(Zry)とも反応して様々な組成の B_4C/SS/Zry 溶融体を形成することが予想されている[2]。しかし、既存の B 放出モデルは、B_4C からの B 放出データを基に導出しており[3]、B_4C/SS/Zry 溶融体からの B 放出速度を評価できない。溶融体からの B 放出モデルを構築するためには、溶融体中からの B 放出時における化学反応を特定し、それらの速度を評価することが必要である。そこで本研究では溶融体の代表的な組成である Fe-B 系化合物の B 放出時における化学反応を特定することを目的に、Fe-B 化合物の熱分析を実施した。

2. 実験方法

熱分析には Fe_2B 粉末(純度 99%)を供した。熱分析は熱重量・示差熱分析(TG-DTA)装置を用いて、保持温度 1200 K ~ 1400 K、昇温及び高温速度 20 K/min で実施した。各保持温度における水蒸気との反応を評価するため、保持温度に到達した後に Ar ガス雰囲気から露点約 70℃の水蒸気雰囲気に切り替え、約 4.5 時間の等温加熱を実施した。反応生成物は X 線回折(XRD)、ラマン分光等により分析を行った。また、反応過程における生成物を同定するため、等温加熱を途中で停止した試料の分析も行った。

3. 結果および結論

図 1 及び図 2 に 1400K における Fe_2B の重量変化割合と XRD 結果を示す。図 1 より水蒸気との反応による重量増加が生じた後に、重量減少が生じていることがわかる。この Fe_2B の重量増加時(酸化時)において、図 2 に示すように Fe-B-O 化合物に起因するピーク及び非晶質 B_2O_3 に起因すると考えられるブロードピーク(< 35 deg)が検出され、重量減少後(蒸発後)は Fe 酸化物に起因するピークが検出された。また、1200K 及び 1300K の場合は、加熱実験後においても Fe-B-O 酸化物に起因するピークが検出された。以上の結果より、1200~1400K の温度領域における Fe_2B からの B 放出は酸化による B_2O_3 と B_2O_3 に比べ安定な Fe-B-O 化合物生成を経由していることがわかった。

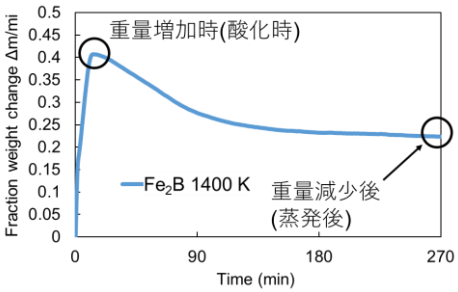


図 1　1400K における TG-DTA による重量変化割合

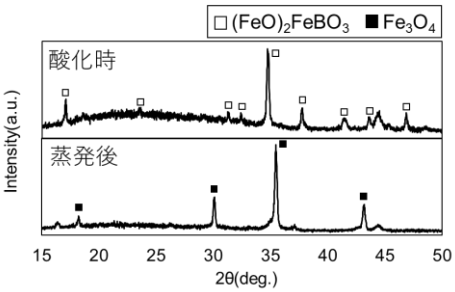


図 2　1400K 熱分析後の試料の XRD 結果

参考文献

[1] S. Miwa, et al., *PNE*, 92 (2016) [2] Takano et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, 51 (2014) [3] M. Steinbrück et al., *Nucl. Eng. Design* 237 (2007)

*Junpei Imoto[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

軽水炉シビアアクシデント時の炉内高温領域における FP 化学挙動評価
（4）セシウムシリケートの熱力学特性評価

FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident
(4) Thermodynamic property of cesium-silicates

*鈴木 恵理子[1]，中島 邦久[1]，三輪 周平[1]，逢坂 正彦[1]，大石 佑治[2]，牟田 浩明[2]，黒崎 健[2]
[1]JAEA，[2]大阪大学

軽水炉シビアアクシデント時のステンレス鋼への Cs の化学吸着により生成するセシウムシリケートの低温比熱を測定した。$Cs_2Si_4O_9$、$Cs_2Si_2O_5$ 及び $CsFeSiO_4$ の室温での定圧比熱 Cp,m はそれぞれ 249、230 及び 144 $J\cdot K^{-1}\cdot mol^{-1}$ となった。

キーワード：セシウムシリケート，低温比熱，エントロピー

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時、原子炉内の構造材にセシウムが高温で化学反応を生じて強固に固着する化学吸着により、Cs 化学吸着生成物として $CsFeSiO_4$ 等のセシウムシリケートが生成することが明らかとなっている[1,2]。Cs 化学吸着・再蒸発挙動の機構論的解明のためには、Cs 化学吸着生成物の熱力学特性に関わるデータが必要となるが、標準エントロピーや標準生成ギブスエネルギー等の状態量に関する知見は不足している。そこで本研究では、これらの状態量の評価に資する実験データを取得することを目的に、高純度セシウムシリケート試料を作製して低温域での比熱の測定を行った。

2. 実験方法

測定に供する高純度セシウムシリケート試料（$Cs_2Si_4O_9$、$Cs_2Si_2O_5$、$CsFeSiO_4$）は、原料粉末 Cs_2CO_3、SiO_2、Fe_2O_3 を所定のモル比にて混合後、大気中にて 1123 – 1373K、10 – 14 時間の合成により作製した。各試料に対して、日本カンタムデザイン PPMS（Physical Property Measurement System）を用い、1.9 – 302K の温度範囲において緩和法にて比熱測定を行った。

3. 結果・結論

図 1 に $Cs_2Si_4O_9$、$Cs_2Si_2O_5$ 及び $CsFeSiO_4$ の比熱の実測データを示す。合わせて、$Cs_2Si_4O_9$ の 400 K 以上で取得された既報データ及びフィッティングの結果[3]を示す。本研究で得られた $Cs_2Si_4O_9$ の室温における測定値は、既報データの外挿値及び Neumann-Kopp の法則による計算値 Cp,m＝254 $J\cdot K^{-1}\cdot mol^{-1}$ と良く一致していることが確認された。

本測定により $Cs_2Si_4O_9$、$Cs_2Si_2O_5$ 及び $CsFeSiO_4$ の室温での定圧比熱を実験的に決定し、それぞれ 249、230 及び 144 $J\cdot K^{-1}\cdot mol^{-1}$ となった。これにより、標準エントロピー等の状態量の、実測データに基づいた評価が可能となった。

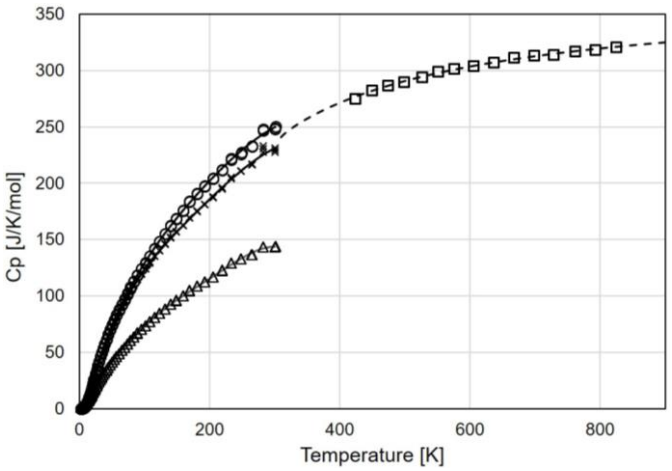


図 1　セシウムシリケートの比熱測定結果

参考文献

[1] F. G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des. 305(2016)411.
[2] F. G. Di Lemma et al., J. Nucl. Mater. 484(2017)174.　[3] R. G. J. Ball et al., J. Nucl. Mater. 201(1993)81

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1], Yuji Ohishi[2], Hiroaki Muta[2] and Ken Kurosaki[2]
[1]JAEA., [2]Osaka Univ.

軽水炉シビアアクシデント時の炉内高温領域における FP 化学挙動評価
（5）DFT 計算によるセシウム化合物の硬 X 線光電子分光スペクトル解析手法の構築

FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident

(5) Formalization of the HAXPES analysis method for Cs compound using DFT calculation

*鈴木 知史，小畠 雅明，中島 邦久，岡根 哲夫，逢坂 正彦

日本原子力研究開発機構

セシウム(Cs)化合物の価電子域の硬 X 線光電子分光法(HAXPES)を DFT 計算により解析する手法を構築するため、Cs $5p_{1/2}$ と Cs $5p_{3/2}$ の成分を分離するスキームを構築し、$CsFeSiO_4$ に適用した。

キーワード：硬 X 線光電子分光スペクトル，DFT 計算，セシウム，ピーク分離

1. 緒言

福島第一原発の廃炉においては、主な放射線源・発熱源となる Cs の炉内における分布と性状の評価が重要である。原子力機構では、高温で炉内構造材と化学反応を生じて吸着する Cs 化学吸着現象に着目し、その挙動を解明するための研究を行っており、Cs 化学吸着により生成した Cs 化合物の性状を硬 X 線光電子分光法(HAXPES)等により評価している。HAXPES スペクトルには化合物の物理化学状態に関する多くの情報が含まれるため、その解析手法を構築することが重要であるが、特に価電子エネルギー領域で寄与が大きい Cs 5p 成分に相当するスペクトルは、スピン軌道相互作用により Cs $5p_{1/2}$ と Cs $5p_{3/2}$ の各成分に相当するピークの一部が重なっており、解析が困難である。そこで本研究では、密度汎関数理論(Density Functional Theory: DFT)計算を用いた HAXPES スペクトルの解析手法構築に向けて、この Cs 5p 成分に相当する 2 つの重なったピークを分離するスキームを構築した。

2. 解析手法

DFT 計算による HAXPES スペクトルの解析は、計算により求まる各軌道成分の状態密度(DOS)にイオン化断面積を乗じることによって理論的にスペクトルを求め、これらを実験により得られたスペクトルと比較することにより行う。DFT 計算により求めたスピン軌道相互作用がある場合のスペクトルは、測定結果と同様にピークの分離が現れるが、各ピークに相当する成分の寄与を評価できないため、このままでは物理化学状態の解析が不可能である。そこで、それぞれの成分に起因するピークは、スピン軌道相互作用を考慮せず計算した Cs 5p 成分(ピークが分離しない結果が得られる)のエネルギーをシフトさせたものの強度を調整して重ね合わせることにより表されると仮定し、それぞれの成分の比とエネルギーのシフト量を最小二乗法によりスピン軌道相互作用を考慮した計算結果にフィッティングすることにより決定するスキームを考案した。本スキームを用いて、代表的な Cs 化学吸着化合物である $CsSiFeO_4$ の HAXPES 測定結果の解析を行った。なお、DFT 計算には WIEN2k コード[1]を用いた。

3. 結果

図 1 に本スキームを用いて求めた $CsSiFeO_4$ の価電子域の HAXPES スペクトルを測定結果と比較して示す。計算により求めたスペクトルは、Cs 5p のピークよりも低エネルギー側の 6.5 eV 付近の小さいピークで表される微細構造も含めて測定結果を良く再現していることから、本スキームは $CsSiFeO_4$ ピークの解析に有効であると考えられる。すなわち、本スキームで Cs $5p_{1/2}$ と Cs $5p_{3/2}$ の成分を分離して評価することにより化学状態の詳細な解析が可能となる。

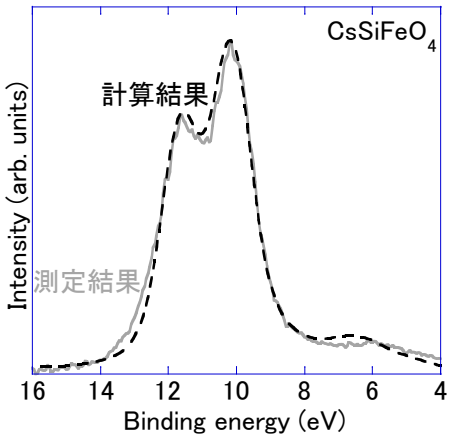


図 1 $CsFeSiO_4$ の価電子域の HAXPES スペクトルの測定結果と計算結果

参考文献

[1] K. Schwarz *et al*., Comput. Phys. Commun. 147 (2002) 71.

* Chikashi Suzuki, Masaaki Kobata, Kunihisa Nakajima, Tetsuo Okane and Masahiko Osaka

Japan Atomic Energy Agency

FP Chemistry in a High Temperature Region of LWR under a Severe Accident
(6) Improvement of Ruthenium Release Model from a Nuclear Fuel under a LWR Severe Accident

*Jiazhan Liu[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Abstract: To improve the ruthenium (Ru) release model from a nuclear fuel in a severe accident, we investigated the vaporization behaviors of Ru from Mo-Ru-Pd-Rh alloys, and derived the activity coefficient of Ru (γ_{Ru}) in $Ru_{0.725}Pd_{0.160}Rh_{0.115}$ alloy.
Keywords: Ruthenium, Mo-Ru-Pd-Rh, Vaporization, Activity coefficient

1. Introduction

The precise simulation of Ru release from a nuclear fuel in a severe accident is of vital importance due to its potentially high radiological impact. The Ru usually exists as Mo-Ru-Pd-Rh-Tc alloys precipitates in the nuclear fuel, and its release rate-limiting processes are believed to be the transfer of alloys into open fuel porosities and then Ru vaporization into the bulk atmosphere.[1] Several simulation models of the Ru vaporization from alloys in open fuel porosities have been established. However, the effect of alloy on vaporization is not considered in the models, for example approximately taking activity coefficient of Ru (γ_{Ru}) in alloys as unity.[1] Therefore, to improve the Ru release model, the γ_{Ru} in alloys was determined by analyzing the vaporizing rates of Ru from Ru and Mo-Ru-Pd-Rh alloy powders experimentally obtained in this study.

2. Experimental method

The alloy with the composition of $Mo_{0.231}$-$Ru_{0.558}$-$Pd_{0.123}$-$Rh_{0.088}$ in mole fraction was prepared by powder metallurgy method as a typical composition of alloys formed in irradiated LWR fuel. The Ru and alloy powder specimens were subjected to TG-DTA, and then Ar-5%H_2 was introduced to avoid oxidation of the specimen during the temperature rising process. After reaching the equilibrium condition with no change in weight at a constant temperature, from 1473 to 1773 K to simulate the initial temperatures of fuel in accidents, the atmosphere was changed to air or Ar-1% O_2.

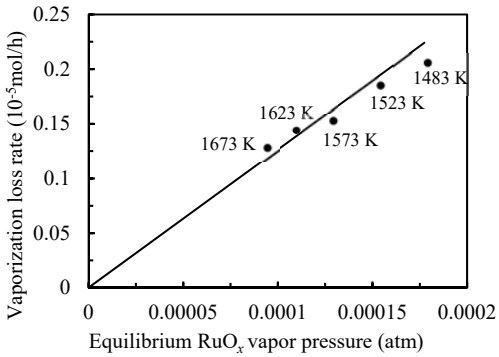


Fig. 1. Relationship between vaporizing rate and equilibrium RuO_x vapor pressure in Ar-1% O_2.

3. Results and discussion

For Ru powders, a linear relationship was found between the vaporizing rate of solid Ru (or RuO_2 when the Ru can be oxidized to RuO_2) on molar basis and overall equilibrium vapor pressures of various gaseous ruthenium oxides (P_{RuOx}) over Ru (or RuO_2), as shown in Figure 1. For alloy powders, the Mo in alloy was confirmed to be quickly and completely vaporized, followed by the oxidation and vaporization of Ru in Mo-free alloys of $Ru_{0.725}Pd_{0.160}Rh_{0.115}$ as shown in Figure 2. About the vaporization of Ru in alloy when solid RuO_2 cannot be formed, the P_{RuOx} over the alloy can be determined by the following equations.

$$Ru(s) + (x/2)\,O_2(g) = RuO_x(g)\ (x=0, 1, 2, 3 \text{ or } 4) \quad (1)$$

$$\Delta G^{o}_{(1)} = -RT\ln\left(P_{RuO_x} \Big/ P_{O_2}^{x/2} \cdot a_{Ru}\right) \quad (2)$$

$$a_{Ru} = \gamma_{Ru} \cdot X_{Ru} \quad (3)$$

where the $\Delta G^{o}_{(1)}$, R, T, P_{O2}, a_{Ru} and X_{Ru} refer to molar standard Gibbs energy, gas constant, temperature, oxygen partial pressure, and activity and molar fraction of Ru, respectively. Assuming the vaporization coefficient of Ru equals that of alloys, based on the obtained linear relationship between vaporizing rate of Ru and P_{RuOx}, and Equation (2), at one known temperature and atmosphere, Equation (4) can be obtained.

$$v_{Ru}^{Ru} / v_{Ru}^{alloy} = P_{RuO_x}^{Ru} / P_{RuO_x}^{alloy} = 1/a_{Ru} \quad (4)$$

where v_{Ru}^{Ru}, v_{Ru}^{alloy}, $P_{RuO_x}^{Ru}$ and $P_{RuO_x}^{alloy}$ are vaporizing rate of Ru from Ru and alloy powders, P_{RuOx} over Ru and alloy powders, respectively. By Equations (3) and (4), the arithmetic average of γ_{Ru} in $Ru_{0.725}Pd_{0.160}Rh_{0.115}$ alloy was derived to be 1.19 in the temperature range from 1483 to 1673 K.

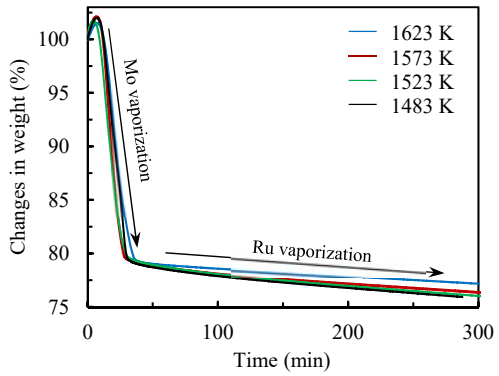


Fig. 2. Weight changes of Mo-Ru-Pd-Rh alloy powders in Ar-1% O_2.

4. Conclusions

The arithmetic average of γ_{Ru} in $Ru_{0.725}Pd_{0.160}Rh_{0.115}$ alloy was first estimated to be 1.19 in the temperature range from 1483 to 1673 K, which can be used to improve the simulation precision of Ru release models.

Reference

[1] G. Brillant, C. Marchetto, and W. Plumecocq, Ann. Nucl. Energy, 61 (2013) 88-95.

FP chemistry in a high temperature region of LWR under a severe accident
(7) Surface analyses of Strontium compounds chemisorbed onto Stainless steel 304

*Afiqa Mohamad[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1], Yuji Ohishi[2], Hiroaki Muta[2], Ken Kurosaki[2], Shinsuke Yamanaka[2]

[1]JAEA, [2]Osaka University

Abstract

The release of Sr from a fuel would be enhanced by the formation of volatile $SrCl_2$ in case of seawater injection into the core of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station. We investigated the chemisorption behavior of releasing $SrCl_2$ vapor onto type 304 stainless steel. It was observed that stable Sr-Si-O compounds were formed on the stainless steel surface.

Keywords: Fission product, Chemisorption, Strontium, Stainless steel

1. Introduction

Sr is one of the most important FP for the decommissioning and dismantling of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station (1F NPS). The accident of 1F NPS shows the possibility of Sr release from core, although Sr is categorized to non-volatile fission product [1]. This may be partially attributed to the possible formation of volatile $SrCl_2$ by seawater injection into the core [2]. The released Sr can induce a chemical reaction with stainless steel (SS), chemisorption, under certain condition from the results of previous chemical equilibrium calculation [3]. To evaluate the Sr distribution in the reactor, the Sr chemisorption with SS should be elucidated. Thus, in this study, we will try to confirm the validity of chemical form from the calculation [3] by the experiment.

2. Experimental

Vaporizing $SrCl_2$ (99.5%) over type 304 stainless steel samples (SS304) having various concentrations of Si (0.2 %, 1.0 %, 4.9 %) were performed. The $SrCl_2$ samples were heated at 1523 K and held for 2 h under H_2/H_2O/Ar atmosphere. The $SrCl_2$ deposits onto SS samples were characterized by using XRD and SEM/EDX to identify the chemical form of the deposits.

3. Results

Fig. 1 show the XRD patterns of the deposits on SS with various Si content. There are peaks derived from Sr_2SiO_4 and $SrSiO_3$. Fig. 2 shows the results of EDX analysis for surface of the 4.9 % Si-SS. SEM/EDX mapping showed congruent distribution of Sr/Si/O on the surface of SS. The results of EDX mapping confirm the results of XRD analysis as Sr_2SiO_4 and $SrSiO_3$ were observed. These results indicate the formation of Sr silicate compound (Sr_2SiO_4 and $SrSiO_3$) on the surface of SS by the reaction with $SrCl_2$ vapor.

3. Conclusion

The chemical form of $SrCl_2$ deposits on SS was agreed with the chemical equilibrium calculations, as the Sr/Si/O compound was the most stable compound as confirmed from the results of XRD and EDX analyses.

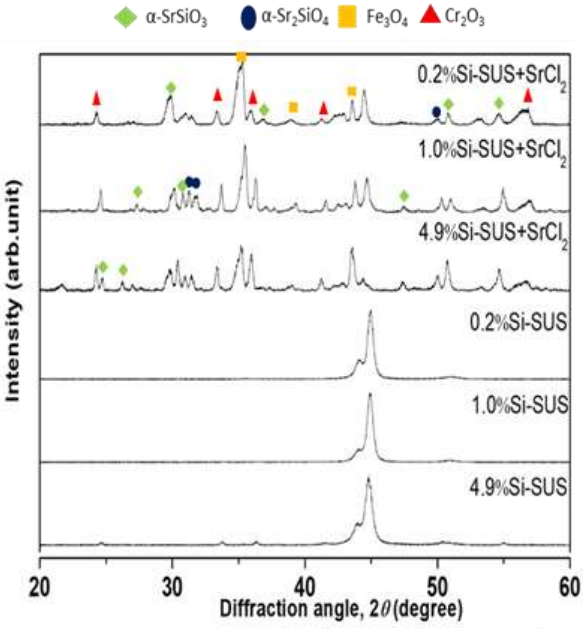


Figure 1 XRD patterns of Sr deposits on SS with various Si content.

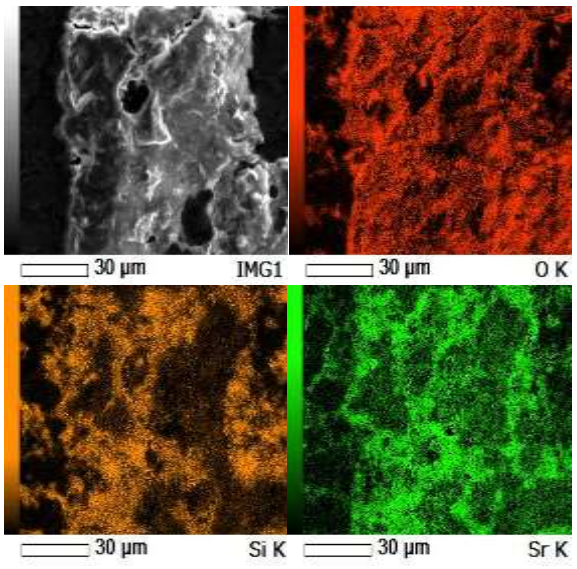


Figure 2 SEM/EDX mapping of 4.9 % Si-SUS+$SrCl_2$ surface.

References

[1] Kurata et al., 日本原子力学会和論文誌, 12 (2013) 286-294.
[2] Miwa et al., Energy Procedia, 71 (2015) 168-181.
[3] Miwa et al., 2017 春日本原子力学会, 1I11(5).

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

[2E01-04] Radiation Medicine 1

Chair: Takahiro Wada (Kansai Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E01] Study On Comparison of In-Treatment MV and diagnosis kV CT Images For Precise and Safe X-ray Cancer Therapy

*Ming Cheng[1], Uesaka Mitsuru[1], Haga Akihiro[2], Ritu Bhusal Chhatkuli[1], Kazuyuki Demachi[1] (1. The University of Tokyo, 2. Hospital of The University of Tokyo)

9:30 AM - 9:45 AM

[2E02] Optical flow and Principal Components Analysis combination for tumor motion analysis during X-ray radiotherapy

*Michel POHL[1], Kazuyuki Demachi[1], Ritu Bhusal Chhatkuli[1], Kanabu Nawa[2], Akihiro Haga[3], Mitsuru Uesaka[1] (1. Graduate School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Department of Radiology, The University of Tokyo Hospital, 3. Graduate School of Biomedical sciences, Department of Medical Image Informatics, Tokushima University)

9:45 AM - 10:00 AM

[2E03] Effect of Blood Flow for Combination of Hyperthermia with Radiation Therapy for Treatment in Breast Tumor

*Alexa Barrios[1], Oiendrila B Debnath[1], Malvina Supper[1], Koichi Ito[2], Kazuyuki Saito[2], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Chiba Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2E04] Biological Effect of Hyperthermia in Combination with Radiation in Breast Cancer Cells

*Malvina Supper[1], Muhammad Jameel[2], Oiendrila B Debnath[1], Ravikiran Mahadevappa[2], Koichi Ito[3], Kazuyuki Saito[3], Hang Fai Kwok[2], Mitsuru Uesaka[1] (1. University of Tokyo, 2. University of Macau, 3. Chiba University)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Study on Combination of In-Treatment MV and Diagnosis kV CT Images for Precise and Safe X-ray Cancer Therapy

*Ming Cheng[1], Mitsuru Uesaka[1], Akihiro Haga[2], Ritu Bhusal Chhatkuli[1], and Kazuyuki Demachi[1]
[1]School of Engineering, The University of Tokyo, [2]The University of Tokyo Hospital

Abstract: In radiation therapy, in-treatment CT reconstruction is a major challenge as the treatment projection images lack sufficient information due to limited-field-of-view irradiation. In this research, we propose the use of planning CT as prior images to provide complementary information for the purpose of in-treatment beam CT reconstruction.
Keywords: IGRT, IMRT, CT Reconstruction, Cone-beam CT, ART, LFOV

1. Introduction

The intensity and volume of x-ray beams are modulated by changing gantry rotation speed and locations of MLC. However, the success of IMRT is largely dependent on the delivery accuracy. Therefore, it is critical to have real-time image-guided technology. Whereas the conventional technique of CT reconstruction can only reconstruct the irradiated region (called delivery CT), but the other regions are not reconstructed correctly due to the under sampling[1]. We propose using the priori image information to compensate the missing region that are not irradiated. Hence the purpose of this research is:

1. to develop a technique to reconstruct CT image during treatment with clear anatomical information;
2. to reconstruct in-treatment CT image without strong distortion or artifact based on dual energy sources;
3. to verify its potential advantages on the CT image spatial resolution over cone-beam CT reconstruction using either kV or MV projections only to improve treatment safety.

2. Materials and Methods

An experiment was conducted in order to find the relation between planning CT images and MV CT images. Using the CIRS phantom(Fig1) with different inserts of human organ equivalent material, we acquired the plotting of attenuation coefficient(μ) versus electron density for 6MV and 120kV x-ray respectively. The conversion of CT image is completed using the conversion equation we obtained from comparing the μ of two energies. Then we acquired reprojected images from converted CT images and conducted reconstruction using the combination of original and converted projection images.

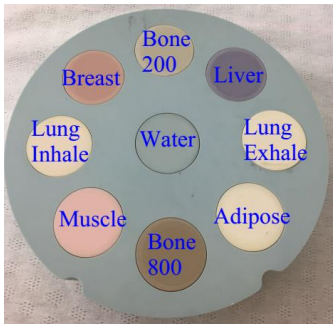


Fig1. The CIRS Phantom

3. Summary

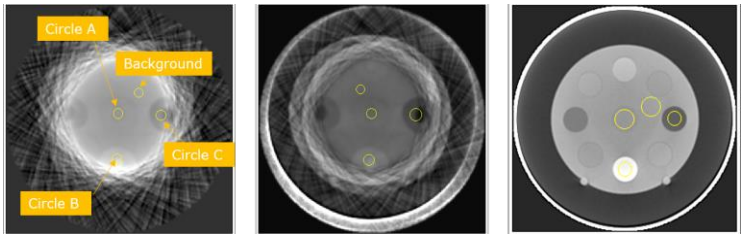


Fig2. CBCT of truncated MV beam. CBCT of combined projections. CBCT of kV projections.

In this study, a MV/kV CT combination technique is proposed for a more precise X-ray delivery of IMRT. From the result(Fig2), the technique was verified to be capable of improving the quality of LFOV CT reconstruction.

References

[1]Poludniowski G, et al. CT reconstruction from portal images acquired during volumetric-modulated arc therapy[J]. Physics in medicine and biology, 2010, 55(19): 5635.

Optical flow and principal components analysis combination for tumor motion analysis during X-ray radiotherapy

Michel Pohl [1]*, Kazuyuki Demachi [1], Ritu B. Chhatkuli [1], Kanabu Nawa [2], Akihiro Haga [3], Mitsuru Uesaka [1]
1 Graduate School of Engineering, The University of Tokyo
2 Department of Radiology, The University of Tokyo Hospital
3 Graduate School of Biomedical Sciences, Tokushima University

During lung cancer treatment with radiotherapy, positioning the X-ray beam correctly to minimize damage to healthy tissues is difficult because of the tumor motion due to breathing. The combination of optical flow and Principal Components Analysis (PCA) on a clinical video enables to decompose the motion of the patient's lungs into main trajectories, which can be used to reconstruct the initial image sequence.

Keywords : Lung cancer, Optical flow, Principal Components Analysis, Radiotherapy

1. Introduction

Tracking a tumor located in the lung during radiation therapy using kilovolt (kV) fluoroscopic imaging is a challenge due to the motion caused by breathing. First, the present-day implemented markerless techniques enable to follow the general movement of the target, but they do not take into account its shape deformation. Secondly, the X-ray beam delivery should be stopped if the breathing becomes suddenly irregular. In both cases, the time lag of the treatment machine, of about 100ms, between the image acquisition and the beam delivery should be compensated. Indeed, during this time the tumor may move significantly, which leads to uncertainty in the knowledge of its position. We present here a method for analyzing the tumor motion by combining optical flow and PCA, which will be useful for visualizing the tumor in real-time and compensate the time delay of the treatment machine.

2. Materials and Method

The algorithm described below is used with $n = 10$ 4D-CBCT (cone beam computed tomography) images of a patient's moving chest with lung cancer, corresponding to different breathing phases, acquired by the Elekta Synergy therapy machine in The University of Tokyo Hospital. First, we calculate the optical flow between two successive images of the sequence, using the Lukas-Kanade technique [1]. Given a pixel $\vec{x}_0$ in the initial image, we can thus define the $2(n-1)$ dimensional vector $\vec{T}(\vec{x}_0)$, containing the position of the points in the trajectory of constant intensity originating from $\vec{x}_0$. We then use PCA [2] to decompose the trajectory of each initial pixel of the first image into a weighted sum of a few principal trajectories, according to Eq. (1). PCA is performed twice, the first time for calculating the coefficients a_i from the trajectories of all the pixels, and the second time to compute the principal trajectories $\vec{T}_i$ only from a few arbitrary initial pixels. Images are reconstructed using only the latter principal trajectories $\vec{T}_i$, the pixel weights a_i, and the first image of the sequence. To recover the intensity of pixels with integer coordinates, an interpolation method which involves averaging intensities of pixels in the same neighborhood is used.

$$\vec{T}(\vec{x}) = \sum_{i=1}^{n} a_i(\vec{x})\vec{T}_i \quad (1)$$

3. Results and Discussion

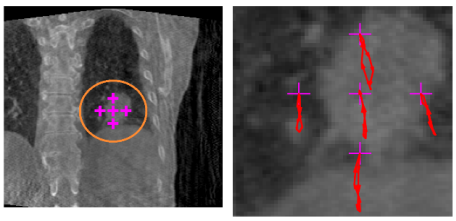


Fig. 1 Selection of 5 points $x_1, \ldots, x_5$ in the initial image (left) and display of their trajectories $T(x_1), \ldots, T(x_5)$ based on optical flow (right)

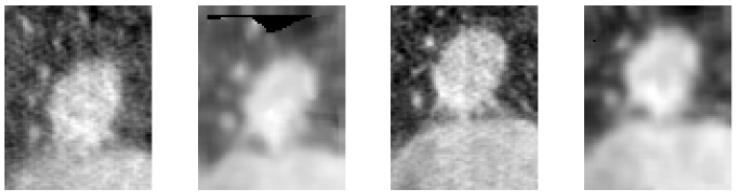


Fig. 2 Comparison between initial images and images reconstructed by computing the main trajectories from 9 pixels only

The trajectories of the selected pixels in Fig. 1 illustrate the up and down motion of the tumor. Fig. 2. shows part of the result of the reconstruction process, by comparing the original and the reconstructed images at different arbitrary times. The position of the tumor in the reconstructed images is quite similar to its position in the original images. The reconstructed images are less noisy but more blurred. Also, some pixels (black spots) are not calculated because of the basic interpolation method used.

3. Summary

We presented a new algorithm, consisting in the combination of optical flow and PCA, which successfully analyses the general up-and-down motion of the lung tumor, and we achieved fast reconstruction of the image sequence through calculation of the trajectories from a few initial pixels, which is a step towards real-time visualization during treatment.

References

[1] Fleet, David, and Yair Weiss, Handbook of mathematical models in computer vision, Springer US, 2006

[2] Adachi Kohei, Matrix-based Introduction to Multivariate Data Analysis, Springer Singapore, 2016

Effect of Blood Flow for Combination of Hyperthermia with Radiation Therapy for Treatment in Breast Tumor

*Alexa Barrios[1], Oiendrila B. Debnath[1], Malvina Supper[1], Kazuyuki Saito[2], Koichi Ito[2], Mitsuru Uesaka[1]

[1] The University of Tokyo; [2] Chiba University

Abstract

Combining hyperthermia and radiation therapy is as lethal to cancer cells as high radiation dose alone. Blood flow is an important parameter for hyperthermia as blood is a temperature regulator of our body. In this research, a dynamic phantom is used to evaluate the effect of the blood flow's cooling effect to decide the optimal timing and degree of each procedure, as well as investigating the DNA double-strand breakage and repair by γH2AX.

Keywords: hyperthermia, radiation therapy, dynamic phantom, double-strand break, γH2AX

1. Introduction

Combination of hyperthermia and radiation therapy for treatment of tumor has been investigated by many researchers. The technical difficulties arise from the tumor's inability to maintain the temperature due to blood flow [1]. Blood being a temperature regulator makes it difficult to maintain higher temperature for a long time. The purpose of this research is to investigate the blood flow effect in the dynamic phantom and analyzing DNA damage due to this combination.

2. Methods

2.1 Blood flow in dynamic phantom

Previous experiments were done on static phantoms [2] and in this research experiments with a dynamic phantom with realistic blood flow effect would be done. A complex 3D tumor would be considered inside the breast dynamic phantom and blood flow effect in the normal cells and tumor cells would be observed separately.

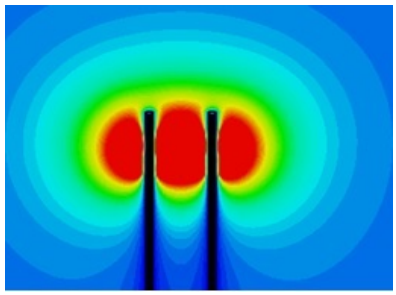


Fig. 1. Heat distribution of coaxial-slot antenna array in tumor tissue phantom.

2.2 DNA double-strand break and repair observation

The combination of hyperthermia and radiation would be observed microscopically to see cellular damage. The heat induced in the cells would affect the DNA breakage, thereafter causing more damage from application of radiation. Post hyperthermia, and combination of hyperthermia and radiation, DNA repair would be observed. The heat distribution within tumor tissue is shown in Fig. 1 [2].

3. Summary

In this experiment, we expect to see the blood flow effect on the increasing and maintaining high temperature and vice versa [1]. This would affect further to optimize the temperature dose and radiation dose. Regarding the DNA breakage and repair, we hope to understand the optimized lethal dose required for the tumor annihilation.

References

[1] Horsman, M.r., and J. Overgaard. "Hyperthermia: a Potent Enhancer of Radiotherapy."*Clinical Oncology*, vol. 19, no. 6, 2007, pp. 418–426., doi:10.1016/j.clon.2007.03.015.

[2] Debnath, Oiendrila B, et al. "Interstitial Hyperthermia in Combination with Radiation Brachytherapy for Treatment of Breast Tumor." *Thermal Medicine*, vol. 33, no. 2, 2017, pp. 53–62., doi:10.3191/thermalmed.33.53.

Biological Effect of Hyperthermia in Combination with Radiation in Breast Cancer Cells

*Malvina Supper[1], Muhammad Jameel[2] Oiendrila B Debnath[1], Ravikiran Mahadevappa[2], Koichi Ito[3], Kazuyuki Saito[3], Hang Fai Kwok[2], Mitsuru Uesaka[1]
[1]The University of Tokyo, [2]University of Macau, [3]Chiba University

Abstract:
Combination of hyperthermia and radiation therapy for treating cancer cells has been a topic of research for decades. For radio-resistant cancer cells this combination can be promising. High temperature makes tumors sensitive to radiation dose, consequently the overall radiation dose can be reduced. The aim of this study is to design a non-invasive antenna to increase the temperature more than 42.5℃ on superficial breast tumors and then apply low dose radiation and to see the biological changes henceforth inside the cells. In this research, experiments were done in MCF-7 and MDA 231 breast cancer cells.

Keywords: Hyperthermia, micro-strip patch antenna, breast carcinoma cells, fractional radiation

1. Introduction

Breast cancer is the most common cancer and one of the leading cause of death in women. Ionizing radiation leads to double-strand DNA damage in cells, and DNA repair takes place after thereafter. With application of high temperature along with radiation can terminate or minimize the DNA repair process. In this research, a micro-strip patch antenna is designed which can be applied non-invasive way to the tumor and also to see the biological changes happen in different types of breast cancer cells.

2. Material and Methods

In previous experiments, different types of antenna were studied, which concludes that for heating superficial tumors, non-invasive antennas are more suitable [1]. In this research, non-invasive micro-strip patch antenna is designed and temperature calculation and SAR calculation were done on muscle tissue. The aim is to find optimal conditions for the combination treatment. On the MCF-7 and MDA 231 breast cancer cells fractional X-rays radiation of five times 3 Gy daily by RADSOURCE RS-2000 Biological System (160kV, 25 mA) was performed at the University of Macau. Before radiation treatment the cells were heated up to more than 42.5℃. Cell proliferation was observed over the course of one week (**Figure 1**). For the heating of superficial breast tumors, a patch antenna was designed using CST simulation software. The dimensions such as length, width, relative dielectric constant of substrate, substrate thickness and radiation parameters were optimized to find the best arrangement.

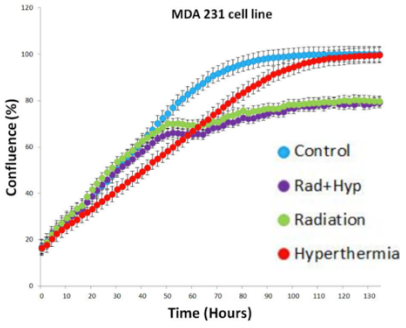


Figure 1 Effects on MDA 231 cell growth

3. Outlook

In order to observe the difference between radiation and radiation and hyperthermia, we plan to increase the temperature up to 45℃ and try several patterns of time profiles. Knowing more about the biological effects in specific cell lines will help to find better approach for customized breast cancer treatment. The patch antenna design is a small microwave systems operating at 2.45 GHz. This method requires controlling the spatial distribution in order to avoid injuring healthy tissue. For future work we aim to develope a more sophisticated heating device.

References

[1] Debnath, O. B, et al., *Thermal Medicine*, vol. 33, no. 2, 2017, pp. 53–62., doi:10.3191/thermalmed.33.53.

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

[2E05-09] Radiation Medicine 2

Chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 10:35 AM - 12:00 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E05] Dose-rate effects in mutation of Drosophila analysed with WAM model

*Takahiro Wada[1], Tomonori Onishi[1], Yuichiro Manabe[2], Masako Bando[3] (1. Kansai Univ., 2. Osaka Univ., 3. RCNP, Osaka Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM

[2E06] Development of evaluation technique of DNA double strand breaks induced by b-rays from tritium

Yuna Konaka[2], *Yuji Hatano[1], Takahiro Kenmotsu[3], Yasuhisa Oya[4], Hiroaki Nakamura[5] (1. Hydrogen Isotope Research Center, U. Toyama, 2. Faculty of Science, U. Toyama, 3. Faculty of Biological and Medical Sciences, Doshisha U., 4. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka U., 5. National Institute for Fusion Science)

10:50 AM - 11:05 AM

[2E07] Development of lung tumor behavior prediction system for chasing X-ray radiation therapy using neural network

*Yasunari Sakai[1], Kazuyuki Demachi[2], Ritu Bhusal Chhatkuli[2], Mitsuru Uesaka[2] (1. Department of Systems Innovation, Faculty of Engineering, The University of Tokyo, 2. Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering, The University of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM

[2E08] Effects of low-dose irradiation on oxidative stress in mouse brain

*Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Health Sci., Okayama Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2E09] Optimization Study of Flavonoid Composite Using Glucosyl-rutin for Radioprotectors

*Yasushi Aizawa[1], Takamitsu Kato[3], Akira Fujimori[4], Mitsuru Uesaka[2] (1. Department of Bioengineering, Graduate School of Engineering The University of Tokyo, 2. Department of Nuclear Engineering and Management, Graduate School of Engineering The University of Tokyo, 3. Department of Environmental &Radiological Sciences Colorado State University, 4. Department of Basic Medical Sciences for Radiation Damages, National Institute of Radiological Sciences)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

WAM モデルによるショウジョウバエ突然変異における線量率効果の解析

Dose-rate effects in mutation of Drosophila analysed with WAM model

*和田 隆宏[1]、大西 智徳[1]、真鍋 勇一郎[2]、坂東 昌子[3]

[1]関大システム理工、[2]阪大工学研究科、[3]阪大核物研

低線量率放射線によるショウジョウバエの突然変異率の実験データ (Purdom & McSheehy, 1963)を WAM モデルによって解析した。照射後の突然変異率の時間変化を考慮することで実験データをよく再現でき、線量率効果を取り入れた WAM モデルの有用性が示された。

キーワード：線量率効果、生体影響、数理モデル、WAM モデル、ショウジョウバエ、突然変異

1. 緒言

Muller[1]によるショウジョウバエの放射線誘導突然変異の研究では、突然変異率は放射線の総線量にのみ依存した。一方、Russell[2]によるメガマウスプロジェクトでは、突然変異率は総線量のみでなく線量率によっても変化することが明らかになった。Purdom と McSheehy[2]はショウジョウバエでの線量率効果について調べるため低線量率長期照射実験を行った。本講演では Whack-A-Mole (WAM) モデルを用いてこの実験を解析し、ショウジョウバエにおける線量率効果について考察する。

2. 方法

WAM モデルでは、突然変異率は線量率を陽に含む次の微分方程式によって計算される。

$$\frac{dF}{dt} = (a_0 + a_1 d) - (b_0 + b_1 d)F$$, d は線量率, a_0, a_1, b_0, b_1 はパラメータ

$a_0 + a_1 d$ の項は突然変異の発生（増加）、$b_0 + b_1 d$ の項は突然変異の減少を表している。

Purdom と McSheehy は、総線量 800 [rad]で 0.05, 0.5, 5.0 [rad/min]の 3 つの線量率で実験を行った。低線量率では照射が長期間にわたり、その間に標本が幼虫から成虫へと変態するので、照射が短時間で終わる高線量率の場合は、標本をグループ分けし、グループ毎に異なる成長段階で照射を行い均等化した。WAM モデルでの解析では、これを照射終了から繁殖までの時間経過として取り入れ、ケージ毎の突然変異率を計算し、実験データと比較した。右図は、実験データ（棒グラフ）と理論値（□および△）の比較の一例である。

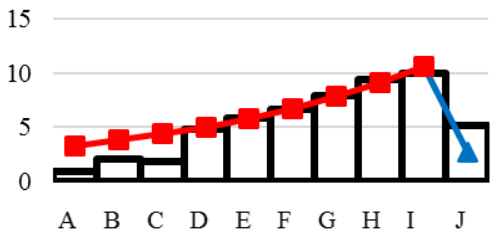


Fig. 1. Mutation frequency

3. 結論

放射線照射後の時間経過に伴う突然変異率の変化を考慮することで、Purdom & McSheehy のショウジョウバエの突然変異実験を再現することができた。WAM モデルは線量率を基本パラメータとしており、この結果は、ショウジョウバエにおける線量率効果の存在を示している。

参考文献

[1] H.J. Muller, Science, 66 (1927), 84-87.

[2] W.L. Russell and E.M. Kelly, Proc. National Academy of Science of the United States of America, 79 (1982), 542-544.

[3] C.E. Purdom and T.W. McSheehy, International Journal of Radiation Biology, 7 (1963), 265-275.

*Takahiro Wada[1], Tomonori Ohnishi[1], Yuichiro Manabe[2] and Masako Bando[3]

[1]Kansai Univ., [2]Osaka Univ., [2]RCNP, Osaka Univ.

トリチウムからのβ線によるDNA二重鎖切断の定量的評価

Development of Evaluation Technique of DNA Double Strand Breaks Induced by β-rays from Tritium

*胡中　優奈[1]，波多野　雄治[2]，剣持　貴弘[3]，大矢　恭久[4]，中村　浩章[5]
[1]富山大理，[2]富山大水素研，[3]同志社大生命医科学，[4]静岡大院，[5]核融合科学研究所

T4ファージの線状二重鎖DNA分子をトリチウム水（5 MBq/cc）中に浸漬したのち、その長さの変化を蛍光顕微鏡で測定することで、二重鎖切断速度を定量的に評価した。1週間の浸漬（吸収線量 約3 Gy）で明確な照射効果が見られた。正確な照射効果の観察には、浸漬時の水質管理が重要であることがわかった。

キーワード：トリチウム，β線，DNA，二重鎖切断

1. 緒言

福島第一原子力発電所廃炉作業においてトリチウム(^{3}H)を含む大量の汚染水の処理が問題となっている。汚染水中の平均^{3}H濃度は排水基準(60 Bq/cc)の数十倍程度であり、十分に希釈されれば放射線障害を引き起こす可能性は低いが、風評被害の懸念はある。その防止のためには、DNAの損傷の中でも最も重篤な生物影響を引き起こす二重鎖切断について、^{3}Hの影響を明らかにしておく必要がある。そこで発表者らは、DNA一分子観察法を用いて^{3}H水中の二重鎖切断速度を定量的に評価する手法の確立を目指して研究を進めている。今回は、高濃度^{3}H水によるDNA二重鎖切断の時間依存性について報告する。

2.実験

医療用精製水または5 MBq/ccの^{3}Hを含む医療用精製水　（200 $\mu\ell$）にT4バクテリオファージDNA含有水（株ニッポンジーン、3 $\mu\ell$）を添加し、1日～2週間、10℃で静置した（溶液Ⓐ）。受け入れ時のDNAの長さは57 μmである。また、^{3}H水中の線量率は0.016 Gy/hである。所定の時間静置したのち、医療用精製水（67 $\mu\ell$）、200 mMのTris-HCl　（15 $\mu\ell$）、2-Mercaptoethanol　（12 $\mu\ell$）、5 μMの蛍光剤YOYO-1　（3 $\mu\ell$）からなる溶液Ⓑと混合した。0.05%のポリエルリジン（15 $\mu\ell$）で前処理を行ったガラス皿に、混合DNA溶液を10 $\mu\ell$滴下したのち放射状に広げ、油浸対物レンズを装備した蛍光顕微鏡（オリンパス社製IX73）でDNAを観察した。DNA長さの計測にはフリーソフトImage Jを使用した。DNAの操作には、全て滅菌処理した器具を使用した。また比較のため、一般の脱イオン水および滅菌処理をしていない器具を用いた実験も行った。

3. 結果及び考察

医療用精製水および滅菌した器具を用いた実験において、静置期間1日では、DNA長さに^{3}Hの有無による顕著な差は見られなかった。一方で、静置期間が1週間の場合には、^{3}H水中のDNA長さが平均で約18 μmであったのに対し、^{3}Hがない場合は約32 μmであり、β線照射による二重鎖切断頻度の増大が観察された。この時の吸収線量は2.87 Gyであった。2週間静置した場合にも、同様に明確な照射効果が観察された。DNA長さの減少は10 μm程度で飽和する傾向が見られた。なお、非滅菌環境下では、1日静置しただけでDNA長さが平均で約20 μmに、1週間では約10 μmに減少した。すなわち、5 MBq/ccという高濃度の^{3}H水においても、β線照射効果は水中の雑菌や不純物の影響に比べ、はるかに小さかった。以上のことから、β線照射効果を明らかにするには、水質の管理が重要であることがわかった。

---

*Yuna　Konaka[1], Yuji Hatano[2], Takahiro Kenmotsu[3], Yasuhisa Oya[4] and Hiroaki Nakamura[5]
[1,2]Univ. Toyama, [3]Doshisha Univ., [4]Shizuoka Univ., [5]National Institute for Fusion Science

ニューラルネットワークを用いた追尾X線治療のための画像予測システムの研究

Study on Image Prediction System for Dynamic Tracking X-ray Radiation Therapy using Neural Network

*酒井 康成[1]，出町 和之[2]，Chhatkuli Ritu[2]，上坂 充[2]

[1]東京大学工学部システム創成学科，[2]東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻

《抄録》本研究では，4DCTデータから算出したオプティカルフローの情報をもとに，ニューラルネットワークを用いて肺腫瘍の挙動の未来予測を試み，腫瘍外の数点の挙動から腫瘍輪郭の挙動の未来での状態が短時間で計算できることを示した。

キーワード：放射線治療，肺腫瘍挙動，未来予測，ニューラルネットワーク，オプティカルフロー

1. 緒言

癌の放射線治療の大きな課題の一つとして，呼吸性移動を伴う肺腫瘍の挙動の追跡および未来予測の手法が予てから研究されてきた。本研究では，肺腫瘍挙動予測への新たなアプローチとしてニューラルネットワークを用いた予測技術を提案する。

2. 実験

2-1. データ作成

まず東大病院の4DCTのデータにNon-Local Means[1]フィルタを用いてノイズ処理を施し，さらに腫瘍の輪郭検出を行った。輪郭の各点及び腫瘍外部の観察しやすい点に対してオプティカルフローを計算し，ランダムにノイズを付加した上で座標値のデータセットを作成した。

2-2. ニューラルネットワークによる学習と予測

作成したデータセットから，腫瘍外部の4点の挙動の入力に対して，その次のフェーズでの腫瘍輪郭上の10点の位置を出力するようQRNN[2]に学習させ，予測を行った。予測結果の10点の座標を用いて未来の腫瘍輪郭を多角形近似し，可視化を行った。

3. 結論・考察

上記の方法により，今回用いたデータに対しては腫瘍輪郭を適切に検出した上で，高い精度かつ短い時間で未来の腫瘍輪郭を出力することができた。今後，このアルゴリズムの各プロセスを更に改良することで，より汎用性の高いシステムを開発できると考えられる。

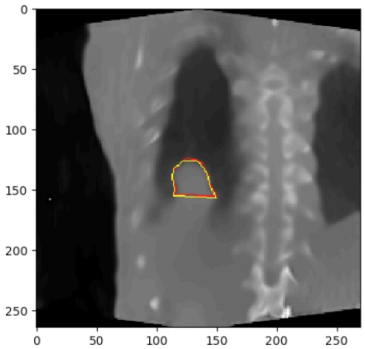


図 1 予測した輪郭（赤色）と実際の輪郭（黄色）

参考文献

[1] Buades, A., Coll, B., & Morel, J. M. (2005, June). A non-local algorithm for image denoising. In *Computer Vision and Pattern Recognition, 2005. CVPR 2005. IEEE Computer Society Conference on* (Vol. 2, pp. 60-65). IEEE.

[2] Bradbury, J., Merity, S., Xiong, C., & Socher, R. (2016). Quasi-recurrent neural networks. *arXiv preprint arXiv:1611.01576*.

---

*Yasunari Sakai[1], Kazuyuki Demachi[2], Ritu Chhatkuli[2], and Mitsuru Uesaka[2]

[1]Department of Systems Innovation, Faculty of Engineering, The University of Tokyo, [2]Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering, The University of Tokyo

低線量放射線がマウス脳に及ぼす酸化ストレスの検討

Effects of low-dose irradiation on oxidative stress in mouse brain

*片岡隆浩[1]，神﨑訓枝[1]，笹岡香織[1]，小橋佑介[1]，柚木勇人[1]，
石田 毅[1]，花元克巳[1]，山岡聖典[1]
[1]岡山大学・院・保健

原爆被災者に脳卒中が増加していることが明らかになってきたが，これらの疾患は活性酸素種が原因で発症すると考えられる。本研究では，マウスにX線照射をした場合，照射に伴う酸化ストレスに対し脳が適応応答をすることが示唆できた。

キーワード：低線量放射線，酸化ストレス，脳，抗酸化機能

1. 目的

原爆被災者の疫学調査により，被災者には心疾患や脳卒中が増加していることが明らかになってきた。これらの疾患は活性酸素種が原因で発症すると考えられる。従って，特に照射後の脳の酸化ストレス状態を明らかにすることは被曝による脳卒中の発症の機構解明に有益と考えられる。このため本研究では，X線照射後のマウス脳中の酸化ストレス状態を検討した。

2. 方法

BALB/cマウス（8週齢，♂）全身に0.1，0.5，1.0，2.0 Gyの各照射また対照としてSham（空照射）を行った。それぞれの群毎に照射4時間, 1日, 2日, 7日後に安楽死させ, 脳を摘出しsuperoxide dismutase (SOD)などの抗酸化物質や酸化ストレスにより誘導されるheat shock protein (HSP)などを分析した。

3. 結果・考察

各照射経過後の脳中SOD活性の線量依存性を検討した結果，4時間後の場合は線量に依存して増加する傾向にあり，1.0 Gyと2.0 Gyの各照射により有意に増加した。照射線量別の脳中SOD活性の経過時間依存性を検討した結果，照射2日後の場合は0.1 Gyでは有意に減少し，0.5 Gyと1.0 Gyでは減少する傾向があった。同様に，1.0 Gy照射の4時間後または2.0 Gy照射の4時間後と2日後の場合は有意に増加した。照射経過時間別の脳中HSP70量の線量依存性を検討した結果，照射4時間，1日，2日後の場合は1.0Gy照射により最も増加し，2日後では有意に増加した。照射線量別の脳中HSP70量の経過時間依存性について検討した結果，概ね0.1，0.5，1.0，2.0 Gyの各照射いずれも，照射4時間，1日，2日後で時間に依存して増加し，7日後で減少した。

以上の所見などから，X線照射による脳中のSOD活性やHSP70量などの変化には，概ね線量や経過時間に依存性のあることが示唆できた。また，過去の我々の研究結果[1]ではこれらの変化は照射に伴う酸化ストレスに対する適応応答と推察されるものの，照射直後の脳の酸化ストレス状態からはその後の脳卒中発症の可能性を予測することができなかった。これに対し本研究では，新たに照射の線量別・経過時間別の現象を明らかにし作用機序の一端を示すことができた。

参考文献

[1] Kataoka T. Study of Antioxidative Effects and Anti-inflammatory Effects in Mice due to Low-dose X-irradiation or Radon Inhalation. J Radiat Res 2013; 54:589-96.

---

* Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ

放射線防護剤における糖転移ルチンを用いたフラボノイド複合体の最適化検討

Optimization Study of Flavonoid Composite Using Glucosyl-rutin for Radioprotectors

*相澤恭[1]，加藤宝光[2]，藤森亮[3]，上坂充[1]
[1]東京大学大学工学系研究科，[2]コロラド州立大学環境・放射線医学健康科学科
[3]放射線医学総合研究所放射線障害治療研究部

（抄録）本研究では、フラボノイド複合体による新しい放射線防護剤の有効性を細胞試験中心に検討を進めて来たが、組み合わせる難水溶性フラボノイド（アグリコン）の種類によって防護効果に違いが見られた。本発表では、これらアグリコンの違いによる防護効果の差についてさらに実験を進め、放射線防護剤として最適なアグリコンの選択について最新の検討結果を発表する。

キーワード：放射線防護剤，フラボノイド複合体，糖転移ルチン，アグリコン

1. 緒言

糖転移ルチン（図１）は、水溶性に優れたフラボノイドであり、放射線防護効果が確認されている[1]。しかしながら、水溶性が向上した反面、細胞への取り込み効率が低下する課題がある[1]。そこで、本研究では、この課題を解決するため、糖転移ルチンの可溶化効果を利用した新しいフラボノイド複合体を作製し、培養細胞を用いた細胞取り込みおよび放射線防護効果の確認試験を行い、その有用性の検証を行った。

2. 実験手法および結果

本研究では、糖転移ルチンと難水溶性ブラボノイド（アグリコン）であるクエルセチン、ヘスペレチン、ナリンゲニンを組み合わせた３種類のフラボノイド複合体を作製し、培養細胞を用いたフライボノイド複合体の細胞取り込み試験および、放射線防護効果の比較試験を行った。両試験ともに、培養細胞としてCHO-K1 細胞を用いた。細胞取り込み試験については、フラボノイド複合体（250μM）を PBS(-)に溶解し、細胞に添加後、３０分で細胞内に取り込まれたアグリコンおよび糖転移ルチンを HPLC 装置で分析することによって確認した（図１）。また、放射線防護効果については、コロニーアッセイ試験により、ヘスペレチンを含むフラボノイド複合体が優れた放射線防護効果を持つことを確認した（図２）。

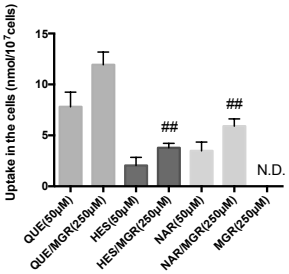


図１細胞取り込み試験結果

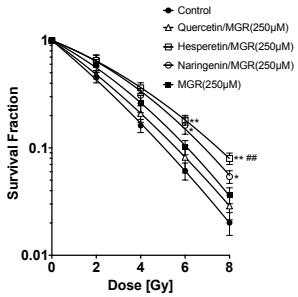


図２コロニーアッセイ試験結果

参考文献

[1] S. Sunada, et al., Molecular Medicine Reports, **10,** 1, (2014) pp.10-14

*Yasushi Aizawa[1], Takamitsu Kato[2], Akira Fujimori[3], Misturu Uesaka[1]
[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Department of Environmental & Radiological Health Sciences, CSU
[3]Department of Basic Medical Sciences for Radiation Damages, National Institute of Radiological Sciences

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

[2E10-15] Radioactivity Measurement and Environmental Restoration

Chair: Tomoyuki Takahashi (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 4:20 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E10] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Niizato Tadafumi[1], Yoshito Sasaki[1], NanbaKenji Nanba[2], Hirofumi Tsukada[2], Vasyl Yoschenko[2] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Institute of Environmental Radioactivity at Fukushima Univ.）

2:45 PM - 3:00 PM

[2E11] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Terumi Dohi[1], Hisaya Tagomori[1], Yoshihito Ohmura[2], Seiichi Kanaizuka[1], Kenso Fujiwara[1], Kazuki Iijima[1] （1. JAEA, 2. TNS）

3:00 PM - 3:15 PM

[2E12] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Daisuke Matoba[1], Takayuki Sasaki[1], Taishi Kobayashi[1], Kazuki Iijima[2], Terumi Dohi[2], Tadafumi Niizato[2], Yoshito Sasaki[2] （1. Graduate School of Engineering, Kyoto University, 2. Japan Atomic Energy Agency）

3:15 PM - 3:30 PM

[2E13] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Kazuki Iijima[1], Takayuki Sasaki[2], Daisuke Matoba[2], Terumi Dohi[1], Kenso Fujiwara[1], Yoshikazu Koma[1], Yoko Takahatake[1] （1. JAEA, 2. Kyoto University）

3:30 PM - 3:45 PM

[2E14] Simulation of Change in Air Dose Rate Considered Change in Depth Profile of Radiocaesium in Soil Contaminated by the Fukushima Nuclear Accident

*Haruo Sato[1], Masato Yoshii[1] （1. Graduate School of Natural Science and Technology, Okayama University）

3:45 PM - 4:00 PM

[2E15] Development of a portable contamination detector

*Hiroshi Iwase[1], Yoshihito Namito[1], Hideo Hirayama[1] （1. High Energy Accelerator Research Organization）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定
（４）樹木における放射性核種分布の経年変化と樹種との関連性

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution
(4) Secular changes of radionuclide distribution and its relatinoship to tree type

*新里 忠史[1]，佐々木 祥人[1]，難波 謙二[2]，塚田 祥文[2]，ヨシェンコ ヴァシル[2]
[1]原子力機構，[2]福島大学環境放射能研究所

プルーム軌跡上のオフサイト２方向（1F から南及び南西側）で採取した樹木及び土壌の放射能分析から樹木の ^{137}Cs 面移行係数を求め、プルーム及び樹種別の汚染状況を評価した。その結果、アカマツには明瞭な差異がないものの、スギはプルームにより面移行係数が大きく変化することが明らかとなった。
キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性核種インベントリ，樹木，表土，オフサイト

1. 緒言　福島原子力事故の廃炉作業では、サイト内で発生する多種多様な固体廃棄物の放射性核種インベントリを評価し、汚染状況に応じた適切な処理処分を進める必要がある。そのためには、評価上重要ではあるものの測定が困難な放射性核種のインベントリ評価手法の確立とともに、汚染状況のプルーム及び時間依存性を系統的に評価することが重要となる。本研究では、プルーム軌跡上のオフサイト２方向（1F から南及び南西側）に位置する雑木林（1F 隣接地；1F 敷地外周道路から約 5 m）に分布する立木について、^{137}Cs 面移行係数を指標とした樹木の汚染状況を比較検討する。

2. 方法　南及び南西プルームの軌跡上における 1F 隣接地の雑木林にて、アカマツ及びスギ立木の樹皮と木部（辺材と心材）、立木の根元付近にて土壌を深度 20-25 cm まで採取した。樹皮及び木部は、立木の 1F に面した方位において、胸高（地表から 1.2-1.3 m 高さ）にて採取した。採取試料の乾燥等の前処理後、Ge 半導体検出器により ^{137}Cs 濃度を測定し、樹木各部位の ^{137}Cs 濃度（Bq/kg）を土壌の ^{137}Cs 沈着量（Bq/m^2）で除することにより、樹木各部位の ^{137}Cs に関する面移行係数を算出した。

3. 結果と考察　立木根本付近の土壌 ^{137}Cs 沈着量は、南西プルーム（14-49 MBq/m^2）が南プルーム（14-25 MBq/m^2）より高く、プルームによる差異が認められた。樹木各部位の面移行係数（図 1）は、スギ及びアカマツともに樹皮で高く木部で低い傾向にあり、木部と比較し樹皮の経年変化が比較的明瞭であった。樹皮では、樹皮の剥離や樹木内部への転流等の樹体プロセス及び樹幹流などの外部環境プロセスの双方が関与し、樹木部位でも ^{137}Cs 移行が比較的活発なためと考えられる。プルーム間で面移行係数を比較すると、樹皮と木部の差異及び経年変化の程度は南プルームでより明瞭であり、経年変化の傾向は、南西プルームでやや増加し南プルームで減少する傾向が見られ、沈着様式や ^{137}Cs 存在形態の差異などにより、プルームによって汚染状況とその時間依存性が異なったと推定される。今後、樹木の生育状況や個体特性を含めて、汚染状況の差異に係る要因の検討を進める。

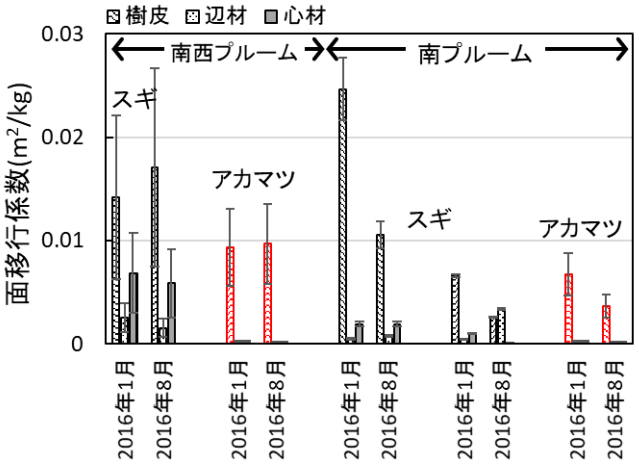


図1　樹木の面移行係数とプルーム/採取年との関係（バーは最大/最小値を示す）

*Tadafumi Niizato[1], Yoshito Sasaki[1], Kenji Nanba[2], Hirofumi Tsukada[2] and Vasyl Yoschenko[2]
[1]JAEA, [2]Institute of Environmental Radioactivity at Fukushima Univ.

オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定
（5）サイト近傍における地衣類含有粒子の化学形態

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(5) Elemental compositions of the particles in lichens collected around the Fukushima Daiichi NPS

*土肥　輝美[1]，田籠 久也[1]，大村　嘉人[2]，金井塚　清一[1]，藤原　健壮[1]，飯島　和毅[1]

[1]原子力機構，[2]国立科学博物館

発電所周辺の地衣類表面に付着していた粒子について、含有されている放射性核種や元素の組成の特徴を整理した。

キーワード：福島第一原子力発電所，地衣類，粒子，オフサイト

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）サイト内で発生する多種多様な固体廃棄物中の放射性核種のインベントリ評価に向け、サイト外における表土および樹木中の様々な放射性核種の分布状況について、距離・方位および時間依存性を評価し、サイト内各地点における核種インベントリを評価する手法の確立を目指している。本報では、大気浮遊粒子を捕捉する性質を持つ地衣類（菌類と藻類の共生体）を用いて、その核種含有粒子の元素組成から、主な放射性プルーム軌跡上の汚染の特徴を整理する。

2. 材料および方法

南側プルーム軌跡に沿って 1F 敷地境界南側から 5km 圏内の 4 地点で 2016 年 1 月から 12 月に葉状地衣類を採取した（図 1）。地衣類試料は粉砕後に酸分解して難溶性粒子を抽出し、分析試料に供した[1]。同試料はオートラジオグラフィを行って放射性粒子の位置を確認し、電子プローブマイクロアナライザ（JXA-8530F）で観察および含有元素を分析した（図 2）。



図 1 試料採取地点

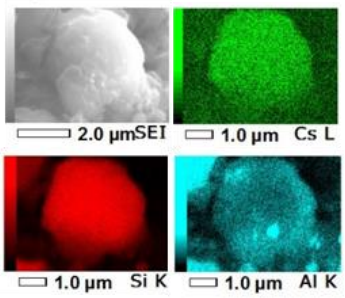


図 2 Cs 含有粒子の元素分布

3. 結果・考察

3 地点の試料から 4 個の Cs 含有粒子を検出した。粒径は全て 1-2μm 程度で主要な含有元素として Fe, Zn, Si, Al が共通して検出された。プルームの挙動から本調査で得られた試料は 3 号機由来の可能性が考えられ、過去の報告[2]からも今回得られた粒径や含有元素の特徴と 1F の 3 号機原子炉建屋上部のダストフィルタ中に含まれていた粒子の特徴が類似していることが確認された。また、1 粒子上に Cs 含有粒子の他、その近傍に Fe, Cr, Ca を含む粒子が共存していることが報告されており[2]、これらの元素組成を含む粒子も Cs 含有粒子と同様に飛散源を特徴付ける指標になると考えられる。Cs 含有元素以外の粒子についても元素組成を調べるとともに、他のプルーム軌跡上や対照試料（岐阜県で採取）の難溶性粒子の特徴との比較を行い、元素組成の傾向を推測する。

参考資料

[1] 田籠ほか，環境試料中に存在する放射性微粒子の単離法方の検討 (2017)

[2] 東京電力（株） 福島第一原子力発電所 3 号機原子炉建屋上部のダストフィルタの調査結果について（2015）

*Terumi Dohi[1], Hisaya Tagomori[1], Yoshihito Ohmura[2], Seiichi Kanaizuka[1], Kenso Fujiwara[1] and Kazuki Iijima[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] National Museum of Nature and Science

オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定
（６）^{90}Sr および ^{137}Cs の土壌深度分布とその解析

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution
(6) Depth profile and analysis of ^{90}Sr and ^{137}Cs in soil

*的場 大輔[1]，佐々木 隆之[1]，小林 大志[1]，飯島 和毅[2]，土肥 輝美[2]，新里 忠史[2]，佐々木 祥人[2]
[1]京大院・工，[2]原子力機構

東京電力福島第一原子力発電所近隣の森林で採取した、深さ 20 cm までの表土中に含まれる放射性セシウムおよびストロンチウムの濃度分布を測定するとともに、１次元移流拡散モデルにより深度プロファイルの解釈を試みた。

キーワード：土壌分析、Sr-90、Cs-137、深度分布、モデリング

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）サイト内において、除去した土壌が固体事故廃棄物として発生しており、安全な処分のためその核種インベントリ評価は不可欠である。しかし、^{90}Sr は深部方向に移行しやすく、特定の深さまでの表土中のインベントリは、時間とともに変化する。事故から 5 年以上経過しており、沈着した核種の一部は既に地中へ移行していると考えられるため、表土深さ方向への ^{90}Sr の移行挙動を明らかにし、移行モデルにより評価することが必要である。本研究では、ICP-MS による土壌中 ^{90}Sr 迅速分析法[1]により、土壌深度プロファイルを得るとともに、同分布について 1 次元移流拡散モデルによる解釈を試みた。

2. 実験

福島第一原発の南側プルーム軌跡上の線量率が高い地点において、スクレイパープレートを用いて深さ 20 cm までの土壌を 1 cm 刻みで採取、乾燥させた。^{137}Cs をはじめとするガンマ核種濃度は、U-8 容器を用いて Ge 半導体検出器により測定した。^{90}Sr 濃度は、乾燥土壌を 500℃で 4 時間灰化した後、熱硝酸により土壌粒子表面から ^{90}Sr を溶離し、酸溶離中の ^{90}Sr を ICP-MS (ELAN DRC II, PerkinElmer)により測定した。なお、溶離液に含まれるマトリクス元素や ^{90}Zr や ^{90}Y などの ^{90}Sr 同重体は、Sr レジン(Eichrom)による前濃縮システムおよび ICP-MS 内での酸素リアクションセルにより除去した。

3. 結果と考察

乾燥土壌を灰化した際の重量減少を表す減重率、^{137}Cs および ^{90}Sr 濃度の深度プロファイルの一例を図 1 に示す。灰化減重率は木の根や落ち葉等の有機物が多く含まれる表層ほど高い。^{137}Cs は表層付近での濃度が高く強い収着が示唆された一方、^{90}Sr は ^{137}Cs より深部へ移行した割合が高い。本発表では、得られた両核種の深度プロファイルに対し、１次元移流拡散方程式によるフィッティングを行い、鉛直方向の移行についてモデル化を試みた結果について報告する。

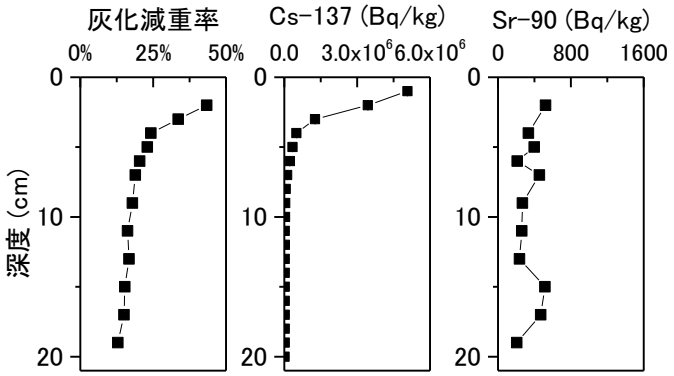


図 1　灰化減重率、^{137}Cs および ^{90}Sr 濃度の深度プロファイルの一例（南②地点, 2016 年 1 月採取）

※本研究は、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の委託事業として実施したものです。

参考文献

[1] Y. Takagai, et al., *Anal. Methods*, 6, (2014) 355-362.

*Daisuke Matoba[1], Takayuki Sasaki[1], Taishi Kobayashi[1], Kazuki Iijima[2], Terumi Dohi[2], Tadafumi Niizato[2], Yoshito Sasaki[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定
（７）放射性核種分布状況の推定

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(7) Estimation of distribution of radionuclides

*飯島 和毅[1]，佐々木 隆之[2]，的場 大輔[2]，土肥 輝美[1]，藤原 健壮[1]，駒 義和[1]，高畠 容子[1]
[1]原子力機構，[2]京大院・工

事故で放出された主たる放射性プルームの軌跡上に存在する福島第一原子力発電所サイト外の森林において、表土に含まれる ^{134}Cs、^{137}Cs、^{90}Sr、^{238}Pu、$^{239+240}$Pu、^{241}Am および ^{244}Cm の濃度を測定し、核種インベントリ分布状況の放射性プルーム依存性を評価し、サイト内核種分布状況推測への適用性を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性核種，核種インベントリ，方位依存性

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）サイト内で発生する多種多様な固体廃棄物（土壌、樹木等）中の放射性核種のインベントリ評価に向け、サイト外における表土および樹木中の様々な放射性核種の分布状況について、距離・方位および時間依存性を評価し、その依存性に基づきサイト内各地点における核種インベントリを評価する手法の確立を目指している。放射性核種インベントリについては、最も定量しやすい ^{137}Cs との濃度比をそれぞれの炉内放射能量で規格化した値（輸送比）[1]を用いた評価がある。本報では、放射性核種の輸送比の方位依存性とそれに基づくサイト内核種インベントリ評価手法について報告する。

2. 実験・調査

(1) 土壌試料の採取

無人ヘリによるサイト外の ^{137}Cs 沈着量分布測定結果[2]から、6 本の主な放射性プルームの軌跡（北方向から反時計回りに NNW、W-N、W-S、SW、S-W、S-E）の存在が確認できている。これらのプルームの軌跡が通過している 1F 近傍の森林において、2016 年 1 月にスクレイパープレート法により 1 cm 刻みで土壌試料を採取し、その最表層試料を輸送比評価に用いた。

(2) 放射性核種濃度の測定

試料乾燥後、^{137}Cs については Ge 半導体検出器を用いたγスペクトル法、^{90}Sr およびアクチニド核種については文部科学省分析シリーズに定められた方法により濃度を測定した。

3. 結果

放射性核種濃度に基づき、W から S-E にかけて輸送比を評価した（図 1）。放射性核種濃度は、SW で最も高く、次いで S-W で比較的高い。^{90}Sr および Pu 同位体の輸送比は、W 方向で比較的大きい。^{244}Cm に比べて ^{241}Am の輸送比が大きいが、^{241}Pu からの崩壊の寄与と考えられる。^{137}Cs 沈着量分布測定結果[2]に基づくと、これらのプルームのうち、1F サイト内の汚染への寄与は、サイト内に濃度ピークがあると考えられる NNW、SW および S-W プルームの寄与が大きく、これらプルームの濃度分布をサイト内に外挿し、輸送比と合わせて核種分布状況を推測する。

※本研究は、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の委託事業として実施したものです。

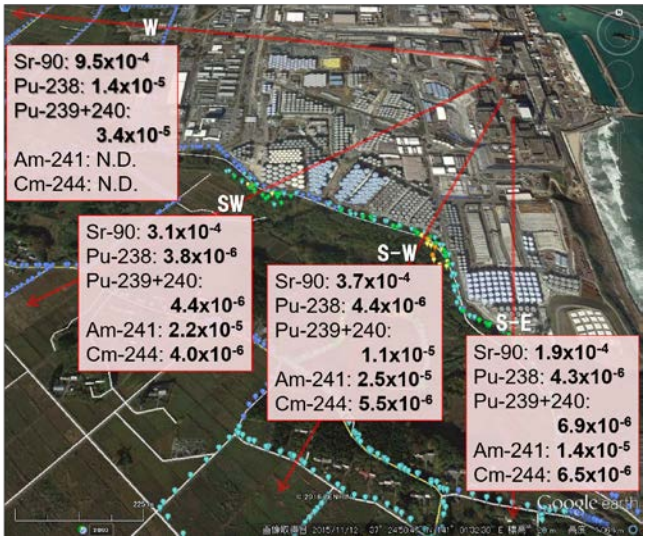


図 1 西～南方向のプルーム上の核種輸送比

参考文献

[1] Koma, Y., et al., Nucl. Mater. Energy, 10, 35 (2017).

[2] Sanada, Y., et al., J. Environ. Radioact., 139, 294 (2015).

* Kazuki Iijima[1], Takayuki Sasaki[2], Daisuke Matoba[2], Terumi Dohi[1], Kenso Fujiwara[1], Yoshikazu Koma[1] and Yoko Takahatake[1]
[1]JAEA, [2]Kyoto University

福島原発事故により汚染された土壌中の放射性セシウムの深度分布の変遷を考慮した空間線量率の変化のシミュレーション

Simulation of Change in Air Dose Rate Considered Change in Depth Profile of Radiocaesium in Soil Contaminated by the Fukushima Nuclear Accident

*佐藤 治夫[1], 吉井 聖人[1]
[1] 岡山大学院

福島原発事故により汚染された土壌中の放射性セシウム(Cs-134, 137)について、フィールド調査から得られたインベントリ(初期の単位面積当たりの沈着量)や深度分布などのデータに基づき、深度分布の変化を解析すると共に、深度分布の変化に伴う放射線の土壌による遮蔽を計算し、空間線量率の変化を解析した。

キーワード: 福島原発事故, 放射性セシウム, 深度分布, 遮蔽, 空間線量率

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災により福島第一原子力発電所事故が発生し、放出された放射性物質により福島県を中心に土壌や森林等が汚染された。その後、除染が進められ、2017 年 4 月には帰還困難区域を除く殆どの避難指示区域が解除された[1]ものの、事故から 7 年近くが経過した 2017 年 11 月現在で 53,275 人(地震・津波の被災者を含む)[2]が県内外に避難したままであり、依然として多くの住民が避難を余儀なくされている。一方、面積の約 7 割を占める森林を始め、帰還困難区域などは未除染のままであることから、放射性物質の移動と再分布に伴う放射線量率の予測評価が重要となる。著者らは、これまでの研究で、フィールド調査に基づいて放射性 Cs (Cs-134, 137)の深度分布の変遷から収着分配係数と整合的な見掛けの拡散係数(D_a)を導出し、導出した D_a を用いて事故から 30 年後までの深度分布の変化を解析した[3]。本研究では、更に深度分布の変化に伴う放射線の土壌による遮蔽を計算し、空間線量率の変化を解析した。

2. 空間線量率の変化のシミュレーション・条件

深度分布の変遷は、前報[3]で報告したように、放射能減衰を考慮した Fick の法則に基づき、薄膜拡散源を条件として差分法により、深さ 50cm まで 1cm 刻みで解析した。Cs-134 と Cs-137 はそれぞれ放出率とエネルギーが異なる 6 本と 3 本の光子を放出することから、遮蔽計算ではそれら全てを考慮した。遮蔽計算に関する基本式を(1)式に示す。空間線量率は、先ず各時刻での深度分布に対して遮蔽計算を行い、地表面での放射能濃度(Bq/m^2)を計算し、次に空間線量率への換算係数(Cs-134：5.4, Cs-137：2.1μSv/h/(MBq/m^2))[4]を乗じて求めた。解析は、深度分布と同様、二本松市、川俣町、浪江町の調査地点の内、D_a を算出できた 9 地点について実施し、遮蔽計算における土壌の密度は各調査地点での実測値を用いた。

$$I = BI_o e^{-\mu x} = BI_o e^{-\rho \mu_m x} \quad (1)$$

I：入射位置($x = 0$)からの距離 x の位置での放射能濃度, I_o：入射位置での放射能濃度, B：ビルドアップ係数, ρ：遮蔽材(土壌)の密度, μ：線源弱係数, μ_m：質量減衰係数

3. 結果・考察

図 1 に空間線量率の変化の解析例(浪江町赤宇木塩浸)を示す。解析結果は、遮蔽が無い場合よりも低く、フィールド調査地点付近のモニタリングデータと比較的良く一致している。また、全ての空間線量率は時間の経過に伴って徐々に同程度の値に近づき、事故から 6 年以上経過した時点では極めて接近している。空間線量率は、直接 Cs のインベントリに依存することから、解析においてはインベントリの評価も重要である。

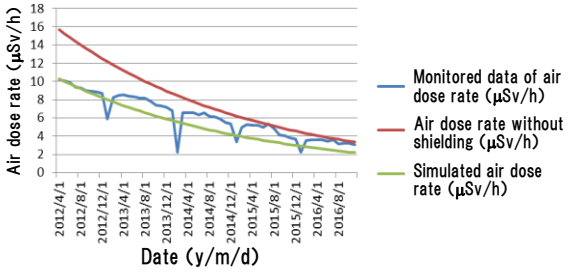


図 1 空間線量率の変化の解析例(浪江町赤宇木塩浸)

参考文献

[1] ふくしま復興ステーション:避難指示区域の状況 "http://www.pref.fukushima.lg.jp/site/portal/list271-840.html", 1/7 (2018). [2] ふくしま復興ステーション:避難区域の状況・被災者支援 "http://www.pref.fukushima.lg.jp/site/portal/list271.html", 1/7(2018). [3] 佐藤治夫 他:原子力学会「2016 年秋の大会」, 1D03(2016). [4] IAEA:IAEA-TECDOC-1162(2000).

*Haruo Sato[1] and Masato Yoshii[1]
[1]Okayama Univ.

携帯型土壌中セシウム汚染濃度測定器の開発

Development of a portable contamination detector

*岩瀬　広[1]，波戸　芳仁[1]，平山　英夫[1]
[1]高エネルギー加速器研究機構 (KEK)

原発事故で放射能汚染された地域の住民が、その場で土壌中セシウム汚染濃度を測定可能な測定器の開発を進めている。パンケーキ型 GM 管で求めたベータ線計数率から土壌中セシウム汚染濃度を算出する。

キーワード：土壌汚染、放射線測定器、福島

1. 緒言　原発事故で放射能汚染された地域の住民が日常生活や営農活動を再開するにあたって、これまで行われてきた空間線量の管理に加えて、土壌等の汚染の濃淡や分布についての理解を深め、必要に応じて追加除染等へ活用できるような、住民自らが土壌中セシウム汚染濃度をその場で計測できる測定器の開発を進めている。またこの測定器は、これから除染を行う地域に対しては、除染前後の土壌汚染を直接測定できるという点で除染効率のより具体的な評価に利用されることも期待されるものである。

2. 原理　測定器はパンケーキ型 GM 管を用いる。測定器を汚染土壌面に直に置いて、「(A)蓋あり」と「(B)蓋なし」で測定するとそれぞれ、「バックグラウンド＋土壌からのガンマ線」および「バックグラウンド＋土壌からのガンマ線＋土壌からのベータ線」の計数を得る#。 測定 A と測定 B の差分は「ベータ線計数」とみなせ、この値が土壌の汚染濃度と比例関係のとき、測定したベータ線計数率(cps)から土壌汚染濃度(Bq/kg)を算出する事ができる。本測定器は一般的密度で空隙の無い土壌の場合、1mm 厚以内の土壌から放出されるベータ線に感度を有し、測定器直下の約 0.2mm 厚土壌の平均土壌汚染濃度を測定する。

3. 測定器と校正方法　現場での測定時間短縮のため、蓋あり測定(A)と蓋なし測定(B) を同時に行うようパンケーキ型 GM 管を 2 つ備えた測定器とした。GM 1 は蓋あり、GM 2 は蓋なしで使用する。測定回路は一般的な GM 管と同様である。GM1 と GM2 の計数率の差分から「ベータ線計数率」を求める。校正用の線源として、手動で十分に撹拌してほぼ一様汚染とした土壌をタッパー容器へ格納したものを作成した。これを複数の汚染濃度に対して用意した。この校正線源はゲルマニウム半導体検出器で直接測定することで土壌汚染濃度を決定し、一方で本測定器を用いてベータ線計数率を測定（タッパー蓋無しにおいて)、この値の組を異なる汚染濃度の校正線源で取得したところ、両者が比例関係を示すことが分かった。

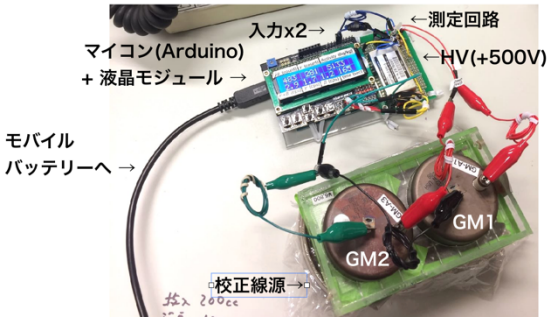


図１　測定器一式と校正風景

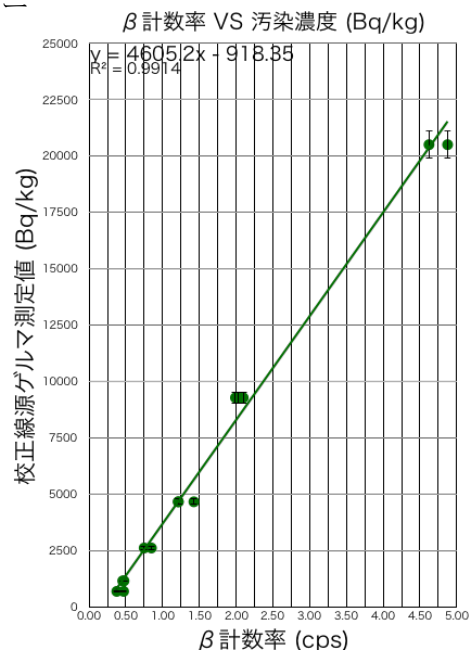


図２　校正線源の測定結果

#バックグラウンドには、宇宙線および汚染由来の散乱線も含む

* Hiroshi Iwase[1], Yoshihito Namito[1], Hideo Hirayama[1]
[1] High Energy Accelerator Research Organization (KEK)

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

[2E16-21] Waste Treatment

Chair: Hiroshi Iwase (KEK)

Tue. Mar 27, 2018 4:20 PM - 6:00 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E16] Removal of Sr using the mixture of MnO_4^- and biomass

*Tomoaki Kato[3,1], Toshihiko Ohnuki[3,2], Qianqian Yu[4] （1. School of Environment and Societ, Tokyo Institute of Technologyy, 2. Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. China University of Geosciences）

4:20 PM - 4:35 PM

[2E18] Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel

*Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Maiko Ikegami[1], Sota Tanaka[2], Kayoko Iwata[2], Rui Akayama[2], Tomoyuki Takahashi[1], Sentaro Takahashi[1] （1. Kyoto Univ. Research Reactor Inst., 2. Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ.）

4:50 PM - 5:05 PM

[2E19] Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel

*Satoshi Fukutani[1], Takumi Kubota[1], Kayoko Iwata[2], Sota Tanaka[2], Maiko Ikegami[1], Tomoyuki Takahashi[1], Sentaro Takahashi[1] （1. Kyoto Univ. Research Reactor Inst., 2. Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ.）

5:05 PM - 5:20 PM

[2E20] Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel

*Kayoko Iwata[1], Takumi Kubota[2], Tomoyuki Takahashi[2], Satoshi Fukutani[2], Sentaro Takahashi[2] （1. Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ., 2. Kyoto Univ. Research Reactor Inst.）

5:20 PM - 5:35 PM

[2E21] Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel

*Tomoyuki Takahashi[1], Rui Akayama[2], Sota Tanaka[2], Kayoko Iwata[2], Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Maiko Ikegami[1], Sentaro Takahashi[1] （1. Kyoto Univ. Research Reactor Inst., 2. Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ.）

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MnO_4^-/微生物混合系における液相中からの Sr 除去機構の解明

Removal of Sr using the mix solution of MnO_4^- and biomass

*加藤 友彰[1,3]，大貫 敏彦[2,3]，Yu Qianqian[4]

[1] 東工大院，[2] 先導原子力研究所，[3] 日本原子力研究開発機構，[4] 中国地質大

本研究では MnO_4^-/微生物混合系で生成した Mn 酸化物 (biomas-MnOx) 生成過程における Sr^{2+}除去機構の解明を行った．その結果，biomass-MnOx 生成過程における Sr^{2+}の収はコロイド生成過程における収着と沈殿物の成長に起因する吸着サイトの減少による排出が関与する機構であることを明らかにした．

キーワード：吸着剤、固液分配、マンガン酸化物、バイオマス

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により ^{90}Sr 等放射性核種を含む汚染水が大量に生成した．それに伴い放射性核種の有効な回収方法が求められている．Mn 酸化物は形成過程で様々なイオンを取り込むことが知られている[1,2]． Mn 酸化物は，MnO_4^-の強い酸化力を用いた微生物の滅菌の際に形成することが報告された[3]．しかしながら，その生成機構ならびに水溶液中に溶解したイオンの分配挙動は報告されていない．そこで，本研究では MnO_4^-/微生物混合系で生成した Mn 酸化物生成過程における液相からの Sr 除去機構について検討した．

2. 実験方法

Biomass-MnOx 生成過程における金属の共沈実験 (共沈法)では，*Pseudomonas fluorescens* をあらかじめ培養し洗浄・回収した後，0.1 M NaCl 溶液で菌体濃度を調節した．その懸濁液を用い 4 mg/L のアルカリ土類金属 (Me = Mg^{2+}, Ca^{2+}, Sr^{2+}) が含まれる溶液を元素ごとに調整した．そこに 10 mg/L MnO_4^-を加え，25℃で振盪することで実験を行った．試料の液相と固相は 0.2 μm フィルターで分離した．ろ液中の溶存金属濃度を ICP-OES を用いて測定した．アルカリ土類金属共沈過程におけるマンガンの化学状態は UV/Vis スペクトル分析により検討した．また，比較のためあらかじめ生成した biomass-MnOx に対する吸着実験 (吸着法)も行った．

3. 結果

Sr^{2+}の共沈法による除去率の経時変化を調べた結果，biomass-MnO_X 生成初期において除去率の増加が確認され 2 時間で 35%を達成した．しかし，2 時間以降では除去率は時間とともに減少し 24 時間後には 15%となった．一方吸着法により調べた biomass-MnO_X に対する Sr^{2+}の除去率は 24 時間後で 9.4%であった．他のアルカリ土類金属を用いた場合においても同様の挙動が観察された．UV/Vis スペクトル分析により，biomass-MnO_X 生成の初期過程 (t ≦ 1.5 時間) において MnO_X コロイドの生成が確認された．この結果から，Sr^{2+}の biomass-MnO_X 生成過程の除去機構は，MnO_X コロイド生成の初期過程で Sr^{2+}の収着が進行し，MnOx コロイド生成の終了とともに減少，すなわち排出されることが明らかとなった．コロイドは大きな比表面積を持つと考えられ，比表面積はコロイドの成長に伴い減少するため Sr^{2+}除去率が低下する除去機構が起きたと示唆された．

参考文献

[1] Y. Tani et al., *Appl. Geochemistry* **2003**, *18*, 1541.

[2] D. L. Suarez et al., *Geochim. Cosmochim. Acta* **1976**, *40*, 589.

[3] Lei L *et al*. (2014) *Environ. Sci. Technol* **48**, 2885-2892.

---

*Tomoaki Kato[1,3], Toshihiko Ohnuki[2,3], Qianqian Yu[4]

[1] Tokyo Institute of Technology, [2] Institute of Innovative Research, [3] JAEA, [4] China University of Geosciences

使用済燃料から回収されたジルコニウムの再利用による被ばく線量の試算 (1)ジルコニウムトレーサの作成

Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel
(1) Production of Zirconium Tracer

*窪田 卓見[1]，福谷 哲[1]，池上 麻衣子[1]，田中 草太[1]，岩田 佳代子[1]，赤山 類[1]，高橋 知之[1]，高橋 千太郎[1]
[1]京都大学

高レベル放射性廃棄物からジルコニウムを回収して再利用を行う場合には、その安全評価が必要となる。放射化学的手法を用いて環境中におけるジルコニウムの挙動を評価するために必要な放射性ジルコニウムトレーサの製造と精製を行った。

キーワード：高レベル放射性廃棄物、放射性ジルコニウム、電子ライナック、AVF サイクロトロン、溶媒抽出

1. 緒言

原子力エネルギーの利用により発生する高レベル放射性廃棄物の具体的な最終処分については決定していない状況にある。そこで、処分に関わる負担を減らすため、核分裂生成物中の有用な元素（ジルコニウム等）を積極的に回収し再利用することが提案されている。再利用のためには、共存する長半減期の ^{93}Zr（1.61x10^{6} 年）の内部被ばくを考慮したクリアランスレベルの設定が必要となる。本発表では、内部被ばく評価の検討に使用する放射性ジルコニウムトレーサ（キャリアフリーおよびマクロ量）の作成について報告を行う。

2. 実験方法

キャリアフリーのジルコニウム（^{88}Zr）は、理化学研究所仁科加速器研究センターの AVF サイクロトンを用い、イットリウム金属箔に重陽子を照射して製造した。ジルコニウムの精製には、金属箔を塩酸で溶解したのち 0.1 M HCl に調製し、0.5 M テノイル・トリフルオロ・アセトンのキシレン溶液による溶媒抽出法を用いた[1]。^{88}Zr の精製を評価するために、副生成物である ^{88}Y の放射能測定を行った。マクロ量の放射性ジルコニウム（^{89}Zr および ^{95}Zr）は、京都大学原子炉実験所の電子ライナックを用い、酸化ジルコニウム粉末に光量子を照射して製造した。これらの核種については、特に精製は行わなかった。

3. 結果

溶媒抽出により ^{88}Y は検出限界以下まで除去でき、^{88}Zr の回収率は 95%以上であった。^{89}Zr は、半減期が短いが比放射能が高いため、測定時間を短縮できるトレーサーを製造することができた。^{95}Zr は、逆に、比放射能が低いが半減期が長いため、長期間にわたる核種の挙動を追跡できるトレーサーを製造することができた。これらのジルコニウムトレーサを固液分配実験および動物実験に供した。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものである。

参考文献

[1] Kubota et al.: RIKEN Accel. Prog. Rep. 50, 254 (2017)

---

*Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Maiko Ikegami[1], Sota Tanaka[1], Kayoko Iwata[1], Rui Akayama[1], Tomoyuki Takahashi[1], and Sentaro Takahashi[1]
[1]Kyoto Univ.

使用済燃料から回収されたジルコニウムの再利用による被ばく線量の試算 (2) Zr の土壌-水溶液間での分配係数

Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel (2) Soil-Liquid Distribution Coefficient of Zirconium

*福谷哲[1]、窪田卓見[1]、岩田佳代子[1]、田中草太[1]、池上麻衣子[1]、高橋知之[1]、高橋千太郎[1]
[1]京都大学

回収ジルコニウムの再利用による被ばく線量の評価に資するため、評価上重要なパラメータとなる Zr の分配係数を土壌-溶液系で求めた。

キーワード：ジルコニウム、耕作地土壌、森林土壌、分配係数

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物中の長寿命核分裂生成物を革新的な核反応制御法を開発して核変換し、安定核または短寿命核種に変換して廃棄物を低減化し、また同時に資源利用できる有用な元素を回収して再利用しようとする研究が行われている。本研究ではジルコニウムを対象にし、回収ジルコニウムの再利用による被ばく線量の評価に資するため、評価上重要なパラメータとなる Zr の分配係数を土壌-溶液系で求めた。

2. 実験材料および方法

AVF サイクロトロン(理化学研究所)においてイットリウム(Y)から Y(d, X)^{88}Zr 反応により作成した ^{88}Zr (半減期 83.4 日)溶液を使用した。土壌には京大炉敷地内の耕作地(畑)から採取した土壌と岩手大学演習林から採取した土壌を用いた。土壌 4.0g と ^{88}Zr 溶液 40mL を 50mL 容量の遠沈管に取り、約 200rpm で 24 時間振とうさせながら固液接触を行った。固液接触開始から 2、4、6、8、12、24 時間後に遠心分離し上澄み液 1mL を採取して測定試料とした。各測定試料採取後、遠沈管をよく振り、振とうに戻した。実験は各土壌それぞれ 2 系統で行った。試料中 ^{88}Zr の測定は Ge 半導体検出器で行った。

3. 結果と考察

耕作地を用いて行った実験(A, B 2 系統)の ^{88}Zr のγ線(393keV)を測定した結果を、横軸に接触時間を縦軸に液中 ^{88}Zr 濃度 (cps/mL)を取り図 1 に示す。0 時間の点は原液中の ^{88}Zr 濃度を示した。^{88}Zr の吸着量は初めの 2 時間で大きい値を取り、その後 24 時間でほぼ平衡状態に達すると考えられる。これより算出される 24 時間後時点での分配係数は約 1.3E+03（L/kg）であり、同様に求めた耕作地土壌の分配係数は約 1.0E+04（L/kg）であった。

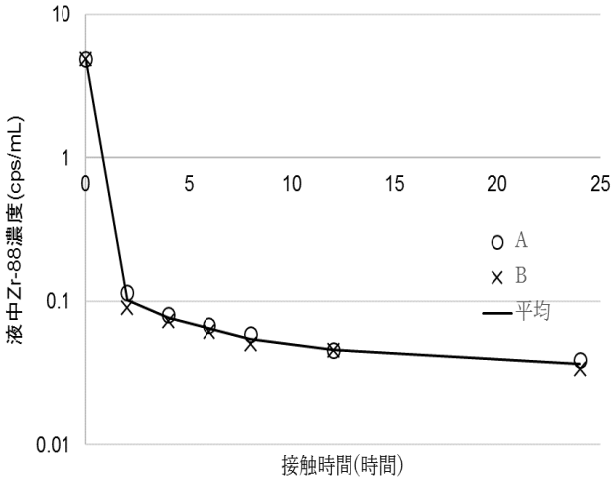


図 1. 液相中 ^{88}Zr 濃度の経時変化

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Satoshi Fukutani[1], Takumi Kubota[1], Kayoko Iwata[1], Tomoyuki Takahashi[1], Sota Tanaka[1], Maiko Ikegami[1] and Sentaro Takahashi[1]
[1]Kyoto Univ.

使用済燃料から回収されたジルコニウムの再利用による被ばく線量の試算 (3) ZrO2 の生物学的半減期および消化管吸収率

Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel
(3) Biological Half-Life and Gastrointestinal Absorption of ZrO_2

*岩田 佳代子[1]，窪田 卓見[1]，高橋 知之[1]，福谷 哲[1]，高橋 千太郎[1]
[1]京都大学

回収ジルコニウムが酸化ジルコニウムとして再利用された場合の経口摂取に伴う公衆の内部被ばく線量を評価するため、酸化ジルコニウムの実験動物における生物学的半減期および消化管吸収率を求めた。

キーワード：酸化ジルコニウム，体内滞留率，生物学的半減期，消化管吸収率

1. 緒言

原子力発電所の使用済燃料からジルコニウム（Zr）を回収して資源として再利用しようとする試みが行われている。その場合、回収された Zr に含まれる放射性同位体によって生じる放射線被ばく影響を未然に防ぐ方策が必要である。そこで、本研究では回収された Zr が酸化ジルコニウム（ZrO_2）として再利用された場合の経口摂取に伴う内部被ばく線量を評価するため、ZrO_2 を実験動物に経口投与し、生物学的半減期および消化管吸収率を求めた。

2. 実験材料および方法

京都大学電子ライナックを用いて ZrO_2 を標的物質として $^{96}Zr(\gamma,n)^{95}Zr$ 反応で生成された $^{95}ZrO_2$ を使用した。ZrO_2 の経口投与には、生後 7-8 週齢の雌性 Wistar 系ラット 5 匹を用いた。

ZrO_2 はラット用カニューレを用いて水とともに 16 時間の絶食を実施したラットの胃に直接投与した。体内の $^{95}ZrO_2$ を NaI 検出器を対向させた全身計測装置を用いて経時的に測定し体内滞留率を求め、生物学的半減期および消化管吸収率を推定した。

3. 結果・考察

結果を図 1 に示す。ラット体内の $^{95}ZrO_2$ は、投与後排泄が始まるまで約 6 時間滞留した後、生物学的半減期 3.0 時間で減衰した。投与後 30 時間以降ではいずれの個体中の $^{95}ZrO_2$ も測定下限値以下であったが、投与後 30 時間（滞留率 0.38%）までの減衰は 1 成分で極めて強い相関関係にあり、消化管吸収率は非常に低いことが推察された。シュウ酸ジルコニウムを成体ラットに投与した際に認められた 2 成分での減衰傾向[1]における第 2 成分の生物学的半減期（49-55 日）を参考に消化管吸収率を推定した場合でも、消化管吸収率は 0.38%以下となった。これらの結果は ICRP の消化管モデルとして勧告されている値の妥当性を示している。

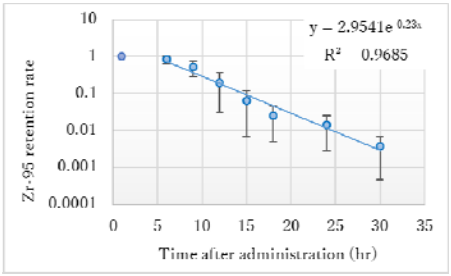


図 1. $^{95}ZrO_2$ のラットにおける体内滞留率

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] Shiraishi, Y. and Ichikawa, R. Health Phys. **22**, pp. 373-378 (1972)

---

*Kayoko Iwata[1], Takumi Kubota[1], Tomoyuki Takahashi[1], Satoshi Fukutani[1] and Sentaro Takahashi[1]
[1]Kyoto Univ.

使用済燃料から回収されたジルコニウムの再利用による被ばく線量の試算 （4）耐熱ジルコニウム質レンガによる公衆の被ばく線量評価

Preliminary Calculation of Exposure Dose by Recycling of Zirconium Recovered from Spent Fuel
(4) Evaluation of Public Exposure Dose by Zirconium Refractory Bricks

*高橋知之[1]、赤山類[1]、田中草太[1]、岩田佳代子[1]、窪田卓見[1]、福谷哲[1]、池上麻衣子[1]、高橋千太郎[1]
[1]京都大学

回収ジルコニウムが耐熱ジルコニウム質レンガに使用された後に産業廃棄物処分場に埋設処分されることを想定し、埋設処分に起因する公衆の被ばく線量評価を実施した。

キーワード：ジルコニウム、耐熱レンガ、産業廃棄物、被ばく線量評価

1. 緒言

原子力発電所の使用済燃料からジルコニウムを回収して再利用した場合、その一部は耐熱ジルコニウム質レンガに使用されることが想定される。このレンガが使用後に産業廃棄物処分場に埋設処分され、処分場の浸出水とともに地下水に移行することにより、公衆に被ばくをもたらす経路が想定される。この経路について、既存のモデル、パラメータ及び本研究で得られた結果を用いて、被ばく線量評価を実施した。

2. 評価モデル及びパラメータ

被ばく線量評価は、主な原子炉施設から発生するコンクリート及び金属のクリアランスレベルの評価方法[1]に準じて実施した。ジルコニウムが産業廃棄物処分場から浸出水に溶出して帯水層に移行する経路の評価には、元素依存パラメータである放出係数が用いられるが、この放出係数はジルコニウムについては与えられていない。このため、65.7%の酸化ジルコニウムを含むレンガからの溶出率を測定したところ、168時間後においても 10^{-5}(%)を下回っていた。また、ジルコニウムの土壌における分配係数は 10^{3}〜10^{4} (L/kg)程度であった。これらの結果から、ジルコニウムが他の遷移元素に比べて液相に溶出しやすいという特徴は見られず、放出係数としてマンガンやコバルトに設定された 3×10^{-2}(-)を用いることは妥当であると考えられる。また、経口摂取に関する線量係数は、国際放射線防護委員会が勧告する値を使用した。

3. 結論

インゴット中の ^{93}Zr 濃度をジルコニウム 1g あたり 1 Bq と仮定し、このジルコニウムが酸化ジルコニウムとして耐熱レンガに使用された後、産業廃棄物処分場から浸出水に溶出して帯水層に移行し、下流側で汲み上げられた井戸水が飲用水として経口摂取される経路に対して線量評価を保守的に実施した結果、年間の預託実効線量は 8.3×10^{-6} mSv と試算された。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会：主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて(1999).

---

*Tomoyuki Takahashi[1], Rui Akayama[1], Sota Tanaka[1], Kayoko Iwata[1], Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani, [1] Maiko Ikegami[1], Sentaro Takahashi[1]
[1]Kyoto Univ.

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

[2F01-05] Uncertainty Evaluation 2

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:50 AM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F01] Uncertainty quantification of BWR core characteristics due to uncertainty of void correlations

*Motohiro Ito[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Takashi Yoshii[2], Tsuyoshi Ama[2] (1. Nagoya Univ., 2. TEPCO SYSTEMS)

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Uncertainty analysis using CASMO5/SIMULATE-5 with JENDL-4.0 covariance data

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Analysis of the effect of a resonance elastic scattering model on calculated isotopic compositions and others for light water reactor burnup fuels

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

10:00 AM - 10:15 AM

[2F04] Evaluation of ^{244}Cm inventory considering effect of adjacent fuel assemblies in a typical loading pattern

*Shunsuke SATO[1], Yasushi NAUCHI[1] (1. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[2F05] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

*Rei Kimura[1], Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1], Shungo Sakurai[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ボイド相間式の不確かさに起因する BWR 炉心特性の不確かさ評価

Uncertainty quantification of BWR core characteristics due to uncertainty of void correlations

*伊藤 基尋[1]，山本 章夫[1]，遠藤 知弘[1]，吉井 貴[2]，阿萬 剛史[2]
[1]名古屋大学，[2]株式会社テプコシステムズ

BWR の熱水力計算は、炉心核特性に大きな影響を持つことが経験的に知られている。本研究では、ボイド相関式の不確かさが BWR の炉心核特性の不確かさに与える影響をランダムサンプリング法によって評価した。

キーワード：ボイド相関式，熱水力，不確かさ解析，炉心特性，沸騰水型軽水炉

1. 緒言

炉心解析で用いられる数値シミュレーションに付随する不確かさ評価は、安全性、信頼性、経済性などの多くの観点から重要となる。熱水力計算で計算されるボイド率は炉心特性に大きな影響を持つため、特に BWR の炉心核特性を予測する上で重要となる。一方で、ボイド率には大きな不確かさがあるという知見があり、炉心核特性パラメータへの影響の定量的な評価が必要である。

2. 検証方法

ボイド相間式に基づき評価されたボイド率には、およそ 8%程度の不確かさ(不確かさは相対標準偏差 1σ を意味する、以下同様)があるとされている[1]。2 相流体の熱水力計算において、ドリフトフラックスモデルが広く使われており、気液速度の関係を決定するパラメータとして、分布定数という概念がある。本研究では、ランダムサンプリング法によって分布定数に不確かさを与えることで、間接的にボイド率が想定される不確かさを持つように摂動量を定量化した。本来であればボイド率に 8%の不確かさを与えるべきであるが、炉心解析における数値計算上の問題により、4.5%程度の不確かさを与えることとした。Peach Bottom 2 号機ベンチマーク問題について、第 3 サイクルまでを対象とし、炉心解析コード SIMULATE-3 を用いて、上記のボイド率の摂動量によって炉心核特性が受ける不確かさを定量的に評価した。

3. 解析結果

各サイクルで得られたボイド率の不確かさに起因する臨界固有値の不確かさを図 1 に示す。この結果から、±4.5%のボイド率の摂動は、臨界固有値に対して±0.5%Δk/k 程度以下の不確かさを与えることが分かる。

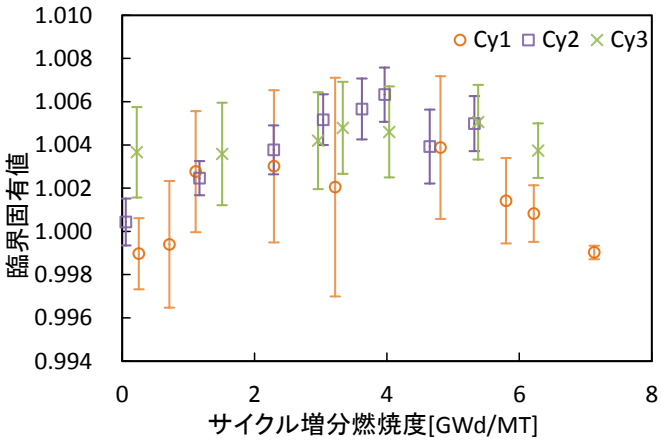


図 1　各燃焼度における臨界固有値の不確かさ

4. 結論

ボイド相間式の不確かさ評価として、分布定数に摂動を与え、ボイド率の不確かさに起因する炉心特性値の不確かさ評価を行った。より適切な摂動量の定量化方法の検討や、サブクール沸騰の不確かさを考慮に入れたランダムサンプリング法の適用などが今後の課題である。

参考文献”

[1] Y.Aounalla, P.Coddington, *Assessment of Fraction Prediction Using the RETRAN-3D and CORETRAN-01/VIPRE-02 Codes*, INIS-CH--022, Paul Scherrer Inst., IV (1999), pp.17-28.

---

*Motohiro Ito[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Takashi Yoshii[2], Tsuyoshi Ama[2]
[1]Nagoya Univ., [2]TEPCO SYSTEMS Corp.

JENDL-4.0 共分散データに基づく CASMO5/SIMULATE-5 を用いた不確かさ評価 (2)UAM ベンチマーク問題（Phase I における炉心体系）の解析

Uncertainty analysis using CASMO5/SIMULATE-5 with JENDL-4.0 covariance data;
(2) Analysis of UAM benchmarks (Core models on Phase I)

*藤田 達也，酒井 友宏
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

評価済核データライブラリ JENDL-4.0 で整備された共分散データに基づき、CASMO5/SIMULATE-5 を用いた不確かさ評価を実施している。本稿では、OECD/NEA/NSC 主催の UAM ベンチマーク問題（Phase I における炉心体系）を解析した結果について報告する。

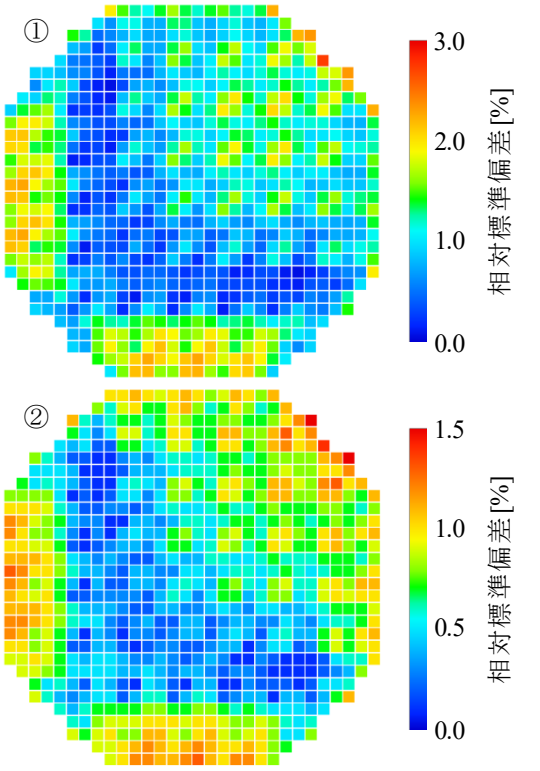
キーワード：不確かさ評価，CASMO5/SIMULATE-5，JENDL-4.0，ランダムサンプリング法，UAM ベンチマーク問題

1. 序論　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して不確かさを考慮した最適評価を志向する国際的動向を踏まえ、評価済核データライブラリ JENDL-4.0 で整備された共分散データに基づき、炉心核特性解析コード CASMO5/SIMULATE-5 を用いた不確かさ評価に取り組んでいる。2017 年春の年会では、OECD/NEA/NSC 主催の UAM ベンチマーク問題（Phase I）[1]のうち、CASMO5 を用いた集合体体系の解析結果を報告した。本稿では、CASMO5/SIMULATE-5 を用いて炉心体系を解析した結果について報告する。

2. 評価方法及び評価項目　ランダムサンプリング法による不確かさ評価では、まず、核データ処理コード NJOY により核反応断面積の共分散行列を作成し、これを特異値分解することで、特異値及び特異ベクトルを得た。次に、正規乱数を用いて断面積摂動量を計算することで CASMO5 用摂動ライブラリを作成し、CASMO5/SIMULATE-5 による一連の解析を実施した。これを 1000 回繰り返した。最後に、炉心核特性パラメータ（炉心実効増倍率、径方向/軸方向炉心出力分布など）の結果を統計処理することで、これらの不確かさを評価した。

3. 評価結果　評価結果の一例として、Peach Bottom 2 号機の炉心体系（高温零出力条件）における径方向炉心出力分布の相対標準偏差について、本稿の計算値（以下「評価値」という。）及び文献[2]により報告されている UAM ベンチマーク問題の参加機関の平均値（以下「文献値」という。）を図 1 に示す。評価値と文献値を比較したところ、径方向分布については同等の傾向である一方で、相対標準偏差については評価値の方が大きかった。この理由について考察するため、一例として、当該相対標準偏差に対する寄与が大きい ^{235}U の核分裂スペクトルの相対標準偏差に着目し、文献[2]において使用されている 44 群 SCALE 共分散ライブラリ中のものと同じ 44 群で JENDL-4.0 を処理したものを、図 2 に示すとおり比較した。JENDL-4.0 中の ^{235}U の核分裂スペクトルの相対標準偏差は、44 群 SCALE 共分散ライブラリ中のものと比較して過大である。このことから、評価値と文献値の差異については、評価済核データライブラリの種類等に起因するものと考えられる。

4. 結論　JENDL-4.0 で整備された共分散データに基づき、CASMO5/SIMULATE-5 を用いて、UAM ベンチマーク問題（Phase I における炉心体系）を解析した。評価値と文献値には差異が生じたが、評価済核データライブラリの種類等の違いによるものであると考えられる。



平均二乗偏差の比較 ①: 1.2% > ②: 0.7%

図1　径方向炉心出力分布の相対標準偏差（①：評価値、②：文献値）

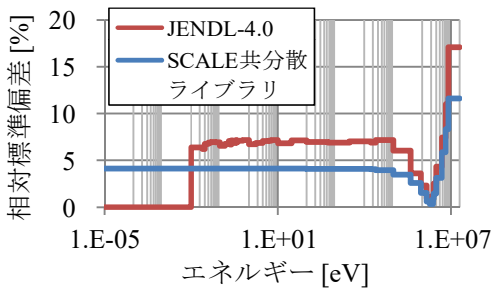


図2　^{235}Uの核分裂スペクトルの相対標準偏差の比較

参考文献

[1] K. Ivanov et al., *Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs; Volume I: Specification and Support Data for Neutronics Cases (Phase I)*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2013)7, (2013).
[2] R. N. Bratton et al., "OECD/NEA Benchmark for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for LWRs – Summary and Discussion of Neutronics Cases (Phase I)," *Nucl. Eng. Technol.*, **46**[3], 313-342, (2014).

*Tatsuya Fujita and Tomohiro Sakai
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

軽水炉燃焼燃料の核種組成等の計算における共鳴弾性散乱モデル適用の効果の解析

Analysis of the effect of a resonance elastic scattering model on calculated isotopic compositions and others for light water reactor burnup fuels

*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

軽水炉燃料の燃焼計算の不確かさについての知見を蓄積するために、UO_2 及び MOX 燃料集合体の燃焼計算において、共鳴中性子領域における弾性散乱モデルとして、従来の漸近モデルに替えて共鳴弾性散乱モデルを適用する場合の燃焼核種組成、燃料集合体反応度等に与える効果を解析した。

キーワード：軽水炉、UO_2 燃料、MOX 燃料、共鳴弾性散乱モデル、核種組成、燃料集合体反応度、CASMO5

1. 概要

燃料集合体核計算コード CASMO5 により、軽水炉の燃焼後燃料の核種組成測定値を解析し、計算の不確かさについて評価した結果を報告したが、[1] その際、共鳴エネルギー領域における弾性散乱モデルは、従来の標的核の熱運動と共鳴散乱を無視する漸近モデルを用いた。今回、これらを厳密に扱うモデル（共鳴弾性散乱モデル）[2]を適用する場合の核種組成等へ効果について知見を蓄積するために、軽水炉の代表的な UO_2 及び MOX 燃料集合体を設定し、核種組成、燃料集合体反応度等への影響について解析した。

表 1 軽水炉燃料集合体仕様の概略

燃料	PWR		BWR	
	UO_2	MOX	UO_2	MOX
格子	17x17	17x17	9x9	8x8
集合体平均濃縮度又はPu富化度(wt%)	4.7	9.1	3.8	4.0
ガドリニア入り燃料棒本数/ガドリニア濃度(wt%)	24/10.0	–	12/8.0	11/3.0

2. 解析対象及び解析条件

PWR 及び BWR の UO_2 燃料及び MOX 燃料集合体について設定した主な仕様を表 1 に示す。幾何形状は燃料集合体 2 次元体系（反射境界条件）とした。出力運転状態の燃料集合体を模擬するように、燃料ペレット及び減速材を含む構造材の温度は、それぞれ PWR は 700℃及び 303℃、BWR は 520℃及び 286℃とした。燃料集合体平均燃焼度について 0 から 70GWd/t までの計算を実施するとともに、代表的な燃焼度点において燃料ペレット温度を 1500℃とする場合のドップラー反応度も計算した。

3. 解析コード

燃料集合体核計算には、CASMO5 を使用して燃焼計算を行い、^{238}U に共鳴弾性散乱モデルを適用する場合と漸近モデルを適用する場合を比較した。CASMO5 の核データライブラリは JENDL-4.0 をベースとして作成されたものを使用した。

4. 解析結果

共鳴弾性散乱モデルの適用は、漸近モデルに比べ、^{238}U の共鳴吸収を増加させる効果があり、主に ^{239}Pu の生成量を増加させる。燃料ペレット（集合体平均）中の ^{239}Pu 原子数密度の共鳴弾性散乱モデルと漸近モデルの相対差を PWR 及び BWR の UO_2 燃料を例にとり図 1 に示す。この図の BWR の結果はチャンネル内ボイド率 40%の結果である。共鳴弾性散乱モデルの効果は、燃料温度に依存するので、燃料温度を高く設定した PWR 燃料では BWR 燃料より効果が大きい。

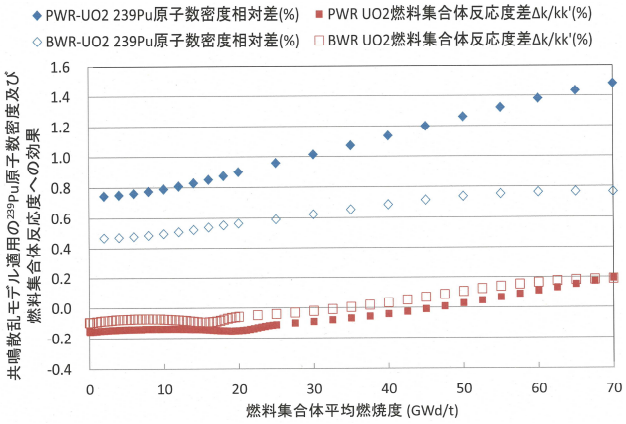


図 1 軽水炉燃料集合体の燃焼計算に共鳴弾性散乱モデルを採用する場合の ^{239}Pu 組成及び燃料集合体反応度への効果

燃料集合体の反応度について、共鳴弾性散乱モデルの燃焼初期での効果は、前記の ^{238}U の共鳴領域での中性子捕獲反応が増加することにより、PWR 及び BWR 燃料集合体について負の効果である。[3] 一方、図 1 の例に示すように、^{239}Pu 等の核分裂性 Pu の生成量が燃焼とともに増加することによる正反応度が加わることより、負の効果を相殺し、燃焼後半では正に転ずる。燃焼初期から燃料が取り出される燃料集合体平均燃焼度 45GWd/t までの範囲を考えると、PWR UO_2 燃料集合体では、−0.150～−0.010% Δk/kk'、同 MOX 燃料集合体では、−0.130～−0.080% Δk/kk'、BWR UO_2 燃料集合体では−0.100～+0.070% Δk/kk'、同 MOX 燃料集合体では、−0.080～0.010% Δk/kk'の効果がある。また、燃焼時点のドップラー反応度への効果は、図は示していないが、8 から 12%絶対量を増加させるものであり、未燃焼時 [3]と同程度であった。

参考文献 1) T. Yamamoto, T. Sakai, D. Iwahashi. Analysis of measured isotopic compositions by CASMO coupled with a JENDL-base library for irradiated fuel of light water reactors. J. Nucl. Sci. Technol. 54, 391-403 (2017). 2) D. Lee, K. Smith, J. Rhodes. The impact of ^{238}U resonance elastic scattering approximations on thermal reactor Doppler reactivity. Annals of Nuclear Energy. 36, 274-280 (2009). 3) T. Yamamoto, T. Sakai. Analysis of fuel temperature effects on reactivity of light water reactor fuel assemblies by using MVP-2 adopting exact resonance elastic scattering model. J. Nucl. Sci. Technol. 53, 1662-1671 (2016).

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

典型的な燃料装荷パターンにおける隣接燃料の影響を考慮した ^{244}Cm 量の評価

Evaluation of ^{244}Cm inventory considering effect of adjacent fuel assemblies in a typical loading pattern

*佐藤 駿介[1]，名内 泰志[1]

[1]電中研

典型的な PWR 平衡炉心の燃料装荷パターンに従う 3×3 燃料集合体モデルを用いて、隣接燃料の影響による集合体内の燃料棒燃焼度分布の非対称性を考慮した燃焼計算を行い、^{244}Cm 量を評価した。

キーワード： ^{244}Cm 量，燃料装荷パターン，マルチ集合体体系，燃焼計算，MVP-BURN

1. 緒言

通常、燃料集合体の核種組成を評価するための燃焼計算は、2 次元単一集合体体系において燃料棒配置の回転対称性を考慮して実施される。一方で、実機の燃料装荷パターンにおいては、燃料タイプやサイクル数、燃焼度などが異なる燃料が隣接するため、集合体内燃料棒毎の燃焼度や核種インベントリは非対称な分布となる。この際、燃焼度に対して非線形に増加する核種は、集合体平均燃焼度が同じでも、燃料棒燃焼度の分布が異なる場合にはインベントリが変化する。中でも、使用済燃料中の中性子源核種として代表的な ^{244}Cm は燃焼度に対してべき乗で増加するため、隣接燃料考慮の有無でインベントリが異なることが予想される。今回の検討では、典型的な燃料装荷パターンにおける隣接燃料の効果を考慮した燃焼計算を行い、隣接燃料考慮の有無による ^{244}Cm 量の差異を評価した。

2. 計算条件

3 ループ PWR 平衡炉心における典型的な燃料装荷パターン[1]において、4 サイクル取り出しとなるウラン燃料集合体を対象として評価を実施した。まず、1/8 対称性を考慮した通常の単一集合体燃焼計算を実施した。次に、その計算により得られた組成の燃料を装荷パターンに従って周囲に 8 体配置した 3×3 集合体燃焼計算をサイクルごとに実施した。この際、中心燃料は対称性を考慮せず燃料棒 1 本ごとに別々の燃焼マテリアルとし、隣接燃料は装荷パターンに従った当該サイクル中期の組成で固定とした。また、鉛直方向を 24 ノードに分割し、鉛直方向のサイクル毎の到達燃焼度分布と減速材密度分布を仮定して、ノード毎に 2 次元計算を実施した。なお、計算コードには MVP-BURN、断面積ライブラリには JENDL-4.0、燃焼チェーンには ChainJ40 の汎用チェーンを使用した。

3. 計算結果

各サイクル末期におけるノード平均 ^{244}Cm 量に関して、隣接燃料を考慮した場合(“asym”)と考慮しないの場合(“sym”)の相対差異を右図に示す。各ノード平均燃焼度は両者で同じである。図より、隣接燃料考慮の有無により発生する ^{244}Cm 量の差異は、サイクル毎に隣接燃料が変更されることにより、燃焼とともに低減されることがわかる。また、今回の計算条件では、燃料取り出し時点において単一集合体燃焼計算が ^{244}Cm 量を過大評価する結果となった。

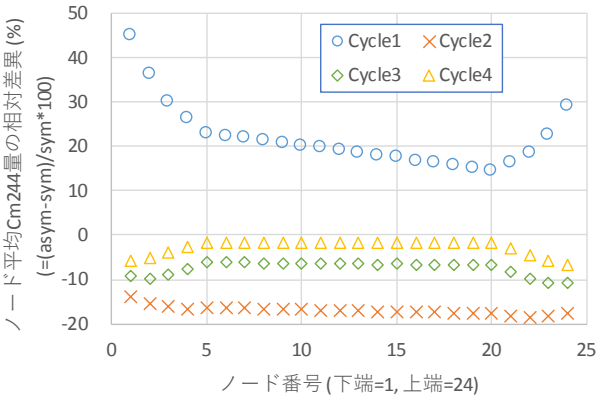


図　隣接燃料考慮の有無によるノード平均^{244}Cm量の相対差異

4. 結論

燃焼計算において隣接集合体考慮の有無により発生する ^{244}Cm 量の差異は燃焼とともに低減される。

5. 今後の展開

今回の評価において仮定したノード平均燃焼度の鉛直方向分布を 3 次元単一集合体直接燃焼計算により得られる分布に置き換えるなど、^{244}Cm 量評価の前提となる計算条件の高度化を図る。

参考文献

[1] Y. Nauchi, T. Kameyama and A. Sasahara, “Numerical Simulations of Neutron Transport in Spent LWR Fuel Assemblies for Burnup Credit Application Techniques,” Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality (ICNC) 2011.

*Shunsuke Sato[1] and Yasushi Nauchi[1]

[1]CRIEPI

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築
(4) TRU 核種断面積のライブラリ間差異が放射性毒性評価結果へ与える影響に関する検討

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor
(4) Effect of TRU nuclide cross section differences between libraries for radiotoxicity

*木村 礼[1]，平岩 宏司[1]，吉岡 研一[1]，櫻井 俊吾[1]，和田 怜志[1]，杉田 宰[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

使用済み燃料中の超ウラン元素（TRU）の放射性毒性は少数の核種が大きな影響を持っている事がこれまでの検討で明らかにされている．これらの TRU 核種の生成・消滅量評価の基礎となる断面積はライブラリ間で差異がある事が知られており，本発表では，このライブラリ間の差異が放射性毒性評価結果へ与える影響を評価し，今後核データの精度を向上すべき核種・エネルギー領域を明らかにする．

キーワード：環境負荷低減，放射性毒性，核データライブラリ，JENDL，JEFF，ENDF，TRU

1. 緒言

軽水炉から取り出される使用済み燃料中の超ウラン核種（以下，TRU）減容や潜在的放射性毒性の低減のための研究[1]を進めている．本研究における TRU 核種の生成・消滅量評価の基礎データである評価済み核データはライブラリ間で差異がある事が知られている．本研究では TRU 核種断面積のライブラリ間差異が TRU 生成量や放射性毒性の量に対してどの程度の影響を持つか評価を行い，今後，核データの精度向上が望まれる核種を抽出した．

2. 解析条件

解析体系は 9×9A 型 BWR 燃料集合体とし，MVP-BURN[2]を用いて燃焼計算を実施した．この時，基準ケースのライブラリには全核種 JENDL-4.0u[3]を用いた．更に，U 及び TRU 核種の断面積を 1 核種ずつ個別に ENDF/B-VII.1[4]又は JEFF-3.2[5]に変更してそのどの核種においてライブラリ間の TRU 生成量の差異を評価した．

3. 解析結果

図 1 に放射性毒性の観点で重要核種である Pu-238 の取出し燃焼度(45GWd/t)での生成量に対する，基準ケースとの比を示す．本図に示される様に，Pu-238 の断面積を JEFF-3.2 に置き換えたケースでは Pu-238 の生成量を 9%以上過小評価している事が分かった．このほかにも Am-241，Am-243 で放射性毒性の大きな TRU 核種に対して 8%以上の生成量の差異について報告する．

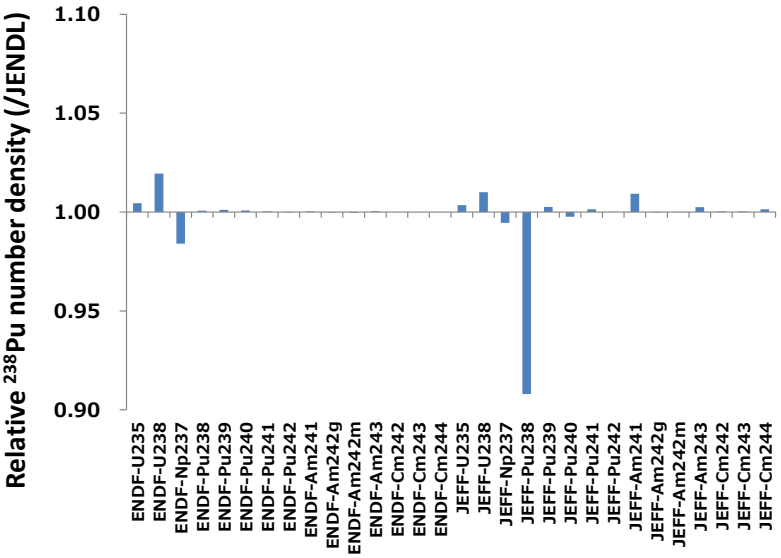


図 1 Pu-238 生成量に対する各核種の断面積の影響

4. 結論

環境負荷低減の観点から重要な核種の生成量評価結果に対して，ライブラリ間の差異が 9%以上と大きな影響を持つ事を明らかにした．今後，これらの核種の断面積の精度向上が望まれる．本研究は，平成 28 年度文部科学省原子力システム開発事業の一環として，東芝エネルギーシステムズが実施した成果の一部である．

[1] 平岩 他，2017 秋の大会 2M15.[2] Okumura K.,et.al. "Validation of a Continuous-Energy Monte Carlo Burn-up Code MVP-BURN and Its Application to Analysis of Post Irradiation Experiment", J. Nucl. Sci. Technol., 37, 128 (2000). [3] K. Shibata, et. al. J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011) [4] M.B. Chadwick, et. al. Nuclear Data Sheet. 112(12) 2887-2996(2011), [5] The JEFF team, http://www.oecd-nea.org/dbdata/jeff, (2014)

*Rei Kimura[1], Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1], Shungo Sakurai[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugiata[1]
[1] Toshiba Energy Systems & Solutions.

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

[2F06-09] Criticality Safety

Chair: Yasushi Nauchi (CRIEPI)

Tue. Mar 27, 2018 10:50 AM - 11:55 AM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F06] Impact of the uncertainty of the PIE analysis on the criticality analysis

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

10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Criticality safety analysis in falling down of fuel debris in water

*Takeshi Muramoto[1], Jun Nishiyama[2], Toru Obara[2] (1. School of Environment and Society Transdisciplinary Science and Engineering Nuclear engineering Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Coupled analysis on the corium spreading and recriticality by JUPITER and MVP

*Susumu Yamashita[1], Kenichi Tada[1], Hiroyuki Yoshida[1], Kenya Suyama[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Radiation Dose by Super Critical Condition of Fuel Debris in Water

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

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

照射後試験解析の不確かさが臨界性評価に与える影響評価

Impact of the uncertainty of the PIE analysis on the criticality analysis

*多田 健一[1]、須山 賢也[1]

[1]原子力機構

東京電力福島第一原子力発電所事故で生じた燃料デブリの臨界性評価の不確かさ推定のため、照射後試験(PIE)の各核種の測定値と計算値の差異(不確かさ)が実効増倍率に与える影響について評価した。その結果、PIE 解析の不確かさが無限ピンセル体系の実効増倍率に与える影響は 3%Δk/k 以下であることが分かった。

キーワード：SWAT4.0、MVP、ORIGEN2、BWR、照射後試験、2F2DN23、燃料デブリ、臨界性評価

1. 緒言

JAEA では、MVP と ORIGEN2 を組み合わせた燃焼計算コード SWAT4.0 を用いた照射後試験解析を進めており、BWR 炉心体系、PWR 炉心体系共に高い精度で核種生成量を評価できることを確認した[1-2]。そこで本研究では、BWR 炉心(福島第二原子力発電所 2 号機)を対象とした 2F2DN23 での PIE 解析において、各核種の生成量の不確かさが無限ピンセル体系の実効増倍率に与える影響を評価した。

2. 計算体系及び計算条件

計算体系は 2F2DN23 燃料集合体の燃料棒と同じサイズの燃料ピンを H/U 比が集合体体系と同じになるようにピンピッチを調整した無限ピンセル体系である。本体系において、全核種の原子数密度を測定値とした場合と、各核種を SWAT4.0 の解析値とした場合とで実効増倍率を比較した。なお、ピンセル体系の計算には MVP-2.0 を、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた。

表1 各核種の原子数密度を測定値から解析値に変更した場合の実効増倍率の差異

		SF99-2	SF99-3	SF99-4	SF99-5	SF99-6	SF99-7	SF99-8	SF99-9
k_{eff}	base	1.23021	1.08991	1.08114	1.07787	1.20595	1.18318	1.25271	1.29049
1σ		0.005%	0.006%	0.006%	0.006%	0.006%	0.006%	0.006%	0.005%
相対差異：(k'-k)/k	^{235}U	*0.55%*	*0.29%*	*1.48%*	*0.43%*	*0.25%*	0.04%	*0.32%*	*0.37%*
	^{238}U	-0.01%	0.00%	0.03%	0.02%	-0.02%	-0.02%	0.00%	0.01%
	^{237}Np	0.02%	0.07%	0.02%	0.08%	0.04%	0.07%	0.04%	0.03%
	^{238}Pu	-0.03%	-0.02%	-0.02%	-0.05%	-0.01%	-0.03%	-0.01%	0.00%
	^{239}Pu	*-0.17%*	*-0.21%*	*0.82%*	*0.33%*	*-0.34%*	*-0.77%*	*-0.28%*	*0.19%*
	^{240}Pu	-0.01%	0.05%	-0.01%	0.05%	0.08%	*0.11%*	0.04%	-0.07%
	^{241}Pu	*-0.13%*	*-0.15%*	0.08%	-0.02%	*-0.22%*	*-0.33%*	*-0.12%*	0.04%
	^{241}Am	-0.03%	0.03%	0.01%	0.04%	-0.01%	0.01%	0.02%	0.01%
	^{134}Cs	0.00%	0.00%	0.01%	0.01%	0.01%	0.01%	0.00%	0.00%
	^{137}Cs	-0.03%	-0.01%	0.02%	0.01%	0.00%	-0.01%	0.00%	0.00%
	^{154}Eu	-0.06%	-0.07%	*-0.10%*	-0.09%	-0.06%	-0.06%	-0.04%	-0.03%
	^{149}Sm		*0.10%*		0.01%		*0.18%*	*0.13%*	0.08%
	^{151}Sm		0.08%		0.08%		*0.11%*	0.07%	0.02%
	^{152}Sm		0.00%		0.04%		0.00%	0.01%	0.01%
	All	*0.24%*	*0.18%*	*2.14%*	*0.76%*	*-0.24%*	*-0.60%*	*0.20%*	*0.63%*

3.解析結果及び考察

表 1 に計算結果を示す。核分裂性核種の生成量の差異が実効増倍率に与える影響は最大で 1.5%Δk/k であるが、FP については燃焼度クレジットにおいて考慮して良いとされる ^{151}Sm や ^{149}Sm でも 0.1～0.2%Δk/k 程度である。最新の計算コードを使用する場合、使用済燃料と類似性の高い MOX 燃料においても、臨界安全ハンドブックで定義される臨界と判断される中性子増倍率 k_c はほぼ 1.0 である。一方、未臨界と判断して良い中性子増倍率である推定臨界下限増倍率 k_L はその定義上の最大値 0.98 であり、臨界計算システムの不確かさは約 2%Δk/k である。現在の臨界安全性評価では、k_L にさらなる安全裕度 Δk_s（3%Δk/k）を考慮した 0.95 を未臨界判定基準（最大許容増倍率 k_a）として採用している。燃焼計算の不確かさに起因した実効増倍率の不確かさが 3%Δk/k 以下であれば、中性子増倍率が 0.95 以下で未臨界であるという従来の未臨界判定基準を適用出来ることが期待できる。表 1 より、2D2DN23 における燃焼計算の不確かさが実効増倍率に与える影響は最大でも 2.1%Δk/k であり、この条件を満たしていることが分かった。燃焼度クレジットを考慮した臨界安全評価を行う場合には、核種組成の不確かさに伴う反応度効果を確認すると共に、その反応度効果の不確かさを取り入れた臨界安全評価の考え方を整理・構築することが求められる。

参考文献 [1] 菊地、多田ら、原子力学会 2016 年春の年会 2O14、[2] 山本ら、JAEA-Technology 2015-019 (2015)

*Kenichi Tada[1] JAEA

燃料デブリの水中落下過程における臨界安全解析

Criticality safety analysis in falling down of fuel debris in water

*村本 武司[1]，西山 潤[2]，小原 徹[2]
[1]東京工業大学大学院　環境・社会学院　融合理工学系　原子核工学コース
[2]東京工業大学　科学技術創成研究院　先導原子力研究所

燃料デブリ取り出しにおける燃料デブリの水中挙動を考慮した臨界計算を行うために，MPS 法を用いた模擬燃料デブリの水中堆積過程の実験と計算を比較した結果，妥当な計算結果が得られた．さらに MPS 法と中性子輸送計算を組み合わせた計算システムを構築し，燃料デブリ蓄積過程の臨界評価が可能であることを明らかにした．

キーワード：福島第一原子力発電所，廃止措置，燃料デブリ，粒子法，臨界安全

1. 緒言

これまでの燃料デブリ臨界安全計算では，燃料デブリの水中落下挙動までは考慮せず，最終的な蓄積形状を保守的にモデル化することによって評価する方法であり，評価精度に改善の余地があると考えられる．

本研究の目的は数値流体解析の一つである MPS 法と中性子輸送計算を組み合わせることにより，燃料デブリ蓄積過程の臨界評価が可能であることを明らかにすることである．

2. 方法

まず，模擬燃料デブリの水中堆積過程の実験と計算を比較し，MPS 法が妥当な計算を行えることを確認した．

さらに模擬燃料デブリ組成の 1cm 角の 1000 個の立方体の気中落下から水中堆積する過程を MPS 法でシミュレートした．シミュレーション結果より，各時刻の燃料デブリの位置情報を抽出し，そのデータをもとに連続エネルギーモンテカルロコード MVP と核データファイル JENDL-4.0 により，各時刻の実効増倍率の変化を計算した．

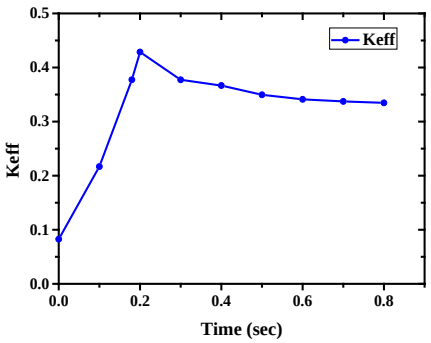


図.1 実効増倍率の時間変化

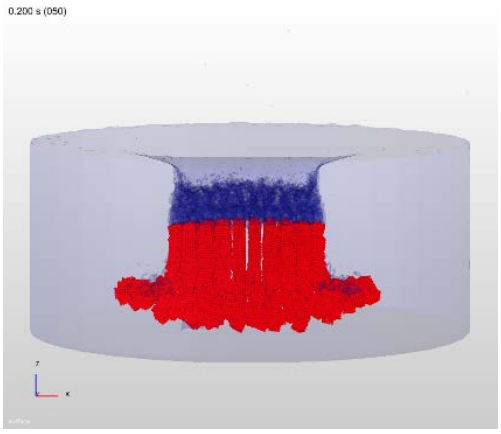


図.2 シミュレーション開始から 0.2 秒後の様子

3. 結果

模擬燃料デブリの気中落下から水中堆積するまでの実効増倍率の時間変化を図.1 に示す．この結果より，図.2 に示すような，気中落下開始から 0.2 秒後の立法体が完全水没し，水中で広がりを持った時に，実効増倍率は最大となった．

以上より，本研究では燃料デブリ蓄積過程の臨界評価が可能であることを明らかにした．

---

*Takeshi Muramoto[1], Jun Nishiyama[2] and Toru Obara[2]
[1]Graduate major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, [2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

燃料デブリ分布と再臨界予測における JUPITER と MVP の連成解析

Coupled analysis on the corium spreading and re-criticality by JUPITER and MVP

*山下 晋[1]，多田 健一[1]，吉田 啓之[1]，須山 賢也[1]

[1]日本原子力研究開発機構

多相多成分熱流動解析コード JUPITER を用いてペデスタル内部のコリウム広がり解析を行い、得られた燃料デブリの組成情報を基に MVP を用いて臨界性評価を行った。JUPITER と MVP の連成解析により、詳細なデブリ分布予測に基づく、現実的な条件下での再臨界の可能性を評価することができる見通しを得た。

キーワード：計算流体力学，溶融・凝固，移行挙動，多成分流，再臨界

1. 緒言

原子力機構では、過酷事故時の炉心溶融挙動に関する現象把握のため、炉内溶融物移行挙動等を現象論的に解析できる多相多成分熱流動解析コード JUPITER [1]を開発している。本報では、デブリ取出しの際に重要な情報となるペデスタル内部の燃料デブリ分布の詳細な予測と、それに基づく燃料デブリの再臨界予測を目的として、JUPITER と連続エネルギーモンテカルロコード MVP[2]の連成解析を行った結果を報告する。

2. JUPITER と MVP による連成解析

図 1 左に略形状を示すペデスタル内部について、３次元 CAD を用いて JUPITER への入力を作成した。下部ヘッド中での溶融物の相分離を仮定し、密度大の溶融燃料、密度小の溶融構造物の順に上部境界面中心に設けた直径 1 m の領域から体系内に流入させた解析を行った。その結果、溶融燃料及び溶融構造物が複雑に混合しながらペデスタル内部へ蓄積し、図 1 右に示すような複雑なデブリ成分分布を形成する結果が得られた。

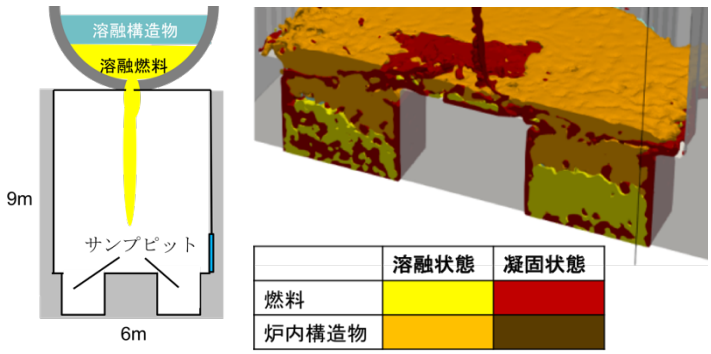


図 1　コリウム広がり計算体系（左）と燃料デブリ分布

表 1　各条件での中性子実効増倍率

	k_{eff}
^{235}U 濃縮度 3.5 wt%	0.63570
^{235}U 濃縮度 4.5 wt%	0.70030
同上 ＋ 除 Boron	0.70064

このデブリ成分分布を用い、サンプピット領域及びその上部のデブリ領域を 9 分割し、それぞれの領域の各成分の原子個数密度を求め、MVP により再臨界の可能性を検討した。その結果、表 1 に示すように、溶融燃料全てが ^{235}U 濃縮度 3.5 wt%及び 4.5 wt%の新燃料であり、中性子吸収材である Boron が無いという厳しい仮定を行った条件であっても、燃料デブリは再臨界に至らないとの結果が得られた。

3. 結論

現象論に基づく詳細な燃料デブリ成分分布予測結果と、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく高精度な核計算を組み合わせることで、過度の保守性を排除した燃料デブリの臨界安全解析を行った。今後、本手法の検証等を進め、1F 廃止措置推進に際し必要と考えられる詳細な臨界安全評価へ貢献していく。

参考文献

[1] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017).

[2] Y. Nagaya, et al., JAERI 1348 (2005).

---

*Susumu Yamashita[1], Kenichi Tada[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Kenya Suyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

水中燃料デブリ超臨界時の線量評価

Radiation Dose by Super Critical Condition of Fuel Debris in Water

*福田 航大[1]，Delgersaikhan Tuya[2]，小原 徹[2]，西山 潤[2]

[1] 東京工業大学 環境・社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース，

[2] 東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

水中に存在する燃料デブリが超臨界となった場合の水位と線量の関係を明らかにすることを目的として空間依存性を考慮した動特性解析及び線量評価を行った結果、燃料デブリの一部が気中に露出しているような状態での線量が最も大きいことが明らかとなった。

キーワード：臨界安全，臨界事故，空間依存動特性解析，燃料デブリ，福島第一原子力発電所廃止措置

1. 緒言

福島第一原子力発電所において燃料デブリの取り出し作業に臨むにあたり、起きうる再臨界事故についての解析を行い、空間線量をあらかじめ評価することは重要である。ただし、このような評価を行うためには、超臨界状態になった燃料デブリについての空間依存の動特性解析を行ったうえで放射線輸送計算を行う必要がある。

本研究は水中に存在する燃料デブリが超臨界となった場合のある点における空間線量と水位の関係を明らかにすることを目的としている。

2. 方法

球形状及び円柱形状の燃料デブリの一部が気中に露出しているような体系や完全に水没しているような体系を複数作成し、それぞれの体系に対して領域依存性を考慮した超臨界過渡解析及び線量評価を行った。例として円柱燃料デブリ体系を図 1 に示す。本研究では連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 による中性子輸送計算で得られた結果を用いて、積分型空間依存動特性解析コード MIK[1]による動特性解析を行った。さらに粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を用いて線量評価を行った。

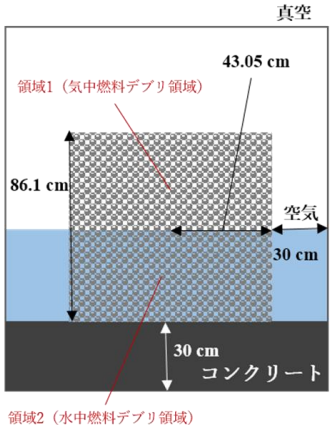


図 1 円柱燃料デブリ体系

3. 結果

図 2 に円柱体系における水位と円柱上面中心から 3 m 上部の点における線量の関係を示す。解析の結果、本研究で想定した体系における燃料デブリ超臨界時の水位と空間線量の関係が明らかになった。特に、燃料デブリの一部が気中に露出しているような状態での線量が最も大きいことが明らかとなった。

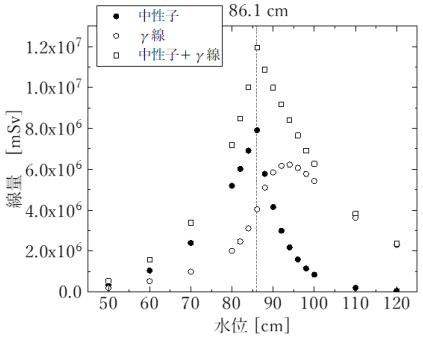


図 2 超臨界時の水位と線量の関係

参考文献

[1] D.Tuya, T.Obara. “Improved approach to multi-region supercritical transient analysis based on the integral kinetic model and Monte Carlo method,” Nuclear Science and Engineering, 188(1), pp.33-42, 2017.

---

*Kodai Fukuda[1], Delgersaikhan Tuya[2] , Toru Obara[2] and Jun Nishiyama[2]

[1] Graduate major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology.,

[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

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

[2F10-12] Analysis Code Development

Chair: Kenji Yokoyama (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 3:30 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F10] Development of a Monte Carlo Solver Solomon for Criticality Safety Analysis

*Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Hagura[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAIS Co., Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2F11] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

*Yohei Kamiyama[1], Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1], Shinya Kosaka[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2F12] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

*Ryouhei Takasugi[1], Akihiro Arai[1], Naoto Aizawa[1], Toshimasa Takahashi[2], Takashi Nakui[2], Fumito Kubo[2] (1. Tohoku Univ., 2. Tohoku Information Systems Co.,Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

臨界安全解析用モンテカルロ計算ソルバーSolomon の開発
（1）ACE 形式に基づく衝突解析モデルの実装

Development of a Monte Carlo Solver Solomon for Criticality Safety Analysis
(1) Implementation of a Collision Analysis Model Based on the ACE format

*長家 康展[1]，羽倉 洋行[2]
[1]原子力機構, [2]ナイス

基礎臨界特性データのデータベースの作成に資するため、燃料デブリ体系を取り扱うことができる新規モンテカルロ計算ソルバーの開発を開始した。ACE 断面積表現形式に基づく衝突解析モデルを実装し、単純球体系に対する実効増倍率を計算することにより、衝突解析モデルが正しく実装されていることを確認した。

キーワード：Monte Carlo Solver, Solomon, Criticality Safety, Collision Analysis Model, ACE format

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの回収作業では、性状の不確かさも考慮した燃料デブリの慎重な臨界管理が必要である。このような臨界管理方針の検討には、想定される燃料デブリ性状を網羅した基礎臨界特性データのデータベース（DB）を構築しておくことが重要であり、DB はデブリ性状を想定し臨界特性を解析することにより作成される。しかし、従来の臨界安全解析コードは性状が既知の燃料体系を取り扱うことを想定しており、性状が不確かで連続的に変化するような燃料デブリを含む体系を正確に取り扱うことはできない。そこで、モンテカルロ法（MC 法）による乱雑化モデルにより、燃料デブリ体系をより忠実に取り扱うことができる新規モンテカルロ計算ソルバーの開発を進めている。以降、新規モンテカルロ計算ソルバーを Solomon（Solver of Monte Carlo）と呼ぶ。

2. モンテカルロ計算ソルバー

拡張性とメンテナンス性を考慮し、Solomon は C++言語で記述されている。連続エネルギーMC 法に基づくコードであり、断面積データ形式として MCNP コード[1]で用いられている ACE 形式を採用した。本作業では、ACE 形式の断面積を読み込み、単純な球体系で中性子のトラッキングを行い、実効増倍率が計算できる機能を実装した（非分離共鳴領域は無限希釈モデル）。検証計算として Solomon と MCNP5 を用い、高速球体系に対する実効増倍率（k_{eff}）を計算した結果を表 1 に示す。1 サイクル当りのヒストリー数は 1 万で、スキップサイクル 100、有効サイクル 1 万で計算を行い、用いた評価済み核データは JENDL-4.0 である。両者の結果は 1 標準偏差の範囲で一致し、衝突解析モデルは正しく実装されていることが確認できた。

表 1　高速球体系に対して Solomon と MCNP5 を用いて計算した実効増倍率（k_{eff}）の比較

体系 (ICSBEP[2] ID)	k_{eff} (Solomon)	k_{eff} (MCNP5)
Godiva (HMF-001)	0.99757 ± 0.00006*	0.99757 ± 0.00006*
Topsy (HMF-002)	0.99753 ± 0.00006*	0.99751 ± 0.00007*

*統計誤差は 1 標準偏差を表す。

3. 結論

燃料デブリ体系を取り扱うことができるモンテカルロ計算ソルバーSolomon の開発を開始した。ACE 形式に基づく衝突解析モデルを実装し、MCNP コードとほぼ同等の結果を与えることを確認した。今後は、非分離共鳴領域確率テーブル法の実装、熱中性子散乱モデルの実装、幾何形状表現の拡張などを行う予定である。

参考文献

[1] X-5 Monte Carlo Team, LA-UR-03-1987 (2003). [2] NEA Nuclear Science Committee, NEA/NSC/DOC(95)03 (2013).

本報は、原子力規制庁受託事業「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法整備」で得られた成果である。

*Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Hagura[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NAIS Co., Inc.

三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ の開発
(7) 出力分布予測精度向上手法の開発

Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(7) Development of an improved method for power distribution prediction

*上山洋平[1]，桐村一生[1]，小池啓基[1]，左藤大介[1]，小坂進矢[1]

[1]三菱重工

実証炉等の大型の高速炉炉心において、集合体均質炉心計算と非均質炉心計算との出力分布差異を低減するため、炉心中性子束分布を核定数に反映することで、出力分布精度を向上させる手法を開発した。

キーワード：高速炉、出力分布、GALAXY-H、ENSEMBLE-TRIZ

1. 背景・目的　三菱 FBR 核設計コードシステムは、2 次元非均質輸送計算により集合体核定数を作成する GALAXY-H と、集合体内均質の 3 次元 3 角メッシュ炉心計算を担う ENSEMBLE-TRIZ により構成される。集合体核定数は単一集合体体系の平坦な中性子束分布に基づいて作成される。一方、炉心体系での内側炉心と外側炉心の隣接部等では中性子束勾配が生じるため、図 1 に示す通り中性子束分担が核定数計算時とは異なる。これを考慮するには非均質全炉心計算を行うことが理想的であるが、計算速度の観点で現実的ではないため、現状の均質全炉心計算に対し非均質効果を取り込む手法について検討した。本研究では、前述の炉心体系と核定数計算体系での集合体内中性子束分布の違いに着目し、炉心計算における中性子束分布を核定数に反映することで、均質化に伴う出力分布誤差を低減する手法を開発した。本報では、開発した核定数表現法とその検証結果について報告する。

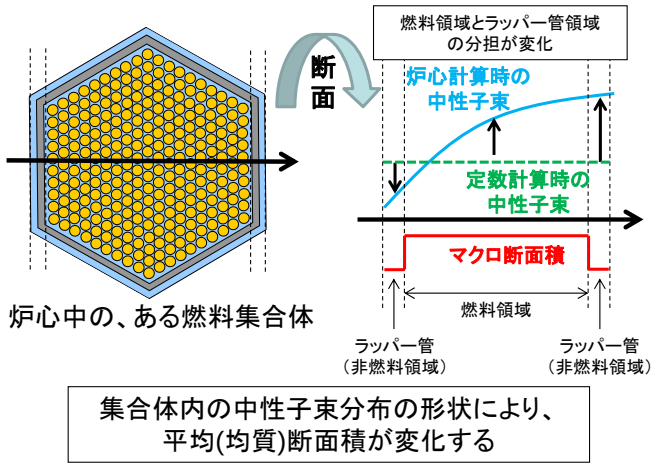


図 1 集合体の中性子束分担の違いのイメージ図

2. 手法　核定数に対して燃料領域とラッパー管領域の中性子束分担を反映するため、全炉心計算の収束過程で得られる集合体内の詳細出力分布を再度核定数にフィードバックすることで、炉心体系での中性子束分布を考慮した核定数の変化を正確に考慮可能な再均質化法を開発した。この際、ラッパー管領域と燃料領域の集合体内 2 領域の均質定数を集合体計算で事前に作成し、炉心計算から得られる集合体内の中性子束分布及び体積重みで核定数を再度均質化することで、実用可能な計算負荷での評価を可能とした。

3. 適用例　1 次元全炉心体系を対象として開発した手法の検証を実施した。出力分布の参照解（非均質全炉心計算）との比較結果を図 2 に示す。従来法に比して参照解との差異が低減することを確認した。

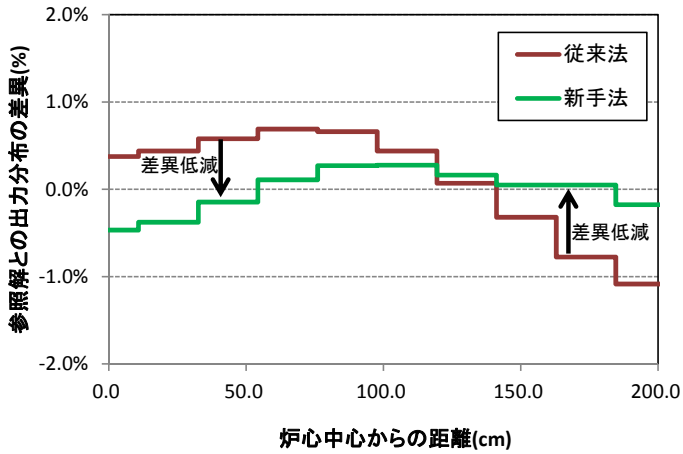


図 2 出力分布の参照解との差異

4. 結論　高速炉炉心計算において、非均質輸送計算と均質炉心計算における出力分布差異を改善する出力分布評価手法を開発し、検証により開発した手法の有効性を確認した。

*Yohei Kamiyama[1], Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1], and Shinya Kosaka[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.

公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発
（14）FUBILA 臨界実験による検証

Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code
(14)Validation by the FUBILA critical experiment

*髙杉　両平[1]，新井 陽大[1]，相澤　直人[1]，高橋　利昌[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・システムズ株式会社

BWR 炉心計算コードシステム HANCS が開発・検証のため、MOX 燃料を用いた非均質体系である FUBILA 実験を用いて検証を行った。

キーワード：BWR、炉心計算、臨界実験、FUBILA

1. 緒言

これまでの研究において，統合炉心設計コードシステム HANCS（HIDEC-ALLIS-NORMA Core Design System）が開発され，商用炉心設計システムとの比較や臨界実験データを用いた検証が行われてきた[1]. さらに HANCS は何度も改良がされており，モンテカルロ法を用いた核計算や４群までの核定数を生成することが可能となった[2].今回は改良された HANCS の実機 BWR への適用性を調査するため, BWR の運転状態における主要な炉心条件を模擬した臨界実験の解析により検証を行う.

2. 解析概要

検証に用いる臨界実験としては全 MOX-BWR 炉物理試験(FUBILA 計画)を選定した[3]．この実験では，BWR 運転状態の主要な条件として考えられる軸方向ボイド分布や制御棒挿入状態等が模擬されており, ボイド分布を模擬したアルミブロック(図 1)や十字型制御棒が設置された炉心で臨界実験が行われている．この体系に対して HANCS では，燃料富化度・アルミブロックの有無毎に核定数を生成し，炉心輸送計算を行った. この計算で得られた実効増倍率と相対核分裂率分布を実験データとを比較した．評価基準には測定誤差 σ を用いた．

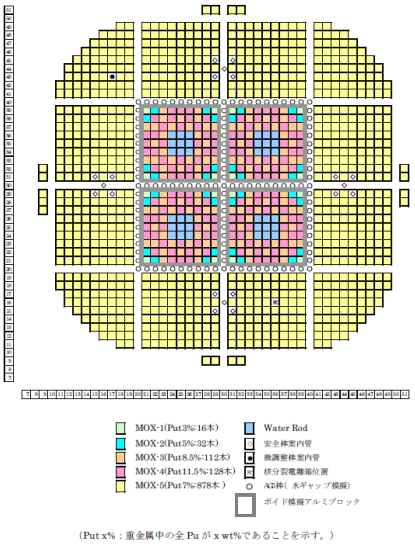


図 1　FUBILA 実験体系の概念

3. 結果

HANCS の実機 BWR への適用可能性の検証のため, BWR 運転条件を模擬した臨界実験に対して解析を行った．結果，現時点では評価基準である 3σ を満たさず，計算精度が不十分であることが示唆された．発表では、解析結果の詳細を提示し、実験値との差の原因についての検討結果について説明を行う予定である。

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，日本原子力学会 2012 年春の年会，E30

[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，日本原子力学会 2015 年春の年会，J10

[3] "全 MOX-BWR 炉物理試験臨界炉心及び反応度測定の結果並びに解析"，JNES-SS-0905，原子力安全基盤機構(2009)

* Ryouhei Takasugi[1], Akihiro Arai[1] , Naoto Aizawa[1], Toshimasa Takahashi[2], Takashi Nakui[2],and Fumito Kubo[2]
[1]Tohoku Univ., [2] Tohoku information systems Co.,Inc.

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

[2F13-18.1F05] Critical Experiment and Analysis

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 3:30 PM - 5:15 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F13] Evaluation of KUCA-A ADS experiments with ERANOS v2.3 and JENDL-4.0

*Willem van Rooijen[1], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[3], Masaaki Yamanaka[4], Cheol Ho Pyeon[4] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Nagoya University, 3. Hokkaido University, 4. Kyoto University)

3:30 PM - 3:45 PM

[2F14] Experimental Analysis by CBZ for Lead Reactivity Worth Measured at KUCA

*Go Chiba[1], Tomohiro Endo[2], Masaaki Yamanaka[3], Wilfred van Rooijen[4], Cheol Ho Pyeon[3] (1. Hokkaido University, 2. Nagoya University, 3. Kyoto University, 4. University of Fukui)

3:45 PM - 4:00 PM

[2F15] Uncertainty Analyses of Bismuth Sample Reactivity Worth at Kyoto University Critical Assembly

*Masao Yamanaka[1], Akito Oizumi[2], Masahiro Fukushima[2], Cheol Ho Pyeon[1], Kazufumi Tsujimoto[2] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

[2F16] Development of accident tolerant control rod

*Hirokazu Ohta[1], Yasushi Nauchi[1], Kinya Nakamura[1], Tadafumi Sano[2] (1. CRIEPI, 2. KURRI)

4:15 PM - 4:30 PM

[2F17] Measurement of Stroke Curve of Control Rod Worth in UTR-KINKI

*Kazuki Takahashi[1], Taiga Inoka[1], Kunihiro Nakajima[2], Atsushi Sakon[3], Sin-ya Hohara[3], Kengo Hashimoto[3] (1. Faculty of Science and Engineering, Kindai University, 2. Interdisciplinary Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 3. Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

4:30 PM - 4:45 PM

[2F18] Measurement of Stroke Curve of Control Rod Worth in UTR-KINKI

*Taiga Inoka[1], Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[2], Atsushi Sakon[3], Sin-ya Hohara[3], Kengo Hashimoto[3] (1. Faculty of Science and Engineering, Kindai University, 2. Interdisciplinary Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 3. Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

4:45 PM - 5:00 PM

[1F05] Estimation of Subcriticality in Dollar Units using Integral Method for Subcritical System

*Asahi Nonaka[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

5:00 PM - 5:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Evaluation of KUCA-A ADS experiments with ERANOS v2.3 and JENDL-4.0

*W.F.G. van Rooijen[1], T. Endo[2], G. Chiba[3], M. Yamanaka[4] and C.H. Pyeon[4]
[1]University of Fukui, [2]Nagoya University, [3]Hokkaido University, [4]Kyoto University

Two sets of benchmarks of the KUCA-A ADS are analyzed with deterministic methods (ERANOS v2.3 code system). The two benchmarks concern thorium-loaded core and PbBi-loaded core. The results are not satisfactory in many cases, especially for the deeply subcritical thorium-loaded cases. Delayed neutron parameters are not satisfactory. The cause of the discrepancy between calculation and experiment is being investigated.

Keywords: KUCA-A ADS, ERANOS v2.3, deterministic methods, transport theory, core calculation

1. Introduction The KUCA-A ADS experiments present a challenge for modeling with deterministic methods, because of small core size, high leakage, and deep sub-criticality. The ERANOS v2.3 code system has many calculation modules to analyze various reactor physical aspects of a nuclear reactor. In the current work, ERANOS v2.3 was used to analyze the KUCA-A ADS experiments with thorium-loaded fuel and Pb-Bi-loaded fuel.

2. Method The ERANOS v2.3 code system is developed for the analysis of fast reactors. For the thermal KUCA-A core, a set of cross sections was made in the 172-group XMAS structure using a representative neutron flux spectrum for KUCA. Cell calculations are performed in 172 groups using a specific pseudo-3D treatment of the KUCA fuel plates. Core calculations use 12 energy groups. Core calculations were done in 3D XYZ geometry, using a nodal method with diffusion theory and PN transport theory. Uncertainty data in 12 groups was generated, as well as delayed neutron data for the relevant isotopes, U-235, U-238 and Th-232. All cross sections are based on JENDL-4.0. Prompt α–modes were calculated with the DALTON code.

3. Results Two sets of benchmarks were analyzed and some results are given in Table I. For the deeply sub-critical thorium loaded cases the results are inconsistent.

For the PbBi-loaded cases the results are better, but still not satisfactory. The benchmark documents give values of beta_eff for a few cases. We calculated these cases with ERANOS v2.3 but the resulting beta_eff was not consistent with values obtained in other publications.

Table I: some representative results of our calculations

Case	α Calc [1/s]	α Exp. [1/s]	k calc	k exp
Th-HEU-5PE	-2486	-3110	085053	0.85212
Th-HEU-Gr-PE	-3154	-4950	0.49347	0.35473
PbBi Case I-1	-46	-737		
PbBi Case I-2	-201	-1060		
PbBi Case I-3	-353	-1370		
PbBi Case I-4	-257	-1030		
PbBi Case I-5	-2527	-1800		
Beta_eff	663 pcm (calc) / 763 pcm [ref 2]			
Lambda	3.163E-5 (calc) / 4.304E-5 [ref 2]			

4. Conclusion Although we have found satisfactory results in earlier analyses [1], the current set of benchmarks is not as successful. Detailed investigations into the cause of the differences is ongoing.

References

[1] W.F.G. van Rooijen, T. Endo, S.H. Kim, G. Chiba, C.H. Pyeon, “Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System (2) Deterministic Method (I): Analysis of the KUCA benchmarks with Deterministic Theory”, AESJ 2017 Spring Meeting

[2] C.H. Pyeon (editor), “Experimental benchmarks for Accelerator Driven System (ADS) at Kyoto University Critical Assembly, KURRI-TR-444

KUCA で測定された鉛の置換反応度に対する CBZ コードを用いた実験解析

Experimental Analysis by CBZ for Lead Reactivity Worth Measured at KUCA

*千葉 豪[1]，遠藤 知弘[2]，山中 正朗[3]，Wilfred van Rooijen[4]，卞 哲浩[3]
[1]北海道大学，[2]名古屋大学，[3]京都大学，[4]福井大学

KUCA で測定された鉛の置換反応度を、炉物理計算コード CBZ の中性子輸送理論に基づく摂動計算機能を用いて解析し、その反応度生成メカニズムの検討を行った。

キーワード：核データ，鉛，置換反応度，中性子輸送理論，摂動計算

1. 背景　加速器駆動システムに関する研究開発の一環として、KUCA において鉛の置換反応度測定実験が行われ、MCNP による実験解析結果が報告されている[1]。実験解析結果を核データの精度向上等に反映させる上で、この反応度の生成メカニズムを定量的に整理し理解することは有益である。そこで、北海道大学で開発している炉物理計算コード CBZ を用いて、当該実験の解析を行った。

2. 実験情報　鉛の置換反応度実験は KUCA の A 架台において行われた。濃縮ウラン（EU）とポリエチレンからなる単位燃料セルをドライバとし、炉心中央の実験ゾーンにおいて、EU とアルミニウム板（Al 板）からなる複数の単位燃料セルについて、Al 板を鉛板に置換した際の反応度が測定された。この際、物質置換領域を変えた実験を 4 ケース行っており、4 つの鉛置換反応度測定データが得られている。

3. 計算方法　計算には JENDL-4.0 に基づく 107 群のライブラリを用いた。EU 板と Al 板等の希釈材、及び鞘管で構成される単位燃料セルは一次元平板でモデル化し、実効断面積は東捨の方法で計算した。また、衝突確率法により求めた中性子束分布を重みとして空間の均質化を行った。全炉心体系については KUCA の A 架台特有の空隙を考慮した 3 次元モデルに対して輸送計算を行った（P1S4 離散座標法）。最終的に、鉛置換反応度は厳密摂動計算により得た。ここで、当該置換反応度の物理的生成メカニズムを明らかにするため、ボイドから Al 板、もしくは Pb 板に置換した仮想的な反応度も摂動計算により求めた。

4. 計算結果　CBZ による C/E 値として 4 つのケースについて 0.6 近傍の値が得られた。文献[1]で示されている MCNP（JENDL-4.0）による C/E 値は 1.1 近傍であることから、CBZ には数値計算に伴うバイアスが生じていることになる。摂動計算結果を図 1 に示す。ボイドから Al 板、もしくは鉛板に置換したときの反応度は 0.4%dk/kk’程度であり、Al 板から鉛板への置換反応度はその僅かな差として得られていることが分かる。このことは、ボイドから Al 板、もしくは鉛板への置換反応度の計算におけるバイアスが、Al 板から鉛板への置換反応度に対して拡大されて影響していることを示唆する。また、Al 板から鉛板への置換反応度においては、漏洩成分が主要因となっていることが分かった。

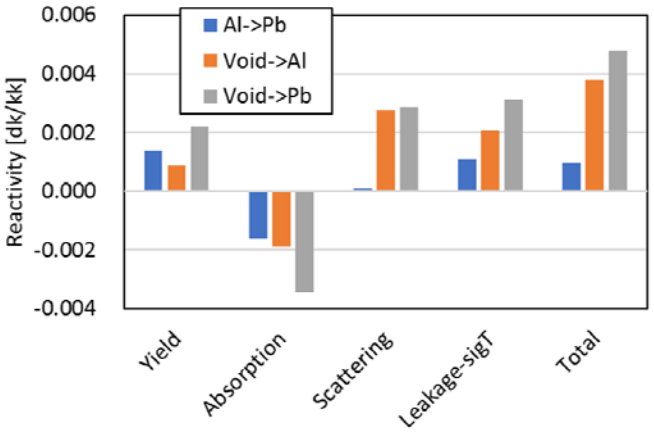


図 1、物質置換反応度に対する摂動計算結果

参考文献　[1] C.H. Pyeon, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53, p.602 (2016).

謝辞：本研究は、中部電力株式会社・原子力安全技術研究所による特定テーマ公募研究「加速器駆動システムによる核変換処理の実現の向けた基礎研究」に基づいて行われている。

Go Chiba[1], Tomohiro Endo[2], Masaaki Yamanaka[3], Wilfred van Rooijen[4], Cheol Ho Pyeon[3]
[1]Hokkaido Univ., [2]Nagoya Univ., [3]Kyoto Univ. [4]Univ. of Fukui

KUCA におけるビスマスサンプル反応度価値の不確かさ解析

Uncertainty Analyses of Bismuth Sample Reactivity Worth at Kyoto University Critical Assembly

*山中 正朗[1]，大泉 昭人[2]，福島 昌宏[2]，卞 哲浩[1]，辻本 和文[2]

[1]京都大学原子炉実験所，[2]日本原子力研究開発機構

KUCA においてビスマスサンプル反応度価値測定実験を行い、SCALE6.2 システム(KENO-VI および TSUNAMI-3D)および ENDF/B-VII.1 を用いて核データに起因する実効増倍率の不確かさについて検討した。

キーワード：サンプル反応度価値、ビスマス、不確かさ解析、KUCA

1. 緒言　日本原子力研究開発機構(JAEA)および MYRRHA 等で提案されている加速器駆動システム(ADS)では、鉛ビスマスを冷却材として用いることが考えられている。JAEA が提唱する ADS に対する決定論的手法(拡散計算、70 群)による不確かさ解析では、鉛ビスマスが実効増倍率に対して約 180 pcm もの不確かさを与えることが明らかにされている[1]。KUCA-A 架台では、核データの検証として鉛および鉛ビスマス(共晶)の置換反応度測定実験を別々に測定しており、鉛については決定論的手法(拡散計算、107 群)によって実験を再現したが[2]、同様の手法による鉛ビスマスの置換反応度の計算は実験と有意な差異を示した。この差異は、確率論的手法(MCNP6.1)によるアルミ板から鉛ビスマス板に置換した際の臨界計算において、実効増倍率のバイアスが変化することに起因し、さらに、鉛ビスマス板のコーティング材(40 μm)がバイアス変動の要因となることがわかった。そこで、本研究では KUCA-A 架台におけるアルミニウムとビスマス(裸)の置換反応度実験に対して実効増倍率の不確かさを検証した。

2. 実験および計算　置換反応度実験は KUCA-A 架台(図 1)において実施した。炉心中央に試験燃料体 f を 3~5 体配置し、1 体当たり 40 枚のアルミ板をビスマス板に置換したときの余剰反応度の差から置換反応度反応度を測定した (最大 195 pcm)。実験解析は SCALE6.2 の KENO-VI および TSUNAMI-3D と核データに ENDF/B-VII.1 および 56 群の共分散データを用いて置換反応度の計算および不確かさ解析をそれぞれ行った。

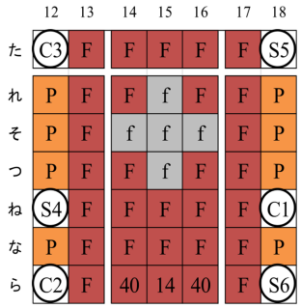


図 1 置換反応度実験炉心

3. 結果　表 1 に KENO-VI を用いて得られた臨界状態の実効増倍率、置換反応度および置換反応度の C/E 値を示す。実験解析ではアルミ板からビスマス板に置換することで、臨界状態の実効増倍率に対するバイアス値が 78 pcm から最大 629 pcm まで増加することがわかった。置換反応度は、アルミ板もしくはビスマス板が装荷された炉心の余剰反応度を実効増倍率の逆数の差でそれぞれ求め、余剰反応度の差から計算した。置換反応度の計算は統計誤差が大きいものの実験と約 15%で一致した。不確かさ解析では、ビスマスの核データに起因する実効増倍率の不確かさを求め、5 体置換の k_{eff} に対して(n, n')、弾性散乱、捕獲および(n, 2n)反応においてそれぞれ 28.2 pcm、12.4 pcm、6.7 pcm および 1.1 pcm であった。今後、核データに起因する置換反応度の不確かさを評価する予定である。

表 1 実効増倍率 k_{eff} (std: 10 pcm)および置換反応度(pcm)

燃料体数	k_{eff} (臨界)	置換反応度	C/E
0 (Al)	1.00078	-	-
3	1.00406	61±19	1.09±0.35
3'	1.00406	72±19	0.92±0.25
4	1.00553	86±19	1.13±0.26
5	1.00629	88±19	1.05±0.24

参考文献 [1] G. Chiba et al., *JNST*, **53**, pp. 1653-1661(2016). [2] C. H. Pyeon et al., *NSE*, **185**, pp. 460-472 (2017).

*Masao Yamanaka [1], Akito Oizumi[2], Masahiro Fukushima[2] and Cheol Ho Pyeon[1], Kazufumi Tsujimoto[2]

[1]Kyoto University Research Reactor Institute, [2]Japan Atomic Energy Agency

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発
(3) 新型中性子吸収材の反応度測定

Development of accident tolerant control rod
(3) Reactivity measurement of candidate neutron absorbing materials

*太田宏一[1]，名内泰志[1]，中村勤也[1]，佐野忠史[2]
[1]電中研，[2]京大炉

軽水炉用新型中性子吸収材の性能確認試験の一環として、サマリア(Sm_2O_3)、ユーロピア(Eu_2O_3)、ハフニア(HfO_2)、ジルコニア(ZrO_2)およびこれらの混合酸化物の反応度を京都大学臨界集合体（KUCA）において実測した。その結果、これらの単体または混合物が概ね予測された反応度を有し、新型制御材として利用できる見通しが得られた。

キーワード：軽水炉、事故耐性燃料、中性子吸収材、希土類酸化物、ハフニア、ジルコニア、臨界集合体

1. 緒言

原子力の継続的な安全性向上への取り組みとして、過酷事故発生後の事象進展猶予の確保、非凝集性ガスの発生量低減、放射性物質の排出抑制などが期待される「事故耐性燃料・炉心構成材」の開発が国内外で行われている。電中研では、炉停止余裕や核的寿命といった通常時の制御棒性能を向上するとともに、過酷事故時に燃料棒に先行して溶融・脱落せず、大規模な炉心溶融時にも燃料物質と共存し続けることで再臨界リスクの低減が期待される新型中性子吸収材(RE_2O_3-ZrO_2 または RE_2O_3-HfO_2、RE：Sm、Eu、Gd)を用いた制御棒を提案している。これまでに、新型中性子吸収材と現行のスチール製制御棒被覆管との高温共存性や凝縮水または1200℃の高温水蒸気中における物理・化学的安定性を確認している。また、炉心反応度解析によってRE_2O_3-ZrO_2やRE_2O_3-HfO_2が従来制御材(炭化ホウ素や銀-インジウム-カドミウム合金)と同等の価値を有することも評価されている。一方で、原子炉の出力調整や炉停止機能の重要性から、制御材としての利用実績がほとんどないREの反応度価値を臨界実験によって検証することが必要と考えられる。本研究では、Smと Euを対象にRE_2O_3単体およびRE_2O_3-ZrO_2 または RE_2O_3-HfO_2の混合物の反応度価値を実測した。

2. 試験条件

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の固体減速架台(A架台)において、^{235}U濃縮度93%のウラニルアルミニウム合金板1枚とポリエチレン板 3 枚を基本セル(5.08cm×5.08cm×1.085cm)とする図1のような熱中性子臨界体系(E3炉心)を構築した。炉中心の燃料体 S の中央高さに設置した内寸1.2cm(直径)×1.969cm(深さ)の試料ホルダーに、Sm_2O_3、Eu_2O_3、HfO_2、ZrO_2の単体またはこれらの均質混合粉末を装荷し、C3制御棒による臨界調整と引き抜き時の炉周期測定によって反応度を測定した。また、E3炉心体系を模擬した各試料の反応度解析を連続エネルギーモンテカルロコード MVP-3 によって行った。ヒストリー数は23億とし、核データライブラリーには JENDL-4.0 を用いた。

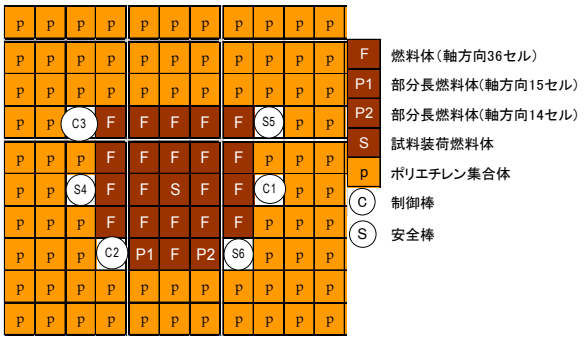


図1 KUCA(A架台)で構築したE3炉心の平面図

3. 試験結果

図2にRE_2O_3とZrO_2の混合粉末試料の反応度測定結果を試料中のEu_2O_3重量に対して示す。Eu_2O_3の強力な中性子吸収による自己遮蔽効果により、装荷量の増加に対する反応度の変化が大幅に抑えられ、試料ホルダーに 1.5-2.0g（スミヤ密度=8.5-10%TD）以上の Eu_2O_3 を装荷しても、反応度価値はほとんど変化しなくなる。図2中には、解析結果(C)と測定結果(E)の差を示している（表 I)。いずれの場合も、C-Eは十分小さく、実測値がよく再現されていることから、試料粉末は均質に混合されており、解析モデルや核データの妥当性が確認できた。同様にEu_2O_3-HfO_2、Sm_2O_3-ZrO_2、Sm_2O_3-HfO_2の各混合物も概ね予測された反応度を有することが検証でき、新型制御材として利用できる見通しが得られた。

表I 解析値(C)と測定値(E)の差

装荷量 [g] Eu_2O_3 / ZrO_2	0 / 6.6	0.092 / 6.4	1.1 / 3.8	2.2 / 0.77	2.5 / 0
C-E [%⊿k/kk']	0.0034	-0.0014	-0.0026	0.0032	0.0028

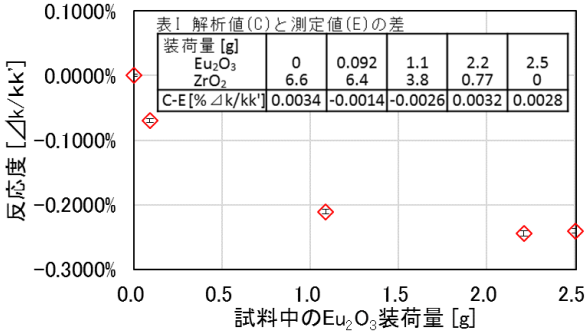


図2 Eu_2O_3 と ZrO_2 混合物の反応度測定結果

*Hirokazu Ohta[1], Yasushi Nauchi[1], Kinya Nakamura[1] and Tadafumi Sano[2]
[1]CRIEPI, [2]KURRI.

近畿大学原子炉の制御棒反応度価値曲線の測定
（1）中性子源増倍法による測定

Measurement of Stroke Curve of Control Rod Worth in UTR-KINKI

(1) Measurement by Source Multiplication Method

*高橋 和暉[1]，猪岡 大雅[1]，中嶋 國弘[1]，左近 敦士[1]，芳原 新也[1]，橋本 憲吾[1]

[1]近畿大学

近畿大学原子炉の制御棒反応度価値曲線を中性子源増倍法により測定した。ただし、調整棒に対しては炉周期法により、シム安全棒に対しては中性子源引き抜き法により、反応度校正を行った。シム安全棒の反応度価値曲線については、逆動特性解析により得た結果と良く一致した。

キーワード：制御棒，反応度価値，中性子源増倍法，ストローク曲線

1. 緒言

近畿大学原子炉の反応度制御は、粗調整用のシム安全棒と微調整用の調整棒によって行われ、それぞれ１本当たりの積分反応度価値は 0.55, 0.14%Δk/k 程度である。この反応度価値の非対称性から、シム安全棒の反応度価値ストローク曲線を、通常の正ペリオド法・補償法によって測定することは困難である。本研究では、中性子源増倍法によりシム安全棒と調整棒の反応度価値ストローク曲線を求め、調整棒については正ペリオド法による結果との比較を行った。

2. 測定方法

調整棒については、100%[上限]で臨界となる条件下で、核分裂計数管計数率を様々な調整棒位置で測定した。0%[下限]での未臨界度をペリオド法で測定した積分反応度価値に等しいと仮定し、各位置での積分反応度価値を算出した。シム安全棒については、約 77%で臨界となる条件下で、計数率を臨界位置以下の様々なシム安全棒位置で測定した。0%[下限]の未臨界度を中性子源引き抜き法により求め、各位置での計数率から未臨界度を決定し積分反応度価値を算出した。77%以上の値はペリオド法の結果を使用した。

3. 測定結果

図１に調整棒の積分反応度価値曲線を示す。50%以上の位置でペリオド法との間に系統的な差異が観察される。図２にシム安全棒の積分反応度価値曲線を示す。逆動特性解析による結果との比較は、本シリーズ発表(2)で行う。

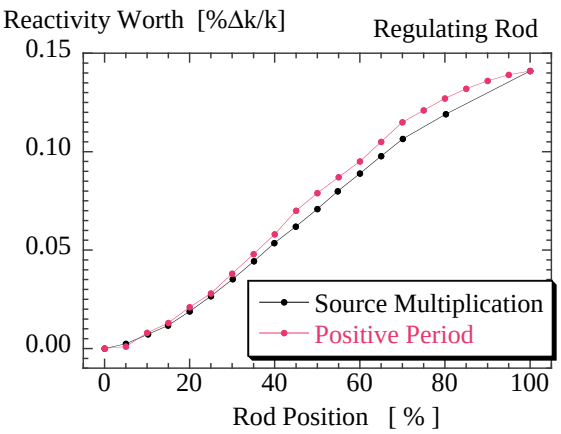


図１ 調整棒の積分反応度価値曲線

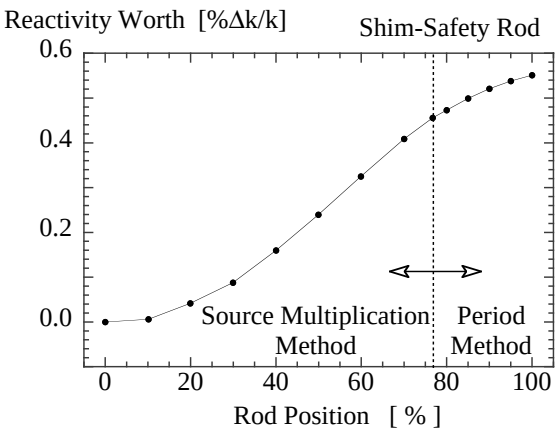


図２ シム安全棒の積分反応度価値曲線

*Kazuki Takahashi[1], Taiga Inoka[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1] and Kengo Hashimoto[1]

[1]Kindai University.

近畿大学原子炉の制御棒反応度価値曲線の測定
（2）逆動特性法による測定

Measurement of Stroke Curve of Control Rod Worth in UTR-KINKI

(2) Measurement by Inverse Kinetics Method

*猪岡 大雅[1]，高橋 和暉[1]，中嶋 國弘[1]，左近 敦士[1]，芳原 新也[1]，橋本 憲吾[1]

[1]近畿大学

近畿大学原子炉の制御棒反応度価値曲線を逆動特性法により測定した。ただし、シム安全棒については、中性子源引き抜き法により中性子源強度を評価した。シム安全棒の反応度価値曲線については、中性子源増倍法により得た結果と良く一致した。

キーワード：制御棒，反応度価値，逆動特性法，ストローク曲線

1. 緒言

近畿大学原子炉の粗調整用のシム安全棒と微調整用の調整棒１本当たりの積分反応度価値はそれぞれ 0.55, 0.14%Δk/k 程度である。この反応度価値の非対称性から、シム安全棒の反応度価値ストローク曲線を、通常の正ペリオド法・補償法によって測定することは困難である。本研究では、逆動特性解析によりシム安全棒の反応度価値ストローク曲線を求め、中性子源増倍法による結果との比較を行った。

2. 測定方法

シム安全棒位置が約 77%で臨界となる条件下で、起動用中性子源を入れ、二本の安全棒を上限まで抜いた後、シム安全棒を 0%[下限]から 100%[上限]まで連続的に引き抜き、核分裂計数管計数の時系列データをマルチチャンネルスケーラにより収録した。この時系列データの逆動特性解析から原子炉反応度を求め、反応度価値ストローク曲線を決定した。ただし、起動用中性子源の実効強度と中性子生成時間の積は、シム安全棒下限位置で実施した中性子源引き抜き実験から評価した。

3. 測定結果

図１に原子炉反応度のシム安全棒位置依存性を示す。点状吸収体を仮定した反応度関数をデータに最小二乗フィットし、このフィット曲線から評価したシム安全棒の積分反応度価値曲線を図２に示す。本逆動特性解析による積分反応度価値曲線は、中性子源増倍法による結果と良く一致した。

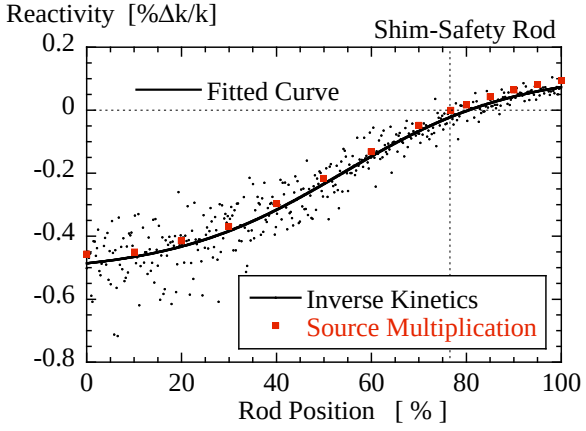


図１ 原子炉反応度のシム安全棒位置依存性

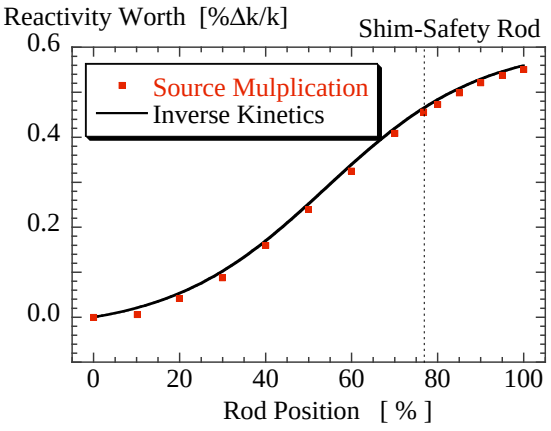


図２ シム安全棒の積分反応度価値曲線

* Taiga Inoka[1], Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1] and Kengo Hashimoto[1]

[1]Kindai University.

未臨界体系における積分法を用いたドル単位未臨界度推定

Estimation of Subcriticality in Dollar Units using Integral Method for Subcritical System

*野中 朝日，遠藤 知弘，山本 章夫

名古屋大学

未臨界体系におけるステップ状の任意の状態変化に対して、積分法に基づくドル単位未臨界度推定手法を考案した。3 次元動特性計算により、3 次元炉心体系に対する本手法の適用可能性について検証した。

キーワード：積分法、未臨界、未臨界度推定、一点炉動特性、LMW ベンチマーク

1. 緒言　原子炉の燃料交換は深い未臨界度で実施されるが、未臨界度の常時監視を行うことは安全性向上の観点から意義のあることと考えられる。また現行規制基準の策定時には反応度誤投入による臨界防止対策が議論され対策として未臨界度の常時監視が挙がっているものの、現状の実機軽水炉ではその実施に至っていない。燃料の再配置・交換を考えた場合、反応度が変化するだけでなく同時に他のパラメータ$(\beta_{\mathrm{eff}}, \Lambda, S)$が変化し得るのが特徴となっている。本研究では反応度以外のパラメータも同時に変化する場合にも適用可能な未臨界度測定手法として、積分法に基づいた手法を考案した。本発表では、LMW ベンチマーク問題の体系を用いた 3 次元動特性計算により、提案手法による 3 次元炉心体系への適用性について検証した。

2. 提案手法　中性子源ありの一点炉動特性方程式に基づくことで、以下で示す未臨界度推定手法を考案した。

理論式：$\frac{-\rho_{\mathrm{after}}}{\beta_{\mathrm{after}}} = \left\{\frac{\Lambda_{\mathrm{after}}}{\beta_{\mathrm{after}}}(n_0 - n_\infty) + \frac{\Lambda_{\mathrm{after}}}{\Lambda_{\mathrm{before}}}\frac{\beta_{\mathrm{before}}}{\beta_{\mathrm{after}}} n_0 \sum_{i=1}^{6}\left(\frac{\beta_{i,\mathrm{before}}}{\beta_{\mathrm{before}}\lambda_i}\right) - n_\infty \sum_{i=1}^{6}\left(\frac{\beta_{i,\mathrm{after}}}{\beta_{\mathrm{after}}\lambda_i}\right)\right\} \Big/ \int_0^\infty (n(t') - n_\infty)dt' \cdots (1)$

上式(1)において、未臨界度推定に影響が小さい項を無視することで、以下の概算式を得ることができる。

概算式：$\frac{-\rho_{\mathrm{after}}}{\beta_{\mathrm{after}}} \approx \frac{(n_0 - n_\infty)\sum_{i=1}^{6}\left(\frac{a_i}{\lambda_i}\right)}{\int_0^\infty (n(t') - n_\infty)dt'} \approx \frac{13(n_0 - n_\infty)}{\int_0^\infty (n(t') - n_\infty)dt'} \cdots (2)$　　(ここで$\beta \equiv \sum_{i=1}^{6}\beta_i$、$a_i \approx \frac{\beta_{i,\mathrm{before}}}{\beta_{\mathrm{before}}} \approx \frac{\beta_{i,\mathrm{after}}}{\beta_{\mathrm{after}}}$である。)

提案手法の利点として、①未臨界体系においてステップ状に反応度ρが変化した際に、中性子源強度Sや生成時間Λが同時に変化しても適用可能、②状態変化後の中性子源強度S_{after}・中性子生成時間Λ_{after}の情報が不明でも、初期中性子計数率n_0、中性子計数率の時間変化$n(t)$、中性子計数率の飽和値n_∞のみからドル単位未臨界度を概算可能、という点が挙げられる。

3. 計算結果　LMW ベンチマーク問題[1]の 3 次元炉心体系に対して本手法を適用し未臨界度推定の検証を実施した。初期の未臨界状態における 3 ケースの制御棒装荷パターンを想定し、制御棒を瞬間的に全引抜して体系内の未臨界度を変化させ、中性子束の時間変化を計算した。図 1 は制御棒引抜後の炉心全体の平均熱中性子束の時間変化のある 1 ケースに対して提案手法を適用した際の概略図である。表 1-(a)で示したように、炉心全体の平均熱中性子束の時間変化に対して積分法を適用した場合、未臨界度推定結果が参照値とほぼ一致することを確認した。また表 1-(b)により、炉外検出器に相当する反射体領域の場合でも積分法による推定結果の相対誤差は数十%であり、ドル単位未臨界度のオーダー推定が可能であることを確認した。

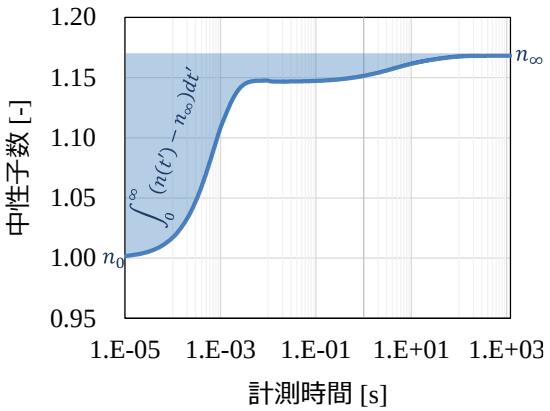


図 1 本手法によるドル単位未臨界度推定の概略図

表 1 ドル単位未臨界度の推定結果

(a) 炉心全体の平均熱中性子束を用いた場合

制御棒挿入パターン	Gr.1 Full in	Gr.1&2 Full in	Gr.1 Half in
理論値 [$]	7.64	6.81	7.87
計算結果 [$]	7.64	6.68	7.84
相対誤差 [-]	0.01%	-1.97%	-0.43%

(b) 反射体領域の熱中性子束を用いた場合

制御棒挿入パターン	Gr.1 Full in	Gr.1&2 Full in	Gr.1 Half in
理論値 [$]	7.64	6.81	7.87
計算結果 [$]	5.29	5.29	5.38
相対誤差 [-]	-30.79%	-22.28%	-31.61%

参考文献：[1] S. Langenbuch, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **63**, pp. 437-456 (1977).

謝辞　本研究は JSPS 科研費(17K14909)の助成による。

* Asahi NONAKA, Tomohiro ENDO, Akio YAMAMOTO

Nagoya Univ.

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

[2F19-21] Intrinsic Safe Fast Reactor

Chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)

Tue. Mar 27, 2018 5:15 PM - 6:00 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F19] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

*Naoyuki Takaki[1], Wakabayashi Toshio[2], Takahashi Makoto[2], Tachi Yoshiaki[3] （1. Tokyo City University, 2. Tohoku University, 3. Japan Atomic Energy Agency）

5:15 PM - 5:30 PM

[2F20] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], Naoyuki Tkaki[2], Yoshiaki Tachi[3] （1. Tohoku University, 2. Tokyo City University, 3. Japan Atomic Energy Agency）

5:30 PM - 5:45 PM

[2F21] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

*Yoshiaki TACHI[1], Naoyuki TAKAKI[2], Toshio WAKABAYASHI[3], Makoto TAKAHASHI[3] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo City University, 3. Tohoku Univertsity）

5:45 PM - 6:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発
（1）研究意図と炉心設計

Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

(1) Intension and core design

*高木 直行[1]，若林 利男[2]，高橋 信[2]，舘 義昭[3]

[1]東京都市大学，[2]東北大学，[3]日本原子力研究開発機構

炉心幾何形状の工夫により、炉心崩壊時に負の反応度が挿入される固有安全Na冷却高速炉心を検討した。

キーワード：FBR、再臨界、炉心形状、炉心崩壊事故、凸型炉心

1. 緒言

軽水炉など、熱中性子原子炉の炉心はほぼ最大反応度体系で設計される一方、高速炉の炉心は一般に最大反応度配置ではないため、炉心溶融を伴うようなシビアアクシデント時に燃料が凝集した際、再臨界となり機械的エネルギーが発生する可能性がある（図1）。このためJAEAを中心に検討されているJSFR（Japan Sodium-cooled Fast Reactor）では、燃料溶融時、早期に集合体から燃料を排出する集合体概念であるFAIDUS（Fuel Assembly with Inner Duct Structure）の導入が検討されている。

本研究では、JSFRと同規模のMOX燃料Na冷却大型高速炉を対象に、出力過渡後の大規模な燃料溶融・凝集時に溶融燃料排出を期待すること無く、「炉心幾何形状の変化」によって再臨界を防止する、固有安全Na冷却高速炉心の検討を目的とする。同時に、燃料溶融時に中性子吸収効果を発揮する軸芯燃料の有効性評価とその開発を行う。

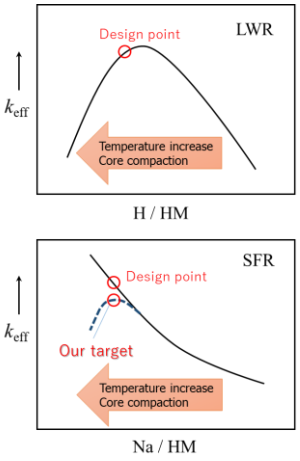


図1　軽水炉と高速炉の反応度特性

2. 炉心形状の検討

例えば、体積に対する表面積が最小である球形状炉心では、燃料が大規模に溶融・崩壊し円筒状のプールへと形状を変化させると、バックリング B_g^2 変化に伴う中性子漏洩増大により大きな負の反応度（コンパクション反応度 ρ_c）が挿入される。本研究では、標準的な円筒型炉心であるJSFRをベースに、同体積のまま半球に近い凸型形状とした炉心について ρ_c が最小（大きな負の値）となる仕様を検討した。その結果、凸部である内側炉心の高さと直径の比 Hin/Din≒0.7 が最適であることがわかった[1,2]。続いて健全時炉心の中性子漏洩をさらに小さくすることを意図して、断面形状がより球形に近くなるように外側炉心と内側炉心の高さ中心をそろえた上下凸型炉心形状としたところ、ρ_c をさらに低減できる見通しを得た[3]。

3. 炉心設計

上下凸型炉心の出力分布平坦化のため、内側・外側炉心をそれぞれ同体積で二分割した径方向4領域炉心とし各領域のPu富化度調整を行った。中性子インポータンスの高い中心部の低富化度化は、健全時の臨界性低下や ρ_c の増大（正値化）を招き、出力平坦化と負の ρ_c を両立する仕様は見い出せなかった。

そこで、Pu富化度は全領域一定とし、インポータンスの高い炉心内側ほどピン径を細径化した炉心構成を検討した。この炉心はPu富化度調整と同様の出力平坦化効果の他、炉心高が高くかつ線出力が高い内側炉心で流路断面が大きく低圧損化が図れるとともに、HMインベントリ減少により溶融プールとなった場合のプール高さが低減するため ρ_c をさらに負側とできる効果を有する傾向が確認された。今後はこの「ピン径調整型上下凸型炉心」の仕様を確定し、基本核特性や熱流力特性の確認を行う予定である。

参考文献

[1] E. Suetomi, S. Nakano, H. Takezawa and N. Takaki, “Core geometry for recriticality prevention against CDA in sodium-cooled fast reactor”, Energy Procedia, Volume 131, December 2017, Pages 45-52

[2] Keiko Chitose, Hiroyasu Mochizuki, Naoyuki Takaki, Thermal-hydraulic Feasibility Study of a Convex shaped Fast Reactor Core, Energy Procedia, Volume 131, December 2017, Pages 86-93

[3] 仲野智、末富英一、高木直行、竹澤宏樹、「炉心崩壊事故時に再臨界を生じないナトリウム冷却高速炉心形状に関する研究」原子力学会2017春の大会、2F-19

謝辞　本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した平成27年度及び平成28年度「凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発」の成果である。

*Naoyuki Takaki[1], Toshio Wakabayashi[2], Makoto Takahashi[2] and Yoshiaki Tachi[3]　[1]Tokyo City Univ., [2]Tohoku Univ., [3]JAEA

凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発
(2) 軸芯燃料利用の検討

Study on intrinsic safe fast reactor to prevent re-criticality by convex core shape
(2) Study on fuel with central axis absorber

*若林 利男[1]、高橋 信[1]、高木 直行[2]、館 義昭[3]
[1]東北大学, [2]東京都市大学, [3]日本原子力研究開発機構

凸型炉心に軸芯燃料を利用した場合の燃料溶融時反応度を解析し、軸芯燃料の燃料溶融時の投入反応度を軽減する効果を明らかにした。

キーワード：高速炉，再臨界、凸型炉心、軸芯燃料

1. 緒言

凸型炉心に関する炉心・安全特性を検討するため、MOX 燃料に軸芯燃料に適用した場合の凸型炉心の燃料溶融時反応度を解析し、燃料溶融後の未臨界性を検討した。

2. 解析手法、結果

2-1. 解析手法

解析は、体系を忠実に模擬できるモンテカルロコードMVP を用いて実施した。図１に軸芯燃料を用いた凸型炉心の健全炉心と溶融炉心のモデルを示す。

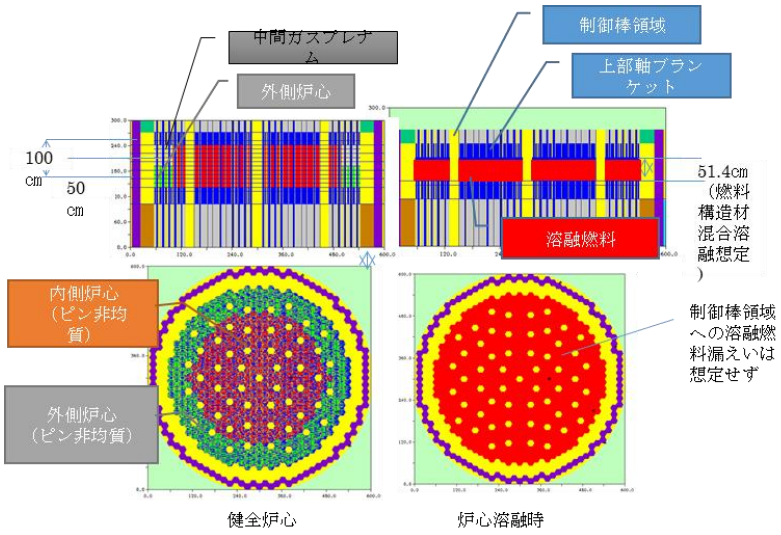


図１　軸芯燃料を用いた健全炉心と溶融炉心のモデル

2-2. 結果

表１に解析結果を示す。軸心吸収体を凸型炉心の外側炉心に配置し、内側炉心には通常のMOX燃料を配置した場合、燃料溶融時の反応度が大幅に負になることがわかった。負の大きさとしては、９０％濃縮 B-10 を用いた炭化ボロン、イリジウム、ハフニウム、酸化ガドリニウムの順に大きくなることが分かった。

表１　解析結果

ケース	炉心	軸芯吸収体構成	内側炉心高さ(m)	外側炉心高さ(m)	燃料溶融時挿入反応度(%Δρ)	燃料溶融時挿入反応度($)
1	凸型炉心	無し	1.0	0.5	-0.55	-1.6
2	凸型炉心	全炉心軸芯（Gd2O3、2mmφ）	1.0	0.5	0.32	0.80
3	凸型炉心	外側炉心軸芯（Gd2O3、2mmφ）	1.0	0.5	-5.2	-12.99
4	凸型炉心	外側炉心軸芯（Hf、2mmφ）	1.0	0.5	-5.8	-14.4
5	凸型炉心	外側炉心軸芯（90%濃縮B4C、2mmφ）	1.0	0.5	-23.8	-59.6
6	凸型炉心	外側炉心軸芯（Ir、2mmφ）	1.0	0.5	-11.8	-29.5

3. 結論

凸型炉心への軸芯燃料利用は、燃料溶融時の投入反応度を軽減するには有効であることが分かった。

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した平成29年度　"凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発 “の成果である。

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], , Naoyuki Takaki[2], Yoshihiro Tachi[3]
[1]Tohoku University, [2]Tokyo City University, [3]JAEA

凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発
（3）軸芯燃料用中性子吸収材の検討

Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

(3) Study on neutron absorber materials for fuel with central axis absorber

*舘 義昭[1]，高木 直行[2]，若林 利男[3]，高橋 信[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京都市大学，[3]東北大学

高速炉の燃料損傷時の再臨界防止のため、軸芯部に中性子吸収体を包含する軸芯燃料の開発を進めている。軸芯燃料に適する中性子吸収材の選定のため、物性調査や燃料溶融時の分散性を考慮した特性について模擬物質による試験評価を行った。

キーワード：中性子吸収材、MOX 燃料、再臨界、高速炉

1. 緒言

高速炉炉心の損傷事故時の再臨界防止のため、通常運転時には MOX 燃料の軸芯部（φ1～2mm）に留まり MOX 燃料の燃焼を妨げず､燃料溶融時に溶融燃料中に分散する中性子吸収材を包含した軸芯燃料の開発を進めている。今回、中性子捕獲断面積の大きい数種の元素について、融点、沸点などの物性調査とともに燃料溶融時の分散性を模擬物質で検討し、軸芯燃料用中性子吸収材としての適用性を検討した。

2. 軸芯燃料用中性子吸収体の検討

2-1. 中性子吸収体の候補元素

周期律表にある元素の中から比較的中性子捕獲断面積が大きく、地殻存在比[1]が高い元素として、ホウ素（B)、サマリウム（Sm)、ユーロピウム（Eu)、ガドリニウム（Gd)、ジスプロシウム（Dy）を選択した。

2-2. 物性調査

上記元素の単体及び酸化物を中心に、融点及び沸点、高温安定性について情報を収集した。B については高速炉制御棒として実績のある B_4C も対象とした。その結果、いずれの元素についても通常運転時の MOX 燃料中心部の温度や燃料溶融時に想定される温度よりも融点が低く、液相または気相となることが判明した。また、一部の酸化物には沸点情報が無く、液相変態以降の相状態が不明であった。気相となる装荷形態は高温時に被覆管内圧力を高める危険性があり、かつ、溶融燃料中に保持できないため軸芯燃料用中性子吸収材としては適さないと考えられる。さらに Sm は、熱重量示差熱測定により 240℃付近と 350℃付近で 10%超の重量減少があり、安定性における課題が判明した。

2-3. 模擬物質による分散性評価

中性子吸収材の選定においては、通常運転時や燃料溶融時の相形態の把握とともに溶融燃料中への混合性が重要となる。上記元素と溶融燃料の液相同士の混合性について溶融燃料と中性子吸収材の金属成分の相互溶解性に着目し、金属間化合物の形成の有無に類似性のある二元系として AL, Fe, Cu, Mg からなる系を選択し、それらの溶融試験から液相中の混合状態を検討した。その結果、状態図で金属間化合物の形成がある二元系は液相時にも一定の混合性が期待できるが、金属間化合物の形成が無い二元系では混合性が期待できないと推測された。そのため、このような中性子吸収材は高融点金属で被覆するなどにより燃料溶融時にも固相を維持し、密度調整で溶融燃料中に分散する構造とすることが必要であると考えられる。

3. 結論

物性調査からいずれの元素の単体及び酸化物においても融点が MOX 燃料の通常運転時の中心温度よりも低く固相が維持できないため、単一構造で適用することが困難なことが判明した。また、Sm、Eu、Dy の単体及び B_2O_3は沸点が MOX 燃料融点よりも低いため適用自体が困難であることが判明した。分散性の評価結果も含めて検討すると、中性子吸収材としては、B、B_4C、Gd、Gd_2O_3、Sm_2O_3、Dy_2O_3を W や Re などの高融点金属で被覆したものとすることが必要となることが明らかとなった。

参考文献

[1] Abundance in Earth’s Crust, Webelements.com. 2007.4.14

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した平成 27 年度及び平成 28 年度〝凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発“の成果である。

*Yoshiaki Tachi[1], Naoyuki Takaki[2], Toshio Wakabayashi[3] and Makoto Takahashi[3]

[1]JAEA, [2]Tokyo City Univ., [3]Tohoku Univ.

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

[2G01-07] Medical Data, Neutron Capture Reaction, Resonance Scattering, Measurement Technique

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)
Tue. Mar 27, 2018 10:10 AM - 12:00 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[2G01] Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

*Masayuki Hagiwara[1], Hiroshi Yashima[2], Toshiya Sanami[1], Shunsuke Yonai[3] (1. High Energy Accelerator Research Organization, 2. Kyoto University, 3. National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology)
10:10 AM - 10:25 AM

[2G02] Excitation function measurement to produce ^{99}Mo by alpha-induced reactions on natural zirconium

TOMOHIRO MURATA[1], *MASAYUKI AIKAWA[1], MOEMI SAITO[1], NAOYUKI UKON[2], YUKIKO KOMORI[3], HIROMITSU HABA[3], SANDOR TAKACS[4] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN, 4. ATOMKI)
10:25 AM - 10:40 AM

[2G03] Production cross sections of ^{177}Lu from 50 MeV alpha-induced reaction on ^{nat}Yb

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[1], Tomohiro Murata[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3], Sándor Takács[4] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN, 4. ATOMKI)
10:40 AM - 10:55 AM

[2G04] Activation experiment for In-nat(g,xn) reactions using bremsstrahlung at Pohang Accelerator Laboratory

*Ayano Makinaga[2,1], Zaman Muhammad[3], Shahid Muhammad[3], Naik Haradhara[4], Manwoo Lee[5], Guinyun Kim[3], Mooh-Hyun Cho[6] (1. JEin Institute for Fundamental Science, 2. Hokkaido University, 3. Kyungpook National University, 4. Bhabha Atomic Research Centre, 5. Dongnam Institute of Radiological and Medical Science, 6. Pohang University of Science and Technology)
10:55 AM - 11:10 AM

[2G05] Measurement of the Neutron Capture Cross Section of ^{237}Np using ANNRI at MLF/J-PARC

*Gerard Rovira Leveroni[1], Tatsuya Katabuchi[1], Shota Matsuura[1], Ken-ichi Tosaka[1], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)
11:10 AM - 11:25 AM

[2G06] Measurements of magneteic dipole strength in Pu-239 using nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[2,1], Chiristopher Angell[1], Ryoichi Hajima[2,1], Bernhard Ludewigt[3], Brian J Quiter[3], Mitsuo Koizumi[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. LBL)
11:25 AM - 11:40 AM

[2G07] A new kind of radiation-detector dead-time

Brian Hales[1], *Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Osamu Iwamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

He ビームを用いた医療用Mo-99/Tc-99m の製造技術の基礎研究

（1）^{96}Zr(α,n)^{99}Mo 反応の励起関数測定

Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

1. Measurements of Excitation Function of ^{96}Zr(α,n)^{99}Mo reaction

*萩原 雅之[1]，八島 浩[2]，佐波 俊哉[1]，米内 俊祐[3]

[1] KEK/総研大，[2] 京都大学原子炉実験所，[3] 量子科学技術研究開発機構

原子炉の老朽化や核不拡散上の問題等のため世界的な供給不足が危惧されている放射性医薬品（テクネチウム製剤）の原料となるモリブデン 99（^{99}Mo）の長期的な安定供給のために、高濃縮ウランや原子炉に依存しない小型加速器を利用した新たな ^{99}Mo 製造技術開発にかかる基礎検討を行っている。本発表では、放射線総合医学研究所にて行ったヘリウムビームを用いた ^{nat}Zr の放射化実験について報告する。

キーワード：誘導放射能、医療用放射性同位元素 (Medical Radioisotopes)

1. 緒言

国内で最も多く利用されている放射性医薬品（テクネチウム：^{99m}Tc 製剤）の原料となるモリブデン 99（^{99}Mo）については、現在その供給量のほぼ 100%を輸入に依存しており、製造元の原子炉の老朽化や空輸でのトラブルによる供給不足が深刻な問題となっている。^{99}Mo の国内自給自足を想定すると、既存の原子炉を用いて、高濃縮ウランの核分裂反応や ^{98}Mo の熱中性子吸収反応を利用する手法が供給量や技術的成立性の観点で最も有望と考えられるが、多大の費用と時間、社会的理解が不可欠である原子炉の新規制基準対応や、核不拡散上の懸念から、原子炉に依存しない加速器を用いた新たな ^{99}Mo 製造技術の確立が期待されている。

本研究では、5 MeV/u 程度の低エネルギーヘリウムビームを用いて ^{96}Zr(α,n)^{99}Mo 反応により ^{99}Mo を製造する手法を検討している。この手法では反応しきい値付近のエネルギーを利用するため、他の手法に比べて副産物 RI が少なく高い比放射能を有する ^{99}Mo が製造できる可能性がある。本発表では、ヘリウムビームを ^{nat}Zr 試料に照射し、^{96}Zr(α,n)^{99}Mo の励起関数測定を行った結果を報告する。

2. 実験と結果

照射実験は放射線医学総合研究所 HIMAC 中エネコースで行った。図 1 に実験体系の概略図を示す。5 μm の ^{nat}Zr 箔と ^{nat}Ti 箔を交互に合計 35 枚スタック状に重ねて照射試料を作成し、核子当り 6 MeV のヘリウムイオンを照射した。照射ターゲットをスタック状に分割することで、それぞれの試料からは、入射エネルギーの異なったヘリウムイオンにより生成された放射能のデータが得られる。それぞれの試料から放出される核種固有のエネルギーを持つガンマ線を高純度 Ge 検出器で測定し、IAEA が提供する ^{nat}Ti(α,x)^{51}Cr の標準断面積を基準として ^{nat}Zr からの生成核種に対する励起関数を導出した。

本研究は科研費(17K10381)の助成を受けたものである。

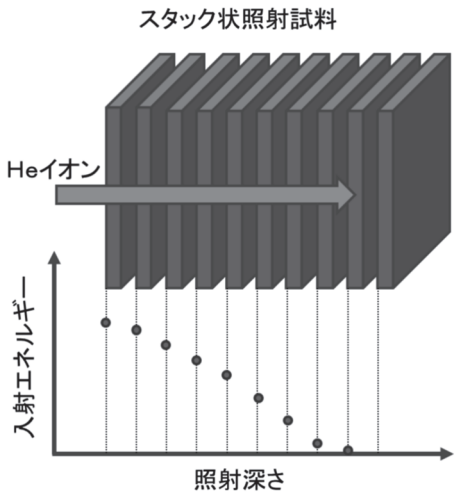


図 1. ^{96}Zr(α,n)^{99}Mo 反応断面積実験概要

* Masayuki Hagiwara[1], Hiroshi Yashima[2], Toshiya Sanami[1], Shunsuke Yonai[3]

[1] KEK/SOKENDAI, [2] Kyoto Univ., [3]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Zr 標的へのアルファ粒子照射による ^{99}Mo の励起関数測定

Excitation function measurement to produce ^{99}Mo by an alpha-induced reaction on natural zirconium

村田朋大[1], *合川正幸[1], 齋藤萌美[1], 右近直之[2], 小森有希子[3], 羽場宏光[3], タカッチ サンドール[4]
[1]北海道大学, [2]福島県立医科大学, [3]理化学研究所, [4]ハンガリー原子核研究所

本研究では 50 MeV のアルファ粒子を Zr 箔に照射し、積層箔法及び放射化法を用いて ^{99}Mo の生成断面積を測定した。得られた結果を先行研究および TENDL のデータと比較したところ、励起関数のピークエネルギー付近の断面積が異なることを確認した。

キーワード：モリブデン 99、テクネチウム 99m、ジルコニウム、アルファ粒子、励起関数、断面積

1. 緒言

^{99}Mo の安定的な製造方法の確立は、医療診断用に広く利用されている ^{99m}Tc の供給に不可欠である。本研究では ^{96}Zr(α,n)^{99}Mo 反応による ^{99}Mo の生成に着目し、積層箔法及び放射化法を用いて ^{99}Mo の生成断面積を測定した。得られた励起関数を先行研究[1,2]および TENDL[3]のデータと比較した。

2. 実験

標的として 10 x 10 mm^{2}のサイズに切断した ^{nat}Zr 箔(純度 99.2%、厚さ 20 μm、ニラコ製)およびモニター反応用の Ti 箔(純度 99.6%、厚さ 5 μm、ニラコ製)を用意した。本実験では計 40 枚(Zr 箔 24 枚、Ti 箔 16 枚)の箔を重ねて標的フォルダーに固定した。アルファ粒子は理化学研究所の AVF サイクロトロンを用いて 50 MeV に加速し、ビーム強度 203.6 pnA で 2 時間照射した。ビーム照射後、高純度ゲルマニウム検出器を用いたγ線スペクトロメトリーを行い、^{99}Mo の励起関数を測定した。

3. 結論

本研究で取得した ^{99}Mo の励起関数を先行研究[1,2]および TENDL[3]のデータと比較した。結果を Fig. 1 に示す。測定した励起関数は 14 MeV 付近にピークがあり、ピークにおける断面積の値は先行研究のデータより約 30%大きい 210 mb 程度であることが確認された。

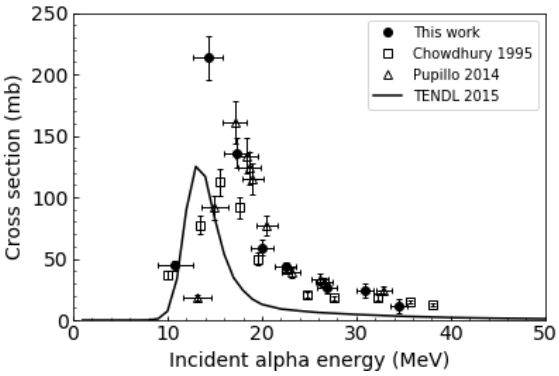


Fig. 1 Excitation function of the ^{nat}Zr(α,x)^{99}Mo reaction

参考文献

[1] D.P. Chowdhury et al., Nucl. Instr. Methods B **103**, 261 (1995).
[2] G. Pupillo et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. **302**, 911 (2014)
[3] A.J. Koning et al., Nucl. Data Sheets **113**, 2841 (2012),
Database available from: <https://tendl.web.psi.ch/tendl_2015/tendl2015.html>, 2015.

Tomohiro Murata[1], *Masayuki Aikawa[1], Moemi Saito[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3], and Sándor Takács[4]
[1]Hokkaido Univ., [2]Fukushima Medical Univ., [3]RIKEN, [4]ATOMKI

^{nat}Yb への 50 MeV アルファ粒子入射反応における ^{177}Lu の生成断面積について

Production cross sections of ^{177}Lu from 50 MeV alpha-induced reaction on ^{nat}Yb

*齋藤萌美[1], 合川正幸[1], 村田朋大[1], 右近直之[2], 小森有希子[3], 羽場宏光[3], Sándor Takács[4]
[1] 北海道大学, [2] 福島県立医科大学, [3] 理化学研究所, [4] ハンガリー原子核研究所

ルテチウム-177(^{177}Lu)は治療と診断を融合させた医療(Theranostics)実現の可能性を持つ医療用核種である。しかしながらその生成手法は未だ確立されておらず、生成断面積データによる生成核反応決定は急務である。今回、自然存在比イッテルビウム(^{nat}Yb)へのアルファ粒子入射に着目をし、^{177}Lu の生成断面積測定実験を行った。

キーワード：医療用核種, ルテチウム 177, 生成断面積

1. 緒言

近年、治療 (Therapy)と診断 (Diagnosis)を融合させた Theranostics を実現するため、核医学ではより有用な医療用放射性核種 (RI)の探索が進められている。^{177}Lu ($T_{1/2}$ = 6.6 日)は、崩壊時に治療に有用なベータ線を放出すると同時に画像診断に有用なガンマ線を放出するため、Theranostics を実現する RI の一つとして注目されている[1]。しかしながら ^{177}Lu の生成手法は未だ確立されておらず、信頼性の高い生成断面積データを取得することは重要である。そこで我々は数ある生成手法のうち、^{nat}Yb へのアルファ粒子入射実験を行った。この実験は、先行研究[2]が 1 件のみ存在するが、励起関数のピーク領域のデータが存在しない。したがって、追実験によるデータの検証を行うと共にピーク領域までのデータ獲得を目指した。

2. 実験

本実験では、理化学研究所 AVF サイクロトロンを用いて 50MeV に加速したアルファ粒子を標的に照射した。積層箔標的には、^{nat}Yb (厚さ: 25 μm)と ^{nat}Ti (厚さ: 5 μm)を用いた。照射後、Ge 検出器を用いたガンマ線スペクトロメトリーによって生成核種の反応断面積を測定した。^{177}Lu の同定には、崩壊時のガンマ線 (208.37 keV (10.36%))を用いた。

3. 結果・考察

先行研究[2]及び TENDL-2015 と比較した実験結果を図 1 に示す。今回の結果は、両者と異なる結果となった。励起関数はエネルギーとともに増大し、ピーク位置の決定にはより高いエネルギーの実験が必要である。

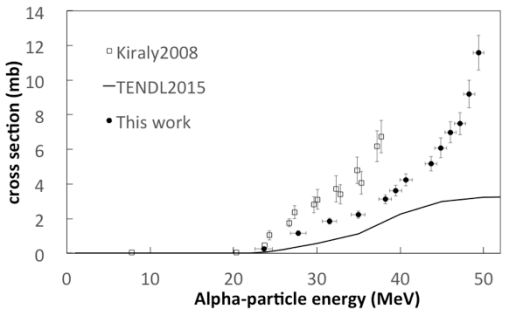


図 1 実験結果と先行研究[2]及び TENDL-2015 との比較

参考文献

[1] K. Rahbar et al., J Nuck. Med., 58 (2017) 85
[2] B. Király, et al., Nucl. Instrum. Meths Phys. Res. B, 266 (2008) 3919.

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[1], Tomohiro Murata[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3] and Sándor Takács[4]
[1] Hokkaido Univ., [2] Fukushima Medical Univ., [3] RIKEN, [4] ATOMKI

医療用核データ整備のための浦項加速器施設の制動放射線を用いた In-nat(g,xn)反応の放射化実験

Activation experiment for In-nat(g,xn) reactions using bremsstrahlung at Pohang Accelerator Laboratory

*牧永あや乃[1,2], Muhammad Zaman[3], Muhammad Shahid[3], Haradhara Naik[4], Lee Manwoo[5], Kim Guinyun[3], Cho Mooh-Hyun[6]
[1]あいんしゅたいん基礎科学研, [2]北大, [3]慶北国立大, [4]バーバ原子力研究所, [5]東南圏原子力医学院, [6]浦項工科大学

抄録 医療用の In-111 と In-114m 同位体の生成方法と不純物の評価を行うために、韓国浦項加速器施設 PAL における 100MeV 電子線形加速器から発生させた、61-65MeV 制動放射線を用いて In-nat(g,nx)反応の放射化実験を行った。

キーワード：光核反応、放射化法、医療用同位体生成、制動放射線

1. 緒言

医療用放射性同位体の生成方法や不純物の評価を行うためには高精度の核データ情報が重要となる[1,2]。本研究では、シンチグラフィーで利用されるインジウム同位体について、制動放射線による生成量を調べる為に、In-nat(g,nx)反応を放射化法によって測定した。

2. 放射化による光核反応実験

実験は、韓国浦項加速器研究所(PAL)の制動放射線施設で行った。厚さ 0.1ｍｍ、質量 0.08g のナチュラルインジウム箔(同位体比 : In-113 4.3%, In-115 95.7%)に対して、最大エネルギー61, 63, 65 の制動放射線を各々 30 分間照射した。入射光子数を評価するために、厚さ 0.1mm の金箔とアルミ箔を用いた。照射後のターゲットから放出されるガンマ線については、 1 台の高純度ゲルマニウム検出器を用いて測定した。

3.結果

図 1 に、最大エネルギー65MeV の制動放射線によって放射化したインジウムのガンマ線スペクトルを示す。励起エネルギー約 1.8MeV まで領域において、In-110, In-111, In-112 からのガンマ線を観測した。本講演では、実験および解析について報告する。

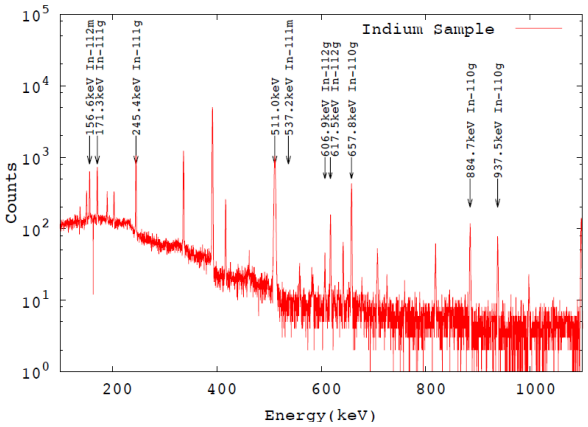


図 1　放射化されたインジウム同位体から放射されたガンマ線のエネルギースペクトル

参考文献

[1] F. Tarkanyi, et. al., Nucl. Instrum. Methods B 351(2015)6-15.
[2] Md. Shakilur Rahman et. al., Nucl. Instrum. Methods B 268(2010)13-19.

---

*Ayano Makinaga[1,2], Zaman Muhammad[3], Shahid Muhammad[3], Naik Haradhara[4], Manwoo Lee[5], Guinyun Kim[3], Mooh-Hyun Cho[6]
[1]JEin Institute for Fundamental Science, [2]Hokkaido University, [3]Kyungpook National University, [4]Bhabha Atomic Research Centre, [5]Dongnam Institute of Radiological Science, [6]Pohang University of Science and Technology

Measurement of the Neutron Capture Cross Section of ^{237}Np using ANNRI at MLF/J-PARC

* Gerard Rovira[1], T. Katabuchi[1], K. Tosaka[1], S. Matsuura[1], A. Kimura[2] and S. Nakamura[2]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology
[2]Nuclear Science and Engineering Directorate, Japan Atomic Energy Agency

Neutron capture cross section measurements for ^{237}Np have been conducted with neutrons with energy ranging from thermal energy to several hundred keV. A Time of Flight (TOF) method using NaI(Tl) detectors was employed for this measurement and the data were analyzed based on a pulse-height weighting technique in order to derive the neutron capture cross section.

Keywords: J-PARC, ANNRI, Neutron capture cross section, NaI(Tl) detector, Minor actinides, Time-of-flight measurement.

1. Introduction

Precise nuclear data for neutron capture cross sections on minor actinides (MAs) are of the essence for fundamental studies and applications in nuclear science and engineering. Neptunium-237 is one of the most abundant MAs in spent nuclear fuels. It possesses a long half-life of 2.144 x 106 years and it produces an intense α-emitter of 238Pu by neutron capture and a subsequent β decay. Hence, it is essential to determine the thermal neutron capture cross section (σ_0), the resonance parameters and the neutron cross section in the high energy accurately when examining the nuclear transmutation of ^{237}Np. An extensive set of experimental data has been reported on the ^{237}Np (n, γ) reaction using both activation and time-of-flight (TOF) methods. The thermal energy region is well described but, up until now, it has not been possible to obtain a steady value for σ_0 as differences between experiments differ from 7.5% up to 15%. At the high-energy range, the available experimental data is scarce and differences between measurements can be up to a factor of two. In the present work, preliminary results of the neutron capture cross section for ^{237}Np are presented for incident neutron energy ranging from thermal energy to several hundred keV using a TOF method. A NaI(Tl) spectrometer was employed and the pulse width of the detector signal was recorded. This pulse width was converted into pulse height in order to apply a pulse height weighting technique (PHWT) to determine the capture cross section. Incident neutron spectrum was calculated using 478 keV γ-rays from ^{10}B(n, α) ^{7}Li events and also neutron capture events on a gold sample.

2. Experiments

The experiments were performed using the Accurate Neutron Nucleus Reaction Measurement Instrument (ANNRI) at the Materials and Life Science Facility (MLF) of the Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC). Intense pulsed neutrons were produced by the Japanese Spallation Neutron Source (JSNS) in the MLF building using the 3 GeV proton beam of the J-PARC facility. The proton pulses were shot at the spallation target every 40 ms. A TOF method was employed in the present experiment with a flight path of 27.9 m up to the sample position. Emitted γ-rays from the sample were detected by a NaI(Tl) detector surrounded by annular plastic scintillation detectors to suppress cosmic-ray background by anti-coincidence detection. Two capture samples of ^{237}Np were used for the measurements. The first sample consisted of 227mg of neptunium dioxide (NpO_2) powder together with 624.5 mg of Al powder and it possessed an activity of 5 MBq. The second sample was formed by 43.13 mg of neptunium dioxide (NpO_2) powder mixed with 686 mg of Al powder with an activity of 1 MBq. The isotopic purity of ^{237}Np for both samples was 99.99%. The powders were packed into Al containers with a 20 mm diameter and 0.4 mm thick walls. A dummy container was also used for background measurement. Two neutron spectrum were obtained in this experiments using a 20 mm diameter gold sample and also using 478 keV γ-rays from ^{10}B(n, α)^{7}Li events. The boron sample contained enriched ^{10}B up to 90%, had a diameter of 10 mm and a thickness of 0.5 mm. Scattered neutron background was derived using a ^{nat}C sample with a 10 mm diameter and 0.5 mm thickness.

3. Conclusion

The ^{237}Np neutron capture cross section was measured using the pulsed neutron beam generated by the Japanese Spallation Neutron Source in the Materials and Life science Facility at the Japan Proton Accelerator Research Complex. Pulse width analysis along with pulse-height weighting technique has proven to be a successful offline technique to derive the neutron capture cross section. Analysis shows that the used ^{237}Np capture sample is not suitable for high energy measurements. Using a thicker sample is a future task to improve the results at high energy range. For the neutron spectrum calculation, ^{197}Au outperforms the results ^{10}B at higher energy and should be relied upon when extending the limitations of this experiment. For further development, as the resonance region is well characterized, we plan to conduct a resonance analysis in order to derive the resonance parameters.

共鳴吸収法を用いた Pu-239 の磁気双極子遷移強度の測定

Measurements of magneteic dipole strength in Pu-239 using nuclear resonance fluorescence

*静間　俊行[1,2]，C.T. Angell[1]，羽島　良一[1,2]，B. Ludewigt[3]，B.J. Quiter[3]，小泉　光生[2]
[1]量研，[2]原子力機構，[3]LBNL

核共鳴蛍光散乱を用いた核物質の非破壊分析では、対象となる原子核の共鳴散乱断面積の情報が必要となる。本研究では、デューク大学 HIgS 施設で稼働中のレーザーコンプトンガンマ線を用いて、透過型の核共鳴蛍光散乱法（共鳴吸収法）による Pu-239 の双極子遷移強度および分岐比の測定を行った。

キーワード：核共鳴蛍光散乱、レーザーコンプトンガンマ線、双極子遷移

1. 緒言

四重極変形核では、励起エネルギー2.5～4MeV に、ハサミ状振動（シザースモード、ScM）に基づく準位が現れ、これまで、核共鳴蛍光散乱や非弾性電子散乱を用いて、ScM 準位からの磁気双極子（M1）遷移の測定が行われてきた。一方、2000 年代半ばから、軽イオン散乱等を用いて、ScM-M1 遷移強度の測定が行われているが、核共鳴蛍光散乱実験の結果と比べて 2 倍以上の強度が報告されている。本研究では、Pu-239 の ScM-M1 遷移強度および分岐比を求めるため、共鳴吸収法による Pu-239 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

核共鳴蛍光散乱実験は、米国デューク大学の HIγS 施設で行った。中心エネルギー2.14 MeV で、エネルギー半値幅約 4%のレーザーコンプトンガンマ線を厚さ 7mm、濃縮度 93%の Pu-239 吸収ターゲットに照射した。さらに、透過ガンマ線を濃縮 Pu-239 散乱ターゲットに照射し、散乱ターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を、相対効率 60%の高純度ゲルマニウム検出器 4 台を用いて計測した。

3. 結果

図 1 に、散乱ガンマ線のエネルギースペクトルを示す。本測定により、新たに 17 本の遷移を観測し、励起エネルギー2.12 から 2.19 MeV における 平均積分断面積は 13 eV b であった。また、基底状態と第一励起状態への分岐比として 0.4、全 M1 遷移強度として 3.6μ_N^2 を得た。このことから、毎秒 10^{13} の強度をもつレーザーコンプトンガンマ線を用いることにより、燃料集合体中の Pu-239 を、4 時間で 3%の測定誤差で分析可能であることが分かった。なお、本研究は「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部として実施した。

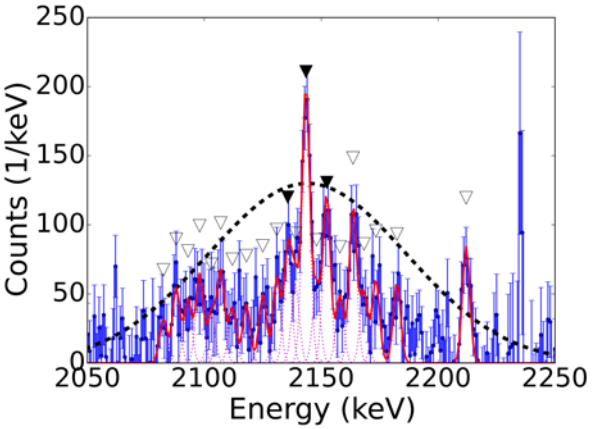


図 1. Pu-239 の散乱ガンマ線のエネルギースペクトル。既知の遷移を▼、新たに観測された遷移を▽で示している。

*Toshiyuki Shizuma[1], Christopher T. Angell[1], Ryoichi Hajima[1], Bernhard Ludewigt[2], Brian J. Quiter[2], and Mitsuo Koizumi[3]
[1]QST, [2]LBNL, [3]JAEA

新たな放射線検出器不感時間

A new kind of radiation-detector dead-time

*Brian Yamada Hales，木村　敦，中村　詔司，岩本　修
原子力機構

中性子飛行時間法（TOF）のような放射線の時間依存性を測定する実験では検出器・データ収集系に発生する不感時間を正確に補正する必要がある。従来、不感時間の補正では麻痺型と非麻痺型モデルがよく利用されているが、これらのモデルでは説明できない不感時間が観測された。本発表では観測された不感時間のモデル、及び補正法を紹介する。

キーワード：不感時間、時間依存放射線測定、飛行時間法（TOF）、データ収集系(DAQ)

1. 緒言

時間依存の放射線測定実験では検出器・データ収集系（DAQ）の不感時間を補正する必要がある。これまで広く用いられてきている麻痺型不感時間と非麻痺型不感時間モデルは、検出器で放射線を測定した場合、そこから一定時間は新たな放射線を測定できない（後ろ側に不感時間が発生する）というモデルであった。しかしながら、CAEN v1724 digitizer を用いる J-PARC・MLF・ANNRI の Ge 検出器 DAQ システムにて実施されたパルス中性子を用いた TOF 実験において、これらのモデルでは説明できない現象が観測された。

2. 観測された不感時間

図 1 にエネルギーと時間の両方を測定する TOF 実験において連続する 3 個のγ線を(t_1, t_2, t_3)に観測した場合に、二個目のγ線のエネルギー情報が観測されなかったイベントの分布を示す。最初の二つのγ線の時差 t_2-t_1が 0.5μs 以内であれば DAQ は二つのγ線の分離ができず一つのγ線として処理されるため、この領域にはイベントペアが存在しない。0.5μs から 3.2μs 以内であれば、二個目のγ線はエネルギー情報を失い、図 1 では Dropped Event として現れる。3.2μs 以上ならば従来のモデルでは不感時間から回復しているので測定可能なはずであるが、図 1 にあるように t_3-t_2が 2.5μs 以下であれば二個目のγ線のエネルギー情報が失われている。このことは、後に発生した三個目のγ線により二個目のγ線が測定できない場合があり、不感時間が従来考えられていた後ろ側だけでなく、前側にも発生していることを示している。

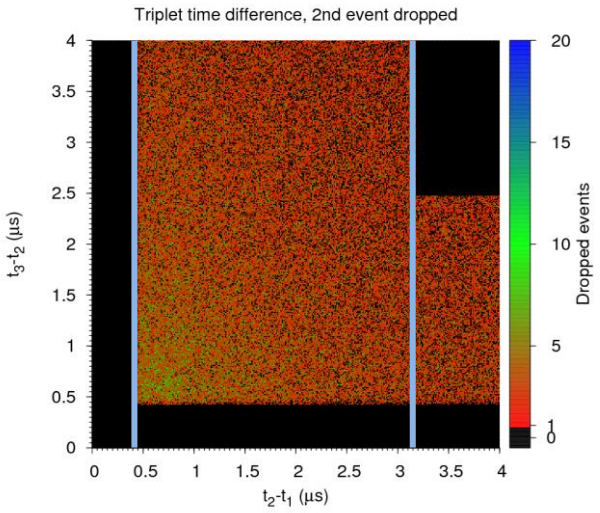


図１：TOF 実験データ。3 個のγ線を(t_1, t_2, t_3)に観測した場合に、t_2のγ線のエネルギー情報が観測されなかったイベントの分布。

本発表では、この新しい不感時間について、発生のメカニズム、原因及び補正法等について詳細に報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

* Brian Yamada Hales, Shoji Nakamura, Atsushi Kimura, Osamu Iwamoto
Japan Atomic Energy Agency

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

[2G08-13] Fission Reaction

Chair: Osamu Iwamoto (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 4:20 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[2G08] Calculation of independent fission product yield and fission spectrum with the statistical decay theory

*Shin Okumura[1], Toshihiko Kawano[2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Los Alamos National Laboratory)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G09] Calculation of independent fission product yield and fission spectrum with the statistical decay theory

*Toshihiko Kawano[1], Shin Okumura[2], Satoshi Chiba[2] (1. LANL, 2. Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G10] Systematics of 4-D Langevin Calculations.

*MARK DENNIS USANG[2,1], FEDIR IVANYUK[3,1], CHIKAKO ISHIZUKA[1], SATOSHI CHIBA[4,1] (1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY, TOKYO, JAPAN, 2. MALAYSIA NUCLEAR AGENCY, BANGI, MALAYSIA, 3. INSTITUTE FOR NUCLEAR RESEARCH, KIEV, UKRAINE, 4. NATIONAL ASTRONOMICAL OBSERVATORY OF JAPAN, TOKYO, JAPAN)

3:15 PM - 3:30 PM

[2G11] The study of nuclear fission and nuclear collision by Antisymmetrized Molecular Dynamics(3)

Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2], Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], *Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku Univ., 3. Hokkaido Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2G12] Friction coefficient derived from time dependent density functional theory

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2,1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo institute of technology, 2. Shibaura Institute of Technology)

3:45 PM - 4:00 PM

[2G13] Estimation of Multi-chance fission using Dynamical model

*Shoya Tanaka[1], Kentaro Hirose[2], Katsuhisa Nishio[2], Yoshihiro Aritomo[1], Masahisa Ohta[3] (1. Kindai University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Konan University)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

統計模型理論を用いた独立収率とスペクトルの計算
（1）独立収率及びアイソマー生成比

Calculation of Independent Fission Product Yield and Fission Spectrum with the Statistical Decay Theory

(1) Independent Fission Product Yield and Isomeric Ratio

*奥村 森[1]，河野 俊彦[2]，千葉 敏[1]

[1]東工大先導原研，[2]ロスアラモス国立研究所

Hauser-Feshbach 理論による統計崩壊計算を、収率及び全運動エネルギー（TKE）の分布を決定論的に与えた核分裂直後の核分裂片約 1,000 核種に対して適用し、独立収率、アイソマー生成比、即発中性子・γ線の多重度及びスペクトルの再現を試みた。

キーワード：核分裂、核分裂収率、アイソマー生成比

1. 緒言

核分裂により 1,000 核種を越える核分裂片が生成される。これらの核分裂片は高い励起状態にあり、即発中性子やγ線を放出することで脱励起し核分裂生成物となる。これらの過程は非常に短いタイムスケールで発生し、また、1,000 を越える核種を同定し測定することには実験的困難が伴う。このため、JENDL 等の核分裂収率データでは、Wahl Systematics[1]を用いた電荷分布や、Madland-England（ME）のモデル[2]で算出されたアイソマー生成比が採用されるなど、モデルによる値が取り入れられている。近年、核分裂現象の理解を目的とした各種の理論模型による計算コードが開発され、その可用性が向上しつつある。これら理論模型では、断裂直後の核分裂片の収率の分布や全運動エネルギー（TKE）分布など測定が困難な物理量をも得ることができる一方で、その核分裂片の収率分布は即発中性子放出前の分布であるため、独立収率の実験値や評価値と直接比較することができない。また、一般に、Monte Carlo 法や Langevin 模型のような動力学法では、核分裂収率が非常に小さな核種のサンプリングには膨大な計算が必要とされる。

そこで本研究では、断裂直後の高励起状態にある核分裂片の収率及びそれらが有する TKE を、実験値を参考に決定論的に分布を与え、それら核分裂片の統計崩壊過程に対し Hauser-Feshbach 理論を適用し、即発中性子・γ線並びに独立収率を計算する手法を開発し、その適用可能性について ^{235}U(n,f)を例に計算を行なった。

2. 計算手法

即発中性子放出前の核分裂片の収率分布 Y(A, Z, TKE)は、複数の Y(A)実験値を 5 つのガウス関数でフィッテングし、Z_p モデル[1]で電荷分布を与えた。また、TKE(A)についても実験値をフィッティングし 4%の分布幅を持たせた。これらにより生成した約 1,000 核種の Y(A, Z, TKE)に対して統計模型計算を行なった。計算には、本研究で開発した Hauser-Feshbach Fission Fragment Decay (HF^{3}D)を用いた。統計模型モデル計算では、TKE からエネルギー保存則により得られた核分裂片の全励起エネルギー(TXE)を R_T モデルにより 2 つの分裂片に分割し与え、スピン・パリティ分布を仮定し、これらを調整可能パラメータとして、即発中性子放出後の各種実験値を再現するよう調整を行なった。比較した実験値は、即発中性子多重度 P(ν)と、その核分裂生成物の質量数依存性 $\bar{\nu}$(A)、核分裂生成物の独立収率 Y_I(A)及びアイソマー生成比である。また、入射中性子エネルギー依存により収率及びアイソマー生成比の変化についても同様の手法にて計算を行なった。

3. 結果と考察

図 1 に、統計模型計算に使用した Y(A)と、計算による $\bar{\nu}$(A)、Y_I(A)をそれぞれ実験値、JENDL/FPY-2011 の独立収率と比較した結果を示す。計算結果は、$\bar{\nu}$(A)、Y_I(A)の実験値及び JENDL の傾向をよく再現した。同時に計算されたアイソマー生成比は、ME モデルと比較して低く見積る傾向を示した。また、アイソマー生成比は、入射中性子エネルギーの増加に対して一定となることがわかった。

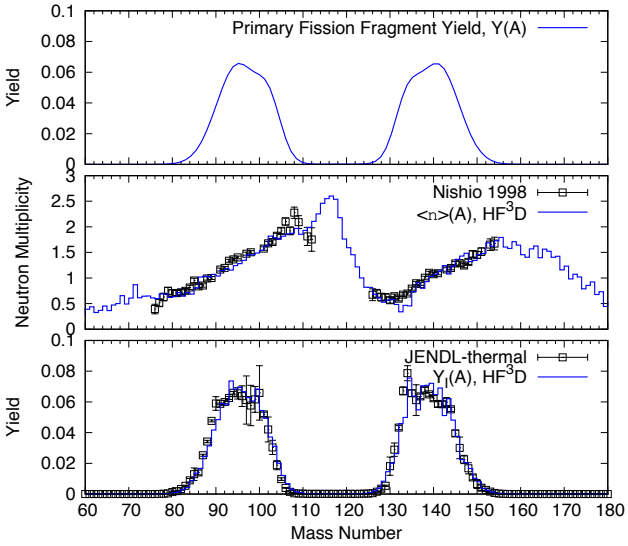


図 1 計算に使用した核分裂片収率（上）、HF^{3}D 計算により得られた中性子多重度（中）、即発中性子放出後の独立収率

参考文献 [1] A.C .Wahl, LA-13928 (2002).
[2] D. G. Madland and T. R. England, LA-6595-MS (1994).

謝辞 本研究は原子力システム研究開発事業で文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施した平成 29 年度“代理反応によるマイナーアクチノイド核分裂の即発中性子 測定技術開発と中性子エネルギー評価”の成果である。

*Shin Okumura[1], Toshihiko Kawano[2] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech., [2]LANL.

Calculation of Independent Fission Product Yield and Fission Spectrum with the Statistical Decay Theory (2) Prompt Fission Neutron Spectrum

*Toshihiko Kawano[1], Shin Okumura[2], and Satoshi Chiba[2]
[1]Los Alamos National Laboratory, [2]Tokyo Institute of Technology

We applied the Hauser-Feshbach statistical decay theory to the excited fission fragments formed just after fission to calculate the fission product yield, and the prompt fission neutron and gamma-ray spectra. We included a large number of fission fragment pairs produced in the ^{235}U(n_{th},f) reaction. The neutron kinetic energy was converted into the laboratory-frame and aggregated.

Keywords: prompt fission neutron spectrum, independent product fission yield, Hauser-Feshbach theory

1. Introduction

The Monte Carlo Hauser-Feshbach technique is a recent attractive method to evaluate the prompt fission neutron spectrum, where all the neutrons from possible fission fragments are aggregated in a stochastic way. In contrast to some analytical methods employed in the evaluated nuclear data files, the Monte Carlo technique has a wider model parameter space, and it is often time-consuming. Instead of performing the Monte Carlo sampling, we developed a deterministic method, yet a large number of fission fragments are involved in the Hauser-Feshbach calculation, and demonstrated feasibility of applying this to the fission product yield (FPY) evaluation. Constraining the model parameters by several fission observables, we are able to calculate the prompt fission neutron spectrum by converting the neutron energy into the laboratory-frame, which is consistent with the FPY evaluation.

2. Method

We calculate the Hauser-Feshbach decay of compound nuclei that are formed in fission. The fission fragment yields are given by the five Gaussian form based on several experimental data, together with Wahl's Z_p model. The most important model parameters that define an initial configuration of a compound nucleus are, (1) the anithothermal parameter to determine the energy split into two fission fragments, and (2) the spin distribution of the populated states. These are estimated by some fission experimental data, and we report this in our series talk.

Since the Hauser-Feshbach decay from each fission fragment is performed in the center-of-mass frame, the kinetic boost due to the moving fragment for the CMS spectrum $\phi(J,\Pi,E_x,\epsilon)$ from a specific initial state labeled by the spin J, parity Π and the excitation energy E_x is calculated as

$$\chi(E) = \int dE_x \int_{(\sqrt{E}-\sqrt{E_k})^2}^{(\sqrt{E}+\sqrt{E_k})^2} \sum_{J\Pi} \frac{1}{4\sqrt{E_k}\epsilon} \phi(J,\Pi,E_x,\epsilon) R(J,\Pi) G(E_x) d\epsilon \,, \tag{1}$$

where, ϵ is the neutron outgoing energy in CMS, E_k is the kinetic energy of the fragments per nucleon, E is the neutron energy in the laboratory frame, $R(J,\Pi)$ is the spin and parity distribution, and $G(E_x)$ is the distribution of excitation energy. E_x and E_k are connected by the energy conservation. $\chi(E)$ is given for a pair of fission fragments, and the final neutron spectrum is the sum of $\chi(E)$ weighted by the fission fragment yield. The same technique can be applied to the prompt fission γ-ray spectrum, while no kinematic boost.

3. Results and Discussions

The calculated prompt fission neutron spectrum for the thermal neutron-induced fission on ^{235}U is shown in Fig. 1 as a ratio to the Maxwellian spectrum with the temperature of 1.32 MeV. We emphasis that this calculation was not adjusted the experimental data of fission spectrum, but it was derived from the model parameters tuned to other fission observables such as $\overline{\nu}$. The calculation well reproduces the experimental data up to 6 MeV of the neutron outgoing energy, and drops faster than the data. This tendency is also seen in our previous study using the Monte Carlo technique.

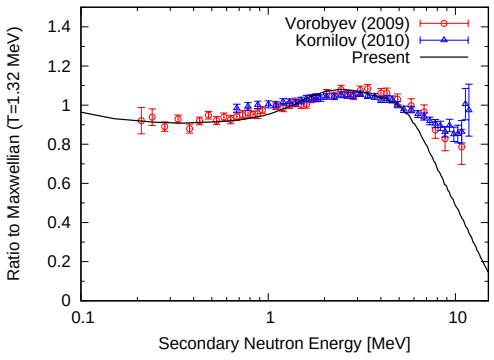


Fig. 1: Prompt fission neutron spectrum for the thermal neutron induced fission on ^{235}U, shown as a ratio to Maxwellian of $T = 1.32$ MeV.

Systematics of 4-D Langevin Calculations.

*Mark Dennis Usang[1,2], Fedir A. Ivanyuk[3], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1,4]
[1]Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan, [2]Malaysia Nuclear Agency, Bangi, Malaysia,
[3]Institute for Nuclear Research, Kiev, Ukraine, [4]Astronomical Observatory of Japan, Tokyo, Japan.

Detailed systematics of fission fragment mass and total kinetic energy (TKE) resulting from four-dimensional (4-D) Langevin calculations are compared with known experimental data and systematics. We will see the contributions of TKE from both symmetric and asymmetric fragments towards the patterns and anomalies seen in both systematics. The mass systematics in question refers to Flynn fission fragment mass systematics. Meanwhile, the TKE systematics we meant here is Viola systematics.

Keywords: Langevin equation, Total kinetic energy, Nuclear Fission

1. Introduction

In the 3-D Langevin calculations with microscopic transport coefficients [1], we are able to see the manifestation of the various fission modes particularly with regards to ^{258}Fm which produces an anomalous TKE estimates far higher than what are expected from Viola systematics [4]. In the current work, the Langevin equation had previously been extended by an extra dimension [5] revealing to us some dynamics that have previously alluded us. As a results, we have now obtained a better understanding regarding the transition from double peak to single peak single fission fragment yield for the actinides from Uranium up to Fermium.

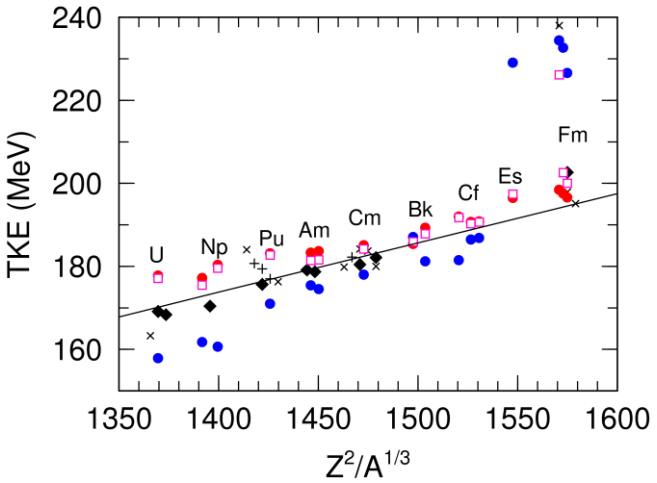


Fig. 1 Calculated TKE systematics for the average (square pink), symmetric (blue) and asymmetric (red) components of the fission fragment mass. Comparison are made with experimental data from Hoffman [2,3] in 'x' and '+' and JENDL's average TKE (diamond). The line is from the systematics by Viola [4].

2. Preliminary Result

Our preliminary result are best summarized in Fig. 1 where we compare the TKE of various fissioning system against the Coulomb repulsion it experienced in the fission process. From Uranium to Fermium with the exception of ^{258}Fm, we noticed that the TKE are dominated by the contributions from asymmetric contributions. Additionally, we see that the TKE from symmetric components increases more rapidly as it approach Californium and increases suddenly for ^{254}Es even though the contributions from asymmetric fragments are more dominant. This clearly indicates that as the double magic configuration of ^{258}Fm are approached, the strength of the symmetric repulsion increases as had been previously speculated.

References

[1] M. D. Usang, C. Ishizuka, F. A. Ivanyuk, and S. Chiba, Phys. Rev. C **96**, 064617 (2017).
[2] D. C. Hoffman and M. R. Lane, Radiochim. Acta **70**, 135-146 (1995).
[3] D. C. Hoffman, T. M. Hamilton and M. R. Lane, *Nuclear Decay Modes* (CRC, Boca Raton, FL, 1996), pp. 393-432.
[4] V. E. Viola, K. Kwiatkowski and M. Walker, Phys. Rev. C **31**, 1550 (1985).
[5] C. Ishizuka, M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, J. Maruhn, K. Nishio and S. Chiba, Phys. Rev. C **96**, 064616 (2017).

反対称化分子動力学による核分裂及び原子核衝突の研究(3)

Study of Fission and Nuclear Collisions by Antisymmetrized Molecular Dynamics(3)

*餌取 篤彦[1], 小野 章[2], 木村 真明[3], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]

[1]東京工業大学, [2]東北大学, [3]北海道大学

反対称化分子動力学(AMD)を用いて、核分裂を記述するブーストモデルの新たな解析と考察を行った。今回は特に、AMD に内在している確率過程が最終的に得られるフラグメントの様々な物理量にどのように影響しているかを解析し、モデルの妥当性を検証した。

キーワード：反対称化分子動力学、核分裂、二核子衝突、量子揺らぎ、決定論

1. 諸言

核分裂は基礎、応用両面で重要であるが、原子核の大振幅集団運動としての困難さから、これまでは主として断裂時のポテンシャルに基づく静的模型や、核分裂を記述するのに便利な数個の自由度の時間発展のみを考慮する巨視的・微視的模型（例えば[1]）によって取り扱われ、核分裂片質量数分布や全運動エネルギー分布が議論されてきた。一方、微視的な観点からの核分裂の記述は十分には進んでいない。例えば TDHF または TDDFT は決定論的な理論であるため、核分裂の特徴である様々な物理量の“分布”を記述することができず、その対策として初期条件に“揺らぎ”を取り入れるという処方が用いられたりしている。

2. 手法

我々は、AMD[2]に内在される二核子衝突が核分裂の記述に必要な揺らぎをもたらす確率過程である可能性に着目し、AMD に基づく核分裂の微視的記述に取り組んでいる。本研究では、一核子当たり約 1.3MeV の励起エネルギーを与えた ^{236}U の核分裂のシミュレーションを行い、最終的に得られる核分裂片の解析を行った。まず、初めに AMD 内のすべての確率過程を抜いた状態で核分裂をしない初期条件を作成し、次いで二核子衝突をはじめ、初期状態の回転や運動量揺らぎ[3]といった確率過程が核分裂に対しどのような影響を及ぼすかを調べた。

3. 結論

確率過程の無い場合には核分裂に至らない初期配置でも二核子衝を導入することで核分裂に至り、核分裂片に関する様々な分布が生起することが分かった。すなわち AMD に含まれる確率過程はランジュバン模型におけるランダム力と同様、核分裂の記述において決定的に重要な役割を果たしている。また核分裂片質量数分布や全エネルギー分布に加え、核分裂片が持つフラグメントの励起エネルギーや角運動量分布、フラグメントの放出角度を調べた。様々な物理量を通して、本研究で開発したブーストモデルの妥当性を検証する予定である。

参考文献:

[1]C. Ishizuka *et al.*: Phys. Rev. C **96**, 064616 (2017).

[2]A. Ono *et al.*: Prog. Theor. Phys. **87**, 5 (1992).

[3]A. Ono *et al.*: Phys. Rev. C **53**, 845 (1996).

---

*Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2], Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech., [2]Tohoku Univ., [3]Hokkaido Univ.

時間依存密度汎関数理論から導く摩擦係数

The friction coefficient derived from Time-Dependent Density Functional Theory

*西川崇[1]，岩田順敬[2]，千葉敏[1,2]
1.東京工業大学大学院環境・社会理工学院融合理工学系原子核工学コース
2 東工大科学技術創成研究院先導原研

核分裂のランジュバン模型計算に用いられる摩擦係数を微視的な理論である時間依存密度汎関数法(TDDFT)の枠組みから導出し、エネルギー（温度）依存性や質量数依存性を系統的に調べた。

キーワード　核分裂、摩擦係数、時間依存密度汎関数法、ランジュバン模型

1. 緒言

原子核反応は微視的なスケールで見るとエネルギーが保存しているが、巨視的なスケールで見るとエネルギーが微視的な自由度に移ることにより、エネルギーが失われたように見える。このエネルギーが失われたように見えるのがエネルギー散逸(原子核間の摩擦)である。原子核間の摩擦は核分裂過程において、核分裂の時間スケール、断裂前中性子の放出数、核分裂片の運動エネルギーや励起エネルギー等を左右する重要な物理現象である。核分裂を記述できる模型として Langevin 模型[1]が良く用いられていて、Langevin 模型では摩擦テンソルとして、原子核間の摩擦を取り入れている。Langevi 核分裂のダイナミクスで摩擦が重要なことは Langevin 模型を用いた計算で示唆されているが、ランジュバン模型で使用されている摩擦係数は通常は巨視的、断熱的かつ静的な模型に基づく計算であり、動的効果が取り入れられていない。また原子核間の摩擦の微視的な効果もよく分かっていない。従って核子自由度を考慮に入れた微視的な枠組みから、動的に原子核間の摩擦係数を計算する必要がある。本研究では核子自由度を考慮に入れた時間依存密度汎関数法(TDDFT)から融合分裂反応におけるエネルギー散逸を摩擦係数として表し、その衝突エネルギー、反応核種に対する依存性について議論し、ランジュバン模型で使われている wall and window formula 及び線形応答理論により計算されているものと比較する。

2. 手法

微視的な理論から巨視的変数に対する係数を導くためには、中性子、陽子の個々の運動から集団的な運動を抽出する必要がある。本手法では微視的な効果を高い次元で含む TDDFT の計算結果を collective な方程式へ焼き直し、摩擦係数を入射エネルギーや反応させる核種に対して系統的に導出する。

3. 結論

図は一核子あたりに与える衝突エネルギーを 4MeV/A から 10MeV/A、衝突させるは原子核は中性子数 N=陽子数 Z の核を Z=2 から、Z=24 まで 2 つ飛ばしで変化させた時に得られる平均摩擦係数である。詳細は当日に発表する。

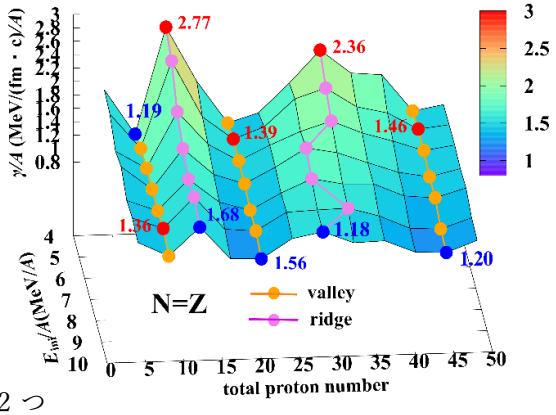


図:異なる衝突エネルギー、核種における平均摩擦係数

参考文献

[1]M.D.Usang et al, Phys. Rev. C94, 044602(2016).

---

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2], Satoshi Chiba[1,2] (1 Graduate School in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2 Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

動力学模型によるマルチチャンス核分裂の評価

Estimation of Multi-chance fission using Dynamical model

*田中 翔也[1]，廣瀬 健太郎[2]，西尾 勝久[2]，有友 嘉浩[1]，太田 雅久[3]
[1]近畿大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]甲南大学

マルチチャンス核分裂の効果を導入した理論計算によって、アクチノイド領域における核分裂片質量分布の実験データを再現し、高い励起エネルギーであっても核分裂片質量分布がふた山構造を維持するという傾向を説明した。

キーワード： 核分裂，原子核物理，動力学模型

1. 緒言

高い励起エネルギーを有した原子核において、そのまま核分裂するだけでなく、いくつかの中性子を放出した後にも核分裂を起こす(マルチチャンス核分裂)という考えが今まで議論されてきた。しかし、実験において核分裂のイベント毎に放出される中性子数を観測することができないため、マルチチャンス核分裂の効果を明確に説明することはできなかった。本研究では、マルチチャンス核分裂が質量分布へ与える影響を理論計算によって評価し、実験で観測される質量分布の形を再現することを目的としている。

2. 計算手法

我々は二つの理論模型を採用しマルチチャンス核分裂の反応過程を再現する計算手法を開発した。各チャンスにおける核分裂片質量分布の計算には散逸揺動定理に基づく動力学模型を採用し、マルチチャンス核分裂の発生確率の計算には統計模型コードとして GEF コード[1]を採用した。

3. 結果・考察

マルチチャンス核分裂の効果を導入することによって、高励起エネルギー領域においても実験データ[2,3]とよく一致する計算結果を得られた。例として ^{238}U (励起エネルギー：$E^* = 35$ MeV) の計算結果を図 1 に示す。このマルチチャンス核分裂の有無による計算結果の変化は、高励起複合核が分裂を起こすまでに中性子をいくつか蒸発させることで、原子核の中性子数と励起エネルギーが下がり、始状態の原子核より強く殻効果が効くためであると考えられる。また、本研究の計算結果が実験データとよく一致していることから、図 2 に示すように、実験で観測されている核分裂片質量分布はマルチチャンス核分裂によって、様々な状態に変化した原子核の情報を含んでいることが分かる[3]。

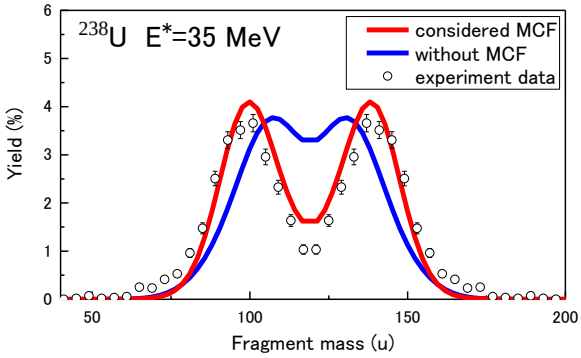


図 1. マルチチャンス核分裂を考慮した計算結果(赤い実線)および考慮しない計算結果(青い実線)

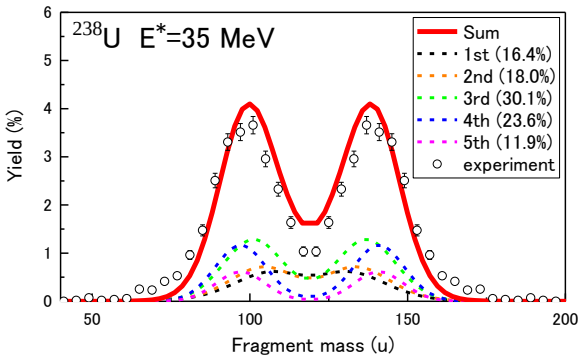


図 2. 各チャンス核分裂片質量分布(色付き点線)による核分裂片質量分布の構成要素

参考文献

[1] K.-H. Schmidt, B. Jurado, C. Amouroux, and C. Schmitt, Nuclear Data Sheets **131**, 107 (2016).
[2] R. Léguillon, K. Nishio, K. Hirose, et al., Phys. Lett. B **761**, 12 (2016).
[3] K. Hirose, K. Nishio, S. Tanaka, et al., Phys. Rev. Lett. **119**, 222501 (2017).

*Shoya Tanaka[1], Kentaro Hirose[2], Katsuhisa Nishio[2], Yoshihiro Aritomo[1] and Masahisa Ohta[3]
[1]Kindai Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Konan Univ.

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

[2G14-19] LLFP, DPA Cross Section

Chair: Toshiya Sanami (KEK)

Tue. Mar 27, 2018 4:20 PM - 5:55 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[2G14] Transmutation cross sections meausred by slow-down LLFP beams

*Shin'ichiro Michimasa[1], Nobuaki Imai[1], Susumu Shimoura[1], Shinsuke Ota[1], Masanori Dozono[1], Toshiyuki Sumikama[2], Hideaki Otsu[2], Shoichiro Kawase[3], Satoshi Takeuchi[4], ImPACT-RIBF collaboration （1. Center for Nuclear Study, the Univ. of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu Univ., 4. Tokyo Institute of Technology）

4:20 PM - 4:35 PM

[2G15] Proton and deuteron-induced reaction measurements for ^{107}Pd, ^{93}Zr with slow-down LLFP beams

*Masanori Dozono[1], Nobuaki Imai[1], Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Shinsuke Ota[1], Toshiyuki Sumikama[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Kotaro Iribe[3], ImPACT-RIBF collaboration （1. Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Department of Physics, Kyushu University）

4:35 PM - 4:50 PM

[2G16] Analysis of Coulomb breakup cross sections for $_{79,80}$Se and ^{93,94}Zr by statistical decay model

*Satoshi Takeuchi[1], Takashi Nakamura[1], Akihiro Hirayama[1], Hideaki Otsu[2], Yukinobu Watanabe[3], Shoichiro Kawase[3] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu University）

4:50 PM - 5:05 PM

[2G17] Measurement of isotopic production cross sections for proton- and deuteron-induced reactions on Y, Zr, and Nb isotopes at 100 MeV/u

Junki Suwa[1], *Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Yasuhiro Togano[4,3], Satoshi Takeuchi[3] （1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. Titech, 4. Rikkyo Univ.）

5:05 PM - 5:20 PM

[2G18] Development of cryogenic proton irradiation device and measurement of displacement cross sections with 200 MeV protons

*Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Toshimasa Yoshiie[3], Daiki Satoh[1], Hiroshi Yashima[3], Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Tatsushi Shima[4] （1. JAEA, 2. KEK, 3. KURRI, 4. RCNP, Osaka Univ.）

5:20 PM - 5:35 PM

[2G19] Measurement of DPA with 0.4-3 GeV proton beam at J-PARC

*Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Fujio Maekawa[1], Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Shoichi Hasegawa[1], Shunsuke Makimura[2], Tatsushi Nakamoto[2], Taku Ishida[2] （1. J-PARC/JAEA, 2. KEK）

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

低速 RI ビームを用いた LLFP 核の核反応断面積測定
OEDO ビームラインの開発および 2017 年度実験

Transmutation cross sections measured by slow-down LLFP beams
OEDO development and experiments in FY2017

*道正　新一郎[1], 今井　伸明[1], 下浦　享[1], 大田 晋輔[1], 堂園 昌伯[1],
炭竈 聡之[2], 大津 秀暁[2], 川瀬 頌一郎[3], 武内 聡[4], 他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]東大 CNS, [2]理研仁科センター, [3]九大, [4]東工大

昨年度において LLFP の短寿命化・安定化プロセス設計の基礎となる核反応データ測定を目的とし、理化学研究所 RI ビームファクトリー内に低エネルギーRI ビーム生成のための OEDO ビームラインが完成した。本装置を用いて今年度実施した装置試運転および LLFP 測定実験から評価した装置性能および取得した断面積測定データについて発表する。

キーワード：ImPACT, 核変換, 長寿命核分裂生成物, OEDO ビームライン, 断面積測定

LLFP の短寿命化・安定化を可能にするプロセス設計の基礎となる核反応データ測定を目的とした低エネルギーRI ビーム生成ビームライン・OEDO ビームラインが、2017 年 3 月に理化学研究所内 RI ビームファクトリー（RIBF）内に完成し、6 月に性能評価実験を行った。その後、10～11 月にかけて高分解能スペクトロメータ SHARAQ と組み合せた LLFP 核の核反応断面積実験を実施した。OEDO は、RIBF で生成された核子あたり約 250MeV の RI ビームを効率的に減速するため、RF 電場を用いた新しいイオン光学輸送法[1]を採用、低速（核子あたり 10MeV～50MeV）LLFP 粒子をはじめとした、低速不安定核ビーム生成に特化した装置となっている。図 1 は 45MeV/u ^{79}Se ビームに対する RF 電場のビーム収束能力を示した図である。本講演では本年度 OEDO ビームラインで行われた実験の紹介を通じて、原理検証実験に基づく性能評価および低速 LLFP 核(^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, 20～35MeV/u)の水素・重水素による核変換断面積測定実験の成果について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

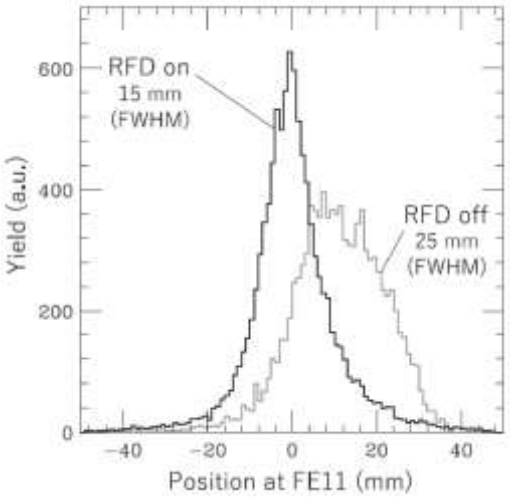


図 1: OEDO 装置での 45MeV/u ^{79}Se ビームの収束の様子（RF 電場 ON および OFF 時）

参考文献

[1] S. Shimoura et al., CNS Annual Report 2013, CNS-REP-93, 56 (2015).

[2] M. Dozono et al., Presentation in this meeting

*Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Nobuaki Imai[1], Shinsuke Ota[1], Masanori Dozono[1], Toshiyuki Sumikama[2], Hideaki Otsu[2], Shoichiro Kawase[3], Satoshi Takeuchi[4] and ImPACT-RIBF collaboration

[1]Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, [2]RIKEN Nishina Center, [3]Kyushu Unversity, [4]Tokyo Institute of Technology.

低速 RI ビームを用いた ^{107}Pd, ^{93}Zr の陽子及び重陽子誘起反応測定

Proton and deuteron-induced reaction measurements for ^{107}Pd, ^{93}Zr with slow-down LLFP beams

*堂園　昌伯[1]，今井 伸明[1]，道正　新一郎[1]，下浦　享[1]，大田　晋輔[1]，
炭竈　聡之[2]，千賀　信幸[2]，大津　秀暁[2]，入部　弘太郎[3]，他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]東大 CNS，[2]理研仁科センター，[3]九大院理

理化学研究所 RI ビームファクトリーにて、長寿命核分裂生成物、^{107}Pd および ^{93}Zr の陽子/重陽子誘起反応測定を行った。新しく完成した OEDO ビームラインを用いて低速 LLFP ビーム(~30MeV/u)を生成し、これを測定に用いた。本講演では、実験の詳細と測定結果について報告する。

キーワード： ImPACT, 核変換, 長寿命核分裂生成物, OEDO ビームライン

我々は、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)を短寿命化・安定化するための核変換技術の確立を目指し、その基礎となる核反応データの取得を行っている。これまでの研究により、中間エネルギー(100 - 200 MeV/u)の陽子/重陽子による核破砕反応が、LLFP の核変換に有用であることが示された[1-3]。一方で、より低エネルギー(10-30MeV/u)では、前平衡過程や複合核過程といった反応機構が支配的となり、これらの反応過程が新たな核変換方法として利用できる可能性がある。そこで、LLFP 核(^{107}Pd、^{93}Zr)に対し、約 30 MeV/u における陽子/重陽子誘起反応の測定を行った。

実験は、理化学研究所 RI ビームファクトリー(RIBF)にて行った。2017 年 3 月に新たに完成した低速 RI ビーム生成ライン「OEDO」[4]を用いて、約 30 MeV/u の LLFP ビームを生成した。得られたビームを水素または重水素ガス標的に照射し、反応生成物を下流の SHARAQ スペクトロメータにて測定した。得られた情報から、反応生成物の元素番号(Z)/質量数(A)/電荷(Q)を決定し、粒子識別を行った。図 1 に、^{107}Pd ビーム+水素ガス標的測定の場合の粒子識別の例を示す。最も多く見えている ^{107}Pd(Z=46)のイベントは反応を起こさなかったイベントである。一方で、Ag(Z=47)同位体が多く生成されていることが分かる。この傾向は中間エネルギーのデータでは見られなかったものであり、反応機構の違いが原因と考える。本講演では、より詳細な解析結果について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

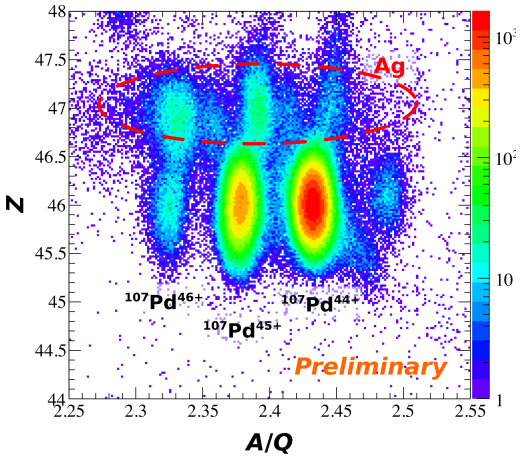


図 1：反応生成物の粒子識別。
元素番号(Z)と質量数/電荷(A/Q)の相関。

参考文献

[1] H. Wang et al., Phys. Lett. B754, 104 (2016).
[2] H. Wang et al., Prog. Theor. Exp. Phys. 2017, 021D01 (2017).
[3] S. Kawase et al., Prog. Theor. Exp. Phys. 2017, 093D03 (2017).
[4] S. Michimasa et al., Presentation in this meeting

*Masanori Dozono[1], Nobuaki Imai[1], Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Shinsuke Ota[1], Toshiyuki Sumikama[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Kotaro Iribe[3] and ImPACT-RIBF collaboration
[1]Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, [2]RIKEN Nishina Center, [3]Department of Physics, Kyushu University

^{79,80}Se および ^{93,94}Zr のクーロン分解反応断面積の統計崩壊モデルを使った解析

Analysis of Coulomb breakup cross sections for ^{79,80}Se and ^{93,94}Zr by statistical decay model

*武内 聡[1]、中村 隆司[1]、平山 晃大[1]、大津 秀暁[2]、渡辺 幸信[3]、川瀬 頌一郎[3]、
他 ImPACT-RIBF Collaboration
[1]東京工業大学, [2]理研仁科センター, [3]九州大学

長寿命核分裂生成物とその近傍核である ^{79,80}Se および ^{93,94}Zr の光吸収断面積導出を目的とし、対象核を二次ビームとしたクーロン分解反応実験を行った。解析で得られたクーロン分解反応微分断面積を、統計崩壊モデルを使用したシミュレーションと比較し光吸収断面積の評価を行った。

キーワード：ImPACT, LLFP, 光吸収断面積, クーロン分解反応, 逆運動学, RI ビーム

1. 緒言

原子力発電所で生成される高レベル放射性廃棄物には、長寿命核分裂生成物(LLFP: Long Lived Fission Products)が含まれており、これらの LLFP を核変換技術により短寿命化・資源化することを目的とした LLFP の核データ取得が ImPACT プロジェクトのもとで進められている。プロジェクトで進める実験の特徴は、理研 RIBF 施設で核子当たり 345 MeV に加速された ^{238}U の飛行核分裂により対象となる LLFP を二次ビームとして生成し、LLFP を安定核の標的に照射する逆運動学実験を行うことである。核データ取得に必要な核反応の候補には中性子捕獲反応、核子ノックアウト反応、破砕反応などがあるが、我々のグループではクーロン分解反応を用いた光吸収断面積の導出を目的とした実験研究を行っている。実験で得られる微分断面積を、統計崩壊モデルを使ったシミュレーションと比較することにより光吸収断面積の導出を目指す。

2. 実験と結果

実験は理研仁科センターRIBF で行った。本研究で対象とする ^{79,80}Se と ^{93,94}Zr を ^{238}U の飛行核分裂によって核子当たり約 220 MeV の二次ビームとして生成し、鉛・炭素標的に照射した。反応後に放出される荷電粒子・中性子・γ線をそれぞれ SAMURAI スペクトロメータ[1]、中性子検出装置 NeuLAND[2]・NEBULA[1]、γ線検出装置 DALI2[3]を用いて測定し、粒子の運動量ベクトルから相対エネルギースペクトルを導出した。解析の結果、荷電粒子の励起状態を経由するチャンネルの影響が無視できないことがわかった。そこで、光吸収断面積と準位密度に対していくつかモデルを用意し、統計崩壊による荷電粒子の励起状態占有率を考慮したシミュレーションを行い、相対エネルギー・中性子エネルギー・γ線エネルギースペクトルと比較をした。講演では、データの解析・比較、シミュレーションから得られる光吸収断面積について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] T. Kobayashi et al., NIMB **317** (2013) 294

[2] NeuLAND Technical Design Report, https://edms.cern.ch/document/1865739

[3] S. Takeuchi et al., NIMA **763** (2014) 596.

---

*Satoshi Takeuchi[1], Takashi Nakamura[1], Akihiro Hirayama[1], Hideaki Otsu[2], Yukinobu Watanabe[3], Shoichiro Kawase[3] and ImPACT-ImPACT Collaboration

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]RIKEN Nishina Center, [3]Kyushu University

Y, Zr, Nb 同位体に対する 100 MeV/u 陽子･重陽子入射反応の同位体生成断面積測定

Measurement of isotopic production cross sections for proton- and deuteron-induced reactions on Y, Zr, and Nb isotopes at 100 MeV/u

諏訪 純貴[1], *中野 敬太[1], 渡辺 幸信[1], 川瀬 頌一郎[1], 金 政浩[1], 王 赫[2], 大津 秀暁[2], 櫻井 博儀[2], 栂野 泰宏[3,4], 武内 聡[3], 中村 隆司[3], 前田 幸重[5], 他 ImPACT-RIBF collaboration

[1]九大, [2]理研, [3]東工大, [4]立教大, [5]宮崎大

理化学研究所 RI ビームファクトリーにて逆運動学法を利用して ^{91}Y, ^{92}Y, ^{92}Zr, ^{94}Nb に対する 100 MeV/u の陽子及び重陽子入射反応の同位体生成断面積を測定した。過去に測定された ^{93}Zr と ^{93}Nb を含めた 6 核種のデータを比較することで、同位体生成断面積に見られる殻効果等の系統的な振る舞いを明らかにする。

キーワード：同位体生成断面積，中性子魔法数，殻効果，陽子，重陽子

1. 緒言

理化学研究所 RI ビームファクトリーにて長寿命核分裂生成物の核変換技術確立に向けた核データ測定が進められている。その中で得られた ^{93}Zr に対する陽子･重陽子入射反応の同位体生成断面積は中性子魔法数 $N = 50$ による閉殻構造の影響を受け、断面積の不連続な変化が観測された[1]。本研究では、^{91}Y, ^{92}Y, ^{92}Zr, ^{94}Nb のデータを取得し、過去に測定された ^{93}Zr, ^{93}Nb[2]を含めた 6 核種のデータを比較することで閉殻構造の同位体生成断面積に及ぼす影響を系統的に調査する。

2. 実験

実験では加速した ^{238}U ビームを厚さ 3 mm の ^{9}Be に照射し飛行核分裂を起こすことで対象の核種を含む 2 次ビームを得た。2 次ビームは RI ビーム生成分離装置 BigRIPS を用いて分離･識別が行われた。その結果を図に示す。本研究にて比較を行う 6 種類の RI ビームが同時に得られていることがわかる。その後、識別された 2 次ビームを水素と重水素を含む 2 次標的に照射した。2 次標的との核反応で生成された同位体は ZeroDegree Spectrometer を用いて粒子識別が行われ、その収量から同位体生成断面積を導出した。本講演では 6 核種に対する測定結果を示し、閉殻構造の影響について議論する。

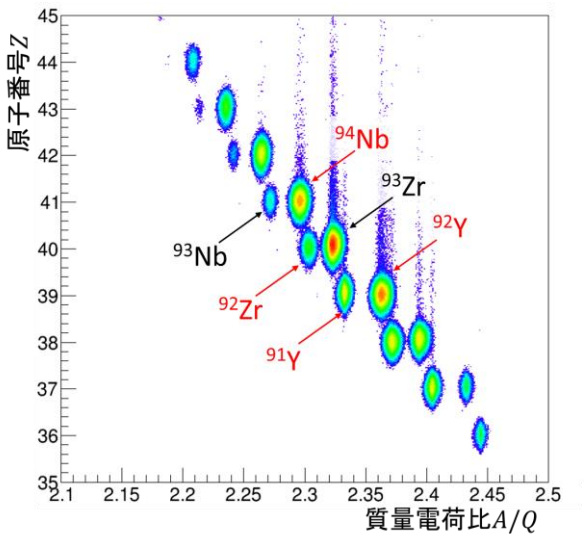


図: 2 次ビーム粒子識別図

付記: 本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Kawase et al., Prog. Theor. Exp. Phys. **2017**, 093D03 (2017).

[2] K. Nakano et al., EPJ Web of Conferences **146**, 11046 (2017).

Junki Suwa[1], *Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], He Wang[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Yasuhiro Togano[3,4], Satoshi Takeuchi[3], Takashi Nakamura[3], Yukie Maeda[5], and for ImPACT-RIBF collaboration

[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN, [3]Titech, [4]Rikkyo Univ. [5]Univ. of Miyazaki

極低温陽子照射装置の開発と 200MeV 陽子を用いたはじき出し断面積測定

Development of cryogenic proton irradiation device and measurement of displacement cross sections with 200 MeV protons

*岩元洋介[1]、吉田誠[2]、義家敏正[3]、佐藤大樹[1]、八島浩[3]、松田洋樹[1]、明午伸一郎[1]、嶋達志[4]
[1]原子力機構、[2]高エネ研、[3]京大炉、[4]阪大 RCNP

PHITS のはじき出し損傷モデルを検証するため、大阪大学核物理研究センター(RCNP)において、5 K 程度の極低温における 200 MeV 陽子照射によるアルミニウム及び銅のはじき出し断面積を測定した。

キーワード：はじき出し断面積、極低温照射実験、電気抵抗、陽子、PHITS

1. 緒言　従来 20 MeV 以上の高エネルギー領域のはじき出し断面積と関連する極低温下での照射欠陥に伴う金属材料の電気抵抗増加の測定は、取扱いが困難な液体ヘリウム冷媒を用いた一例のみであった[1]。発表者らはこれまで無冷媒による極低温陽子照射装置を開発し、温度 12 K 下で 125 MeV 陽子に対する銅のはじき出し断面積を測定した[2]。本研究では 2 つの試料に同時照射が可能、かつ冷却能力が向上した装置を開発し、阪大 RCNP において 200 MeV 陽子によるアルミニウム及び銅のはじき出し断面積を測定した。

2. 実験　極低温陽子照射装置を図 1 に示す。照射試料は熱伝導及び絶縁性に優れた窒化アルミ板の上に、直径 0.25 mm のアルミニウム又は銅線と抵抗温度計を設置して 2 枚の窒化アルミ板で挟み込む構造とした。照射試料を冷却用アルミ板に固定し、前回の 2 倍の冷凍能力(1 W)を持つ GM 冷凍機を用いて熱伝導で冷却した。装置を RCNP サイクロトロン施設の N0 コースに設置し、エネルギー200 MeV の陽子を試料に照射して、極低温下での試料の電気抵抗増加を四端子法により測定した。ビーム蛍光板のビーム画像を実験室に設置したカメラで取得して、ビームが試料全体に照射するようビーム形状を調整した。

3. 結果　照射中のアルミニウムの電気抵抗及び温度の時間変化を図 2 示す。40 K ステージと熱輻射シールドの接触面積を前回より増やし、熱輻射シールド外からの熱侵入の低減を図ったためビーム強度 3 nA において 5 K を保ちつつ欠陥に伴う電気抵抗増加の測定に成功した。はじき出し断面積の実験値は、アルミニウム及び銅で 353 b、1640 b となり、欠陥生成率を考慮した PHITS の計算値を支持した。

本研究は JSPS 科研費(課題番号 16H04638)の助成を受けて実施したものである。

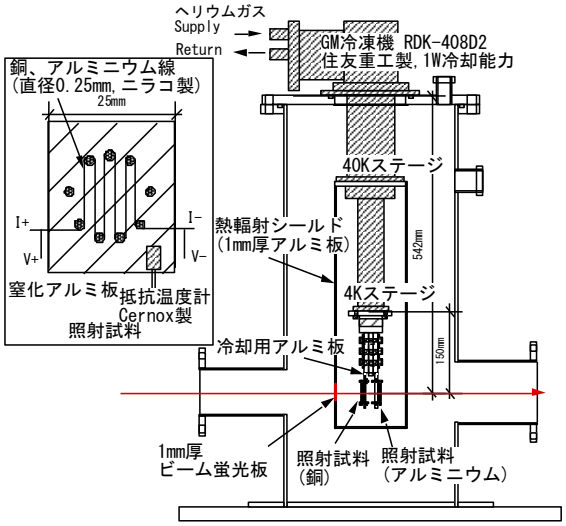


図 1　極低温陽子照射装置

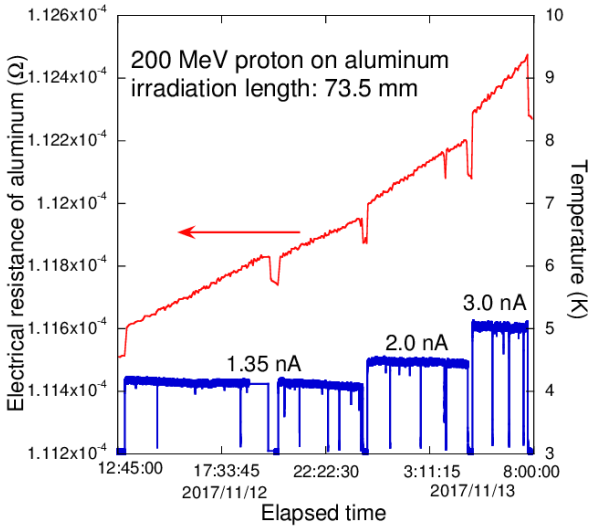


図 2　照射中のアルミニウムの電気抵抗及び温度変化

参考文献

[1] G.A. Greene et al., Proc. of AccApp'03 (2004) 881-892. [2] Y. Iwamoto et al., J. Nucl Mater. 458 (2015) 369-375.

*Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Toshimasa Yoshiie[3], Daiki Satoh[1], Hiroshi Yashima[3], Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], and Tatsushi Shima[4] [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]High Energy Accelerator Research Organization, [3]Kyoto Univ., [4]Osaka Univ.

J-PARC における 0.4 – 3 GeV 陽子を用いた弾き出し断面積測定

Measurement of DPA cross-section of 0.4 – 3 GeV proton at J-PARC

*松田 洋樹[1]、明午 伸一郎[1]、前川 藤夫[1]、岩元 洋介[1]、吉田 誠[2]、長谷川 勝一[1]、
牧村 俊助[2]、中本 建志[2]、石田 卓[2]
[1]J-PARC/日本原子力研究開発機構、[2]高エネ研

大強度陽子加速器施設のターゲット材として使用される材料の損傷評価の高精度化のため、J-PARC において 0.4 GeV から 3 GeV 陽子入射による様々な弾き出し断面積の測定を行う。本講演では、実験装置の準備状況並びに銅を用いた断面積測定の実験結果について報告する。

キーワード：弾き出し損傷、DPA 断面積、銅、3 GeV 陽子、J-PARC

1. 諸言

弾き出し損傷 (DPA)は、入射粒子との衝突や相互作用により、原子当たり結晶中の原子が格子点から弾き出される量となり、材料損傷評価に広く用いられる指標である。大強度陽子加速器施設ではターゲットや窓等の構造材の損傷評価において重要な量となり、核内カスケードに基づくコードにより原子固有の DPA 断面積に粒子束を乗じることで導出される。しかしながら、20 MeV 以上の陽子に対し DPA 断面積の実験データは銅(Cu), タングステン(W)の原子に対し 5 点しか無いため、コードに用いられる計算モデルの比較検討が殆どされていない。計算モデル間には W において約 8 倍の食い違いがあり、更に Cu と W において再現性のよい計算モデルはそれぞれの場合において異なっている。加速器駆動核変換システム(ADS)や核破砕中性子源の材料の損傷評価のためには、数 GeV の陽子に対するデータが重要となるが、国内で実験可能な加速器施設は J-PARC のみとなる。そこで、本実験では J-PARC の 3 GeV シンクロトロン(RCS)を用いて、0.4 ～3 GeV 陽子入射における様々な原子の DPA 測定を行う。

2. 実験準備

DPA 断面積は、陽子を試料に照射する際の抵抗率変化を 1 フランケル対欠損当たりの抵抗率変化で除することで得ることができる。試料の損傷を維持するためには、試料を極低温状態にする必要があるため、本実験では 2 段式 4KGM 冷凍機（住友重機械製）の先端に照射試料を取り付けた。今回の試験では 800℃で焼鈍した銅線（直径 0.25 mm）を用いた。温度測定のため、測温抵抗体（Lakeshore 製 Cernox）を設置し、照射後の昇温による抵抗率の回復率測定に用いる温度制御のためヒータを設置した。



図 1 ビームラインに設置した実験装置

実験は 3 GeV シンクロトロン(RCS)から物質・生命実験施設(MLF)にビームを輸送する、3NBT 施設で微弱ビームを用いて行う。スペースの都合上ダンプ直前の装置設置が困難なため、大強度の陽子ビームが試料を通過する場所に実験装置を設置する。試料を溶融防止のためにビームがダンプに入射する場合のみ実験が行えるように、加速器のインターロックの変更を行い実施することとした。装置は 1 軸のステージ上に設置し、不使用時にはビームから退避させ、さらにビームロスを抑えるために、試料周辺の輻射熱シールドには、アルミの薄窓を用いることとした。試料の温度評価の結果、ダンプに入射可能な陽子ビーム強度であれば、冷凍機の冷却機能が損失しても試料の溶融が無い事を確認した。

実験装置（図 1）は有意な真空リークが無い事を確認した。低温用に必要なグリース等のアウトガスが真空に対する影響が懸念されたため、真空試験は慎重に行った。ビームラインに設置後の真空引きにより、ビーム運転が可能な 5×10^{-6} Pa の圧力に達したので、実験を行えることとなった。装置をビームラインに設置後、試料を冷却し到達温度を測定した。到達温度は冷凍機ヘッドにおいて 4 K となったが、試料周辺は 20 K と比較的高くなった。この原因は、ヘッドとアルミの熱抵抗が大きいことや、輻射シールドからの熱流入が原因と考えられる。20 K でもビーム入射で生じた損傷は試料に維持されるため、問題なく実験が行える。

3. 予備実験

DPA 断面積導出のためには、高精度なビーム幅の測定が必要となるため、装置直前に設置したビームプロファイルモニタと放射化法によりビーム幅を測定した。この結果、両者の測定値は約 0.2mm 以内の精度で一致した。本発表ではビームプロファイルの断面積への影響について議論を行う。更に本実験は放射線変更申請許可後の 3 月に実施予定であり、発表では実験データと計算との比較検討を示す予定である。

*Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Fujio Maekawa[1], Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Shoichi Hasegawa[1], Shunsuke Makimura[2], Tatsushi Nakamoto[2] and Taku Ishida[2]
[1]J-PARC/JAEA, [2]KEK

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

[2H01-04] Radiation Physics

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H01] Development of technology for collecting iodine and cesium using argon plasma

*Hirotaka Ino[1], Glenn Harvel[2], Pinyapach Tiamduangtawan[3], Takeyoshi Sunagawa[1], Yutaro Aoki[1], Masayuki Umeda[1] （1. Fukui Univ. of Tech., 2. Univ. of Ontario Insititude of Tech., 3. Kasetsart Univ.）

9:30 AM - 9:45 AM

[2H02] Change of β-decay Intensity of La-138 by Gamma-ray Irradiation

*Ryoichi Taniguchi[1], Motoki Shirai[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1], Tadashi Tsujimoto[2] （1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance Science Academy）

9:45 AM - 10:00 AM

[2H03] Development of measurement and the evaluation technique for low energy X-rays from a Crookes tube

*Masafumi Akiyoshi[1], Tomohisa Kakefu[2], Kazufumi Taniguchi[3] （1. OPU Rad.Res.Center, 2. JSF, 3. Chiyoda Technol）

10:00 AM - 10:15 AM

[2H04] Absolute neutron intensity measurement of AmBe with a graphite column

*Kazuaki Omura[1], Isao Murata[2], Fuminobu Sato[2], Singo Tamaki[2] （1. Department of Sustainable Energy and Environmental Engineering, School of Engineering, Osaka University, 2. Osaka University）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

アルゴンプラズマを用いたヨウ素 セシウムの捕集技術開発

Development of technology for collecting iodine and cesium using argon plasma

*井野博貴[1]，ハーヴェル グレン[2]，ティアムドゥアンタワン ピニャパック[3]，砂川武義[1]，
梅田昌幸[1]，青木祐太郎[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学，[3]カセサート大学

S-band 高気圧マイクロ波放電装置を用いて高気圧マイクロ波放電法によりアルゴンプラズマを生成し、高分解能の分光器を用いた分光測定法によるアルゴンプラズマの発光スペクトルからアルゴンプラズマの温度制御の検討を行った。

キーワード：アルゴンプラズマ， 大気圧マイクロ波放電法， プラズマ温度測定

1. 緒言

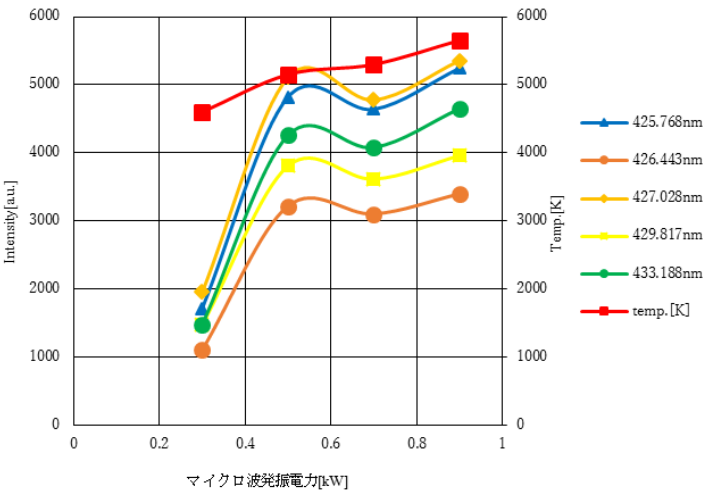
本研究室では大気圧アルゴンプラズマを用いてヨウ化セシウムを対象にヨウ素、セシウムの分離及び捕集手法を確立した。[1)] 現在、本手法の実用化に対して、正確なアルゴンプラズマの制御を必要としている。本研究では、アルゴンプラズマ生成に用いた S-band 高気圧マイクロ波放電装置のプラズマ生成部に相当するプラズマセルへの入力するマイクロ波発振電力とプラズマ生成に伴う発光強度の関係を高分解能の分光器を用いて測定し、これらのデータを基にプラズマ温度を求め、アルゴンプラズマ制御に関する検討を行った。

2. 実験

S-band 高気圧マイクロ波放電装置 2.45GHz を用いて高気圧マイクロ波放電法によりアルゴンプラズマを生成した。アルゴンプラズマ生成条件は Ar 流量 2L/min、マイクロ波発振電力 0.3～0.9 kW において行った。分光測定はプラズマセルの側面に空けた測定窓から光ファイバーを通して行い、分光器 ASP-150 (分解能 0.3nm)、高次光カットフィルタ(400nm 以下)を用いて行った。測定波長は 420~440nm における 5 本の発光スペクトルを対象とした。アルゴンプラズマの温度算出には、各励起状態の粒子密度をボルツマン分布であると仮定し、各発光スペクトル強度からサハ・ボルツマンの式を用いてプラズマ温度を算出した。

3. 結果と考察

右図に、測定したスペクトルのピーク強度とマイクロ波発振電力との関係を示す。本研究で、0.7kW でプラズマ点火し、0.5kW 以下で急激なプラズマ発光の減少を、これらのピーク強度を基にプラズマ温度を求めた。右図（■）にマイクロ波発振電力とプラズマ温度の結果を示す。マイクロ波発振電力の増大と共にプラズマ温度が上昇する傾向が得られた。この領域におけるアルゴンプラズマの平均温度は 5176K であった。これらの詳細は講演時に報告する。



参考文献

1) 梅田、青木、Harvel、砂川 日本原子力学会 2017 年春の大会 講演番号 1A05

*Hirotaka Ino[1],Glenn Harvel [2],Pinyapach Tiamduangtawan [3],Takeyoshi Sunagawa[1], Yutaro Aoki[1],Masayuki Umeda[1]

[1] Fukui Univ. of Tech,[2]Univ. of Ontario Insititude of Tech.,[3]Kasetsart Univ.

La-138 のガンマ線照射によるベータ崩壊の変化

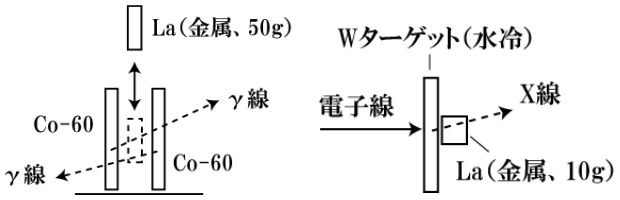
Change of β-decay Intensity of La-138 by Gamma-ray Irradiation

*谷口良一[1]、白井志樹[1]、伊藤憲男[1]、宮丸広幸[1]、小嶋崇夫[1]、岡本賢一[1]、辻本　忠[2]
[1]大阪府立大学放射線研究センター,　[2]安全安心科学アカデミー

長寿命β核種の核励起による短寿命化の検討を行っている。本研究では、半減期 1000 億年の La-138 を試料としてγ線照射、電子線照射を行ない、照射量に関係したβ崩壊の若干の変化が観測された。
キーワード：核励起、β崩壊、短寿命化

[はじめに]　β崩壊は崩壊前の原子核の状態と崩壊後の状態によって崩壊確率が決まるとされている。La138 は天然の放射性核種であるが、核スピン変化３の第３禁制遷移であることから半減期 1000 億年という超長寿命核である。ところが La-138 には低エネルギーの核レベルが多く存在し、これらに励起した場合は禁制度が劇的に下がり、許容遷移あるいは超許容遷移になり短寿命化すると予想される[1)]。そこで、いくつかの方法で核励起を行い、短寿命化を試みた。

[実験]　天然の金属 La を府立大学が所有するコバルト線源および電子線形加速器で照射した。β崩壊の測定には Ge 検出器を用い、照射前後の変化を比較した。図１に照射体系を示す。Co-60 の照射は図 1(a)のような体系で空気中の照射を行った。線量率は約 70kGy/h である。電子線形加速器の照射は図 1(b)のような体系で行った。電子エネルギーは 6～8MeV、平均電流は約２μA であった。図２に Co-60 照射前後の Ge スペクトルを示す。La のバックグランドには、アクチニウム系列からの放射線が多いという特徴があり[2)]、スペクトルの多くはこれらによるものである。
図２の中の La-138 からの２本のピーク（図中の(1)と(2)）に注目した。Co-60 照射では、(2)のピーク面積が照射量に、およそ比例して減少する現象が観測された。減少量は%程度であった。ただし、(1)のピークの減少は観測されなかった。これに対して、電子線形加速器による照射では、(2)のピークよりも(1)のピークの減少が大きいという異なった結果となっている。



(a)　Co-60 照射体系　　(b)　電子線照射体系
図１　La 照射体系

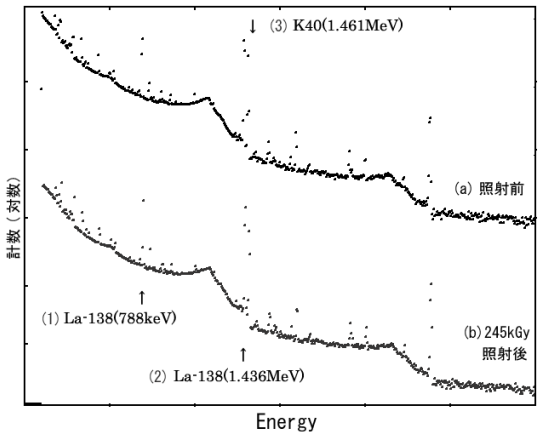


図２　Co-60 照射による La-138 の
スペクトルの変化

本研究の一部は平成 28-29 年度科学研究費助成金による。

[参考文献]　1)　「長寿命ベータ崩壊核種の短寿命化」谷口良一他、原子力学会 2017 年秋の大会、3L09
2)「La 中に含まれるアクチニウム系列核種の分析」白井志樹他、第 54 回 RI 研究会（2017 年）p28

*Ryoichi Taniguchi[1], Motoki Shirai[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1] and Tadashi Tsujimoto[2],
[1]Radiation Research Center, Osaka Prefecture University, [2]Reassurance Science Academy

クルックス管からの低エネルギーX 線の測定、評価手法の開発

Development of measurement and the evaluation technique for low energy X-rays from a Crookes tube.

*秋吉 優史[1], 掛布 智久[2]、谷口 和史[3]

[1] 大阪府立大学 工学研究科, [2] 日本科学技術振興財団, [3] 千代田テクノル

クルックス管から放出される低エネルギーX 線は、通常のサーベイメーターで測定出来ない「ステルス」であり、知らぬ間に高い線量を被曝する恐れがあるため、全国の教育現場で実現可能な評価手法の開発が必要である。

キーワード：放射線教育、クルックス管、低エネルギーX 線、エネルギー評価、中学学習指導要領

1. クルックス管による理科教育と漏洩 X 線

平成 29 年 3 月に公布された中学校学習指導要領の改訂に伴い、全国の学校教育現場において全ての中学生に対して放射線教育を適切に実施することが喫緊の課題となっている。特に、「電流とその利用」単元の静電気と電流に関する内容の取扱に於いて「**真空放電と関連付けながら放射線の性質と利用にも触れること**」と言う内容が新しく追加されており、従来から用いられてきたクルックス管の活用が不可欠である。ところが古い製品の一部にはエネルギーは低いが 10mSv/h を大きく超える非常に高い強度の X 線を放出する製品が存在する。

クルックス管から漏洩する X 線についてはこれまでに複数の教育者、研究者が報告を行っているが[1,2]、低エネルギーX 線の評価が極めて不完全である。20keV 以下の低エネルギーの X 線は透過率が低いため、**一般的なサーベイメーターでは実効線量を評価する事が不可能である**一方で、20keV では 1cm の水で半分程度にしか減衰せず、1cm 線量当量は無視する事が出来ない量となる。測定自体が困難であることに加えて、ごく僅かな印加電圧の変動や、管壁のチャージの状態などによっても何桁も透過率が変わるため（図 1）、ガラス管外部へ漏洩する X 線量が測定の度に極めて大きく変動し、同一の装置を同一の条件で運用しても放出される線量を保証することが出来ない。このため、全国の（予算のない）中学の教育者が、使用する現場で線量の評価を行う必要がある。

2. クルックス管から漏洩した X 線のエネルギー評価

本研究では、GM サーベイメーターと遮蔽体を用いた応答から大まかなエネルギーを評価した上で、ガラスバッジによる線量評価を行った。また、ペルチェ冷却式高性能霧箱による低エネルギーX 線からの光電子の飛程観察（図 2）を行う事でエネルギースペクトルの評価を行うことも検討した。図 2 は Al 板をクルックス管と GM サーベイメーター（インスペクターUSB, GM 管径 45mm）の間に入れて遮蔽を行った際の減衰挙動である。アルミ板からの光電子は 20mm 以上ギャップを開けて GM 管に到達しないよう配慮した。誘導コイルの放電針距離は 20mm であり、印加電圧は 20kV 強と見積られる。クルックス管前面から GM 管測定中心までの測定距離は 50cm で、遮蔽無しで 40kcpm 程度と飽和していない程度の計数率である。近似曲線から得られる線減衰係数は 7.55cm^{-1} で、アルミの 20keV での線減衰係数は 8.85cm^{-1}, 30keV では 2.82 cm^{-1} であり、20keV 強という値は印加電圧と極めて良い一致を示している。より低エネルギー側に X 線エネルギーのスペクトル分布があり、3 成分程度に分けて解析を行う予定であったが、1 成分で十分な近似が得られた。クルックス管自体のガラス管壁を透過する際に低エネルギーの成分は吸収され、元のスペクトルは反映されない事が明らかとなった。

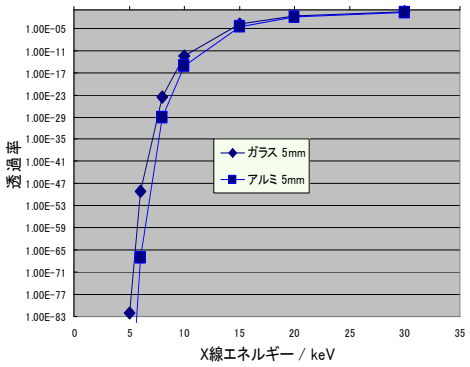


図 1. 低エネルギーX 線の透過率

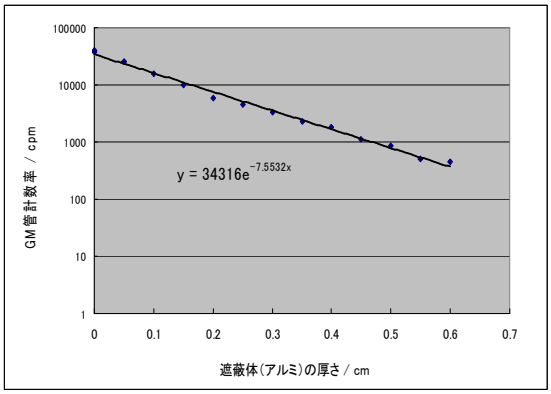


図 2. 放電針距離 20mm でのクルックス管からの X 線を Al 板で遮蔽した測定結果

参考文献

[1] イメージングプレートを用いたクルックス管からの漏洩線量分布測定, 藤淵 俊王ら, 放射線安全管理学会誌, 10 (2011) 40-45.
[2] 教育現場における冷陰極管の漏洩X線について, 宇藤茂憲, 福岡教育大学紀要, 66 (2017) 第 3 分冊, 1-11.

*Masafumi Akiyoshi （ akiyoshi@riast.osakafu-u.ac.jp ）, Tomohisa Kakefu, Kazufumi Toniguchi
[1]Gradiated School of Engineering, Osaka Prefecture University, [2]JSF, [3]Chiyoda Technol.

黒鉛カラムを用いた AmBe 中性子源の絶対強度測定

Absolute neutron intensity measurement of AmBe with a graphite column

*大村 一晃[1]，玉置 真悟[1]，佐藤 文信[1]，村田 勲[1]

[1]大阪大学大学院工学研究科

我々の研究室では BNCT の検出器開発等に AmBe 中性子源を用いている。しかし、その中性子の絶対強度が、これまで用いられてきた理論値に基づく評価値では様々な実験結果と整合しないことが明らかとなってきた。そこで、AmBe の絶対中性子強度の測定方法を提案し、測定を行った。

キーワード：AmBe **中性子源**，絶対強度、箔放射化法、金箔

1. 緒言

AmBe 線源は安定的に長期間の実験が可能な中性子線源で、我々の研究室では BNCT の検出器開発等に用いられている。しかし、中性子の絶対強度が、これまで用いられてきた理論値に基づく評価値では様々な実験結果と整合しないことが明らかになってきた。そこで AmBe の絶対中性子強度の測定を行った。

2. 炭素カラム設計

本目的のためにはマンガンバス法が知られているが、我々の研究室には大量の黒鉛が存在することから、炭素カラムを用いることとした。黒鉛カラムに AmBe 線源と金箔を設置して金箔を放射化させることで、AmBe 線源のエネルギースペクトルが正確に分かっていなくても中性子源の絶対強度を決定できる方法を検討した。MCNP5 を用いて、黒鉛カラムの大きさ、AmBe 線源と金箔の位置を決定した。

3 実験及び結果

MCNP5 を用いて得られた黒鉛カラムの設計結果を図 1 に示す。この体系を用いることで、エネルギースペクトルが不明であっても中性子源の絶対強度は誤差 10%で決定できる。この体系を実際に組み上げ、金箔の照射実験を実施した。照射は、2 日間実施した。4 つある線源のうち線源 1 について実験を実施した結果、その強度は、3.42E+06 [1/s] であった。

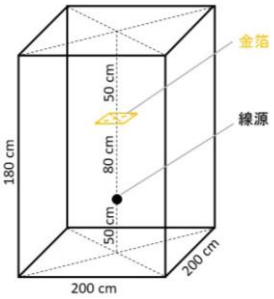


図 1 実験体系の概略図

4 結論

本研究では、エネルギースペクトルを用いずに AmBe 中性子源の絶対強度を求めることができる黒鉛バスを提案した。今後、阪大オクタビアン施設が所有する 4 つの線源の測定を全て行い、理論値や他の手法で得られた結果と比較検討の上、最終的な値を評価する。

---

*Kazuaki Omura[1], Shingo Tamaki[1], Fuminobu Sato[1] and Isao Murata[1],

[1]Graduate School of Engineering, Osaka Univ

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

[2H05-09] Radiation Detector

Chair: Ryoichi Taniguchi (OPU)

Tue. Mar 27, 2018 10:35 AM - 11:55 AM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H05] Evaluation of DOI performance of the sub-mm 8 × 8 SiPM

*Laiwen Zheng[1], Yuri Yoshihara[1], Kenji Shimazoe[1], Akihiro Koyama[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. the University of Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM

[2H06] Performance evaluation of one-dimensional position-sensitive neutron detector using TRUST Eu:LiCAF

*Hiroaki Shimizu[1], Koichi Kino[2], Setsuo Sato[3], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1] (1. Nagoya Univ., 2. AIST, 3. KEK)

10:50 AM - 11:05 AM

[2H07] Electrical resistance change of carbon nanotube materials irradiated with quantum beam.

*Yusuke Aoki[1], Tomohiro Kobayashi[2], Yoshié Otake[2], Takayuki Terai[1] (1. The University of Tokyo, 2. RIKEN)

11:05 AM - 11:20 AM

[2H08] Development of ultimate thin TlBr nuclear radiation detectors for high-dose fields

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Keizo Ishii[1] (1. Tohoku University)

11:20 AM - 11:35 AM

[2H09] Study on the neutron detector using LiF-Eu:CaF_2mixed powder scintillator

*Natsumi Mitsuboshi[1], Kenich Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1], Takayuki Yanagida[2], Noriaki Kawaguchi[2] (1. Nagoya University, 2. Nara Institute of Science and Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Evaluation of DOI performance of the sub-mm 8 × 8 SiPM

* Laiwen Zheng[1], Yuri Yoshihara[1], Kenji Shimazoe[1,2], Akihiro Koyama[2], Hiroyuki Takahashi[1,2]

[1]Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo,

[2]Department of Bioengineering, The University of Tokyo.

Abstract: At present, the resolution of positron emission tomography (PET) is sub-millimeter. Pixel size and parallax error are considered as two of the factors that limit spatial resolution. We plan to apply 500-μm-pitch silicon photomultiplier (SiPM) arrays, which have a recovery time of 8 ns and a gain of 1×10^6, in dual-sided readout to improve the performance of PET system.

Keywords: positron emission tomography, silicon photomultiplier, radiation detector

1. Introduction

Positron emission tomography (PET) is a nuclear imaging technique that can be used to visualize metabolic processes in the body by measuring the concentration of molecular probes labelled with positron-emitting radionuclides.

The most of recent PET detectors are scintillator-based. In a scintillator-based gamma ray detector, gamma rays first interact with the scintillator, and are converted to visible lights, and finally detected by the photo sensor. Recently, SiPMs are widely used in nuclear imaging due to its high gain (>10^5), fast responding (several nanoseconds), low bias voltage, insensitivity to magnetic field, large area device availability at low fabrication costs, etc.

Dual-sided readout detectors is a common approach for depth of interaction (DOI) measurement. The DOI information of a dual-sided readout detector is a function of the ratio of energy deposition in one SiPM array (E_1) and the total energy deposition in both of the SiPM arrays (E_{total}).

To obtain smaller spatial resolution in pre-clinical small animal PET, we plan to apply 500um-pitch SiPMs as well as DOI measurement method. The spatial resolution can be improved to ~0.7mm according to theoretical calculation.

2. Materials and methods

GEANT4 was used to simulate DOI estimation. In the simulation, the scintillator was 0.4mm ×0.4mm×20mm $Gd_3Al_2Ga_3O_{12}$ (GAGG) and was polished, wrapped in $BaSO_4$ reflector. The SiPMs were placed at the both side of the GAGG. The result of the simulation can provide an instruction to the real experiment.

In the experiment, 500um-pitch SiPM arrays and Ce:GAGG scintillators are used to build the detector.

3. Result

The result of simulation shows that the relationship between DOI and E_1/E_{total} is a linear function. By fitting the distribution of E_1/E_{total} with gaussian function, and calculating the full width at half maximum (FWHM), the DOI resolution at the center of the crystal (at 10mm) is ~0.76mm.

In the hardware experiment, the energy resolution of 511keV is about 22.25% according to the spectra. The main reason of such a bad energy resolution may be misalignment of the crystal and the pixel.

References

[1] A. Koyama. Fabrication and Characterization of a 500-μm-Pitch 64-Channel Silicon Photomultiplier Prototype[J]. 2017.

TRUST Eu:LiCAF を用いた一次元位置敏感型中性子検出器の特性評価

Performance evaluation of one-dimensional position-sensitive neutron detector using TRUST Eu:LiCAF

*志水 裕昭[1]，木野 幸一[2]，佐藤 節夫[3]，渡辺 賢一[1]，瓜谷 章[1]，吉橋 幸子[1]，山﨑 淳[1]

[1]名古屋大学, [2]産業技術総合研究所，[3]高エネルギー加速器研究機構

TRUST Eu:LiCAF シンチレータおよび光分断面を多数施した位置敏感型波長シフトファイバ光読み出しバンドルを用いて一次元位置敏感型中性子検出器を作製し、中性子ビーム照射実験においてその性能を評価した。

キーワード：TRUST Eu:LiCAF，波長シフトファイバ，光分断面

1. 緒言

中性子検出器の需要の急増に伴い、本研究では$Eu:LiCaAlF_6$(Eu:LiCAF)シンチレータを用いた一次元位置敏感型中性子検出器の開発を行っている。小片状のEu:LiCAFを透明樹脂に分散させたTransparent RUbber SheeT type Eu:LiCAF (TRUST Eu:LiCAF)は、加工やn-γ弁別の簡便さ、透明性の点で優れている。大体積のシンチレーション光の読み出しには、側面からの光の取得が可能な波長シフトファイバが適している。このときファイバ両端での波高値の違いから中性子反応位置を推定することが可能である。位置検出方法としてファイバ内での光の減衰を用いる方法があるが、しかし光量を減らすことが統計的不利につながるという問題がある。

本研究では多本数の波長シフトファイバに光分断面を施すことで位置検出を可能とした。位置検出の原理を図1に示す。ファイバは光分断面（理想的には反射面）により光学的に二分割されている。この光分断面は有感部分全体に渡って均等に配置され、このような波長シフトファイバによりシンチレーション光を読み出す。検出器の左右で得られる波高値をE_1, E_2、有感長をL、中性子が反応したシンチレータ中央の座標をx'とすると、次の関係より中性子反応位置が離散的な位置として求まる。

$$E_1 : E_2 = L - x' : x'$$

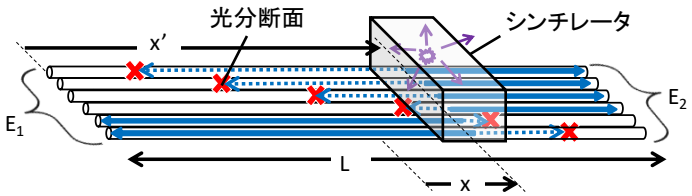


図 1 中性子反応の推定位置

2. 実験

ファイバを20本、光分断面間隔を40 mmとして有感長840 mmの検出器を作製した。これに直径4mmの中性子ビームを照射して得られた信号より中性子反応位置を推定した。照射位置を変えて300 sずつ照射して得られた推定位置分布を図2に示す。ここでxは検出器中心を基準とした軸方向位置を表す。検出器中心(x=0 mm)に照射して得られた分布のFWHMを検出器の空間分解能とすると82 mmとなり、有感長に対する相対空間分解能はおよそ10%であった。

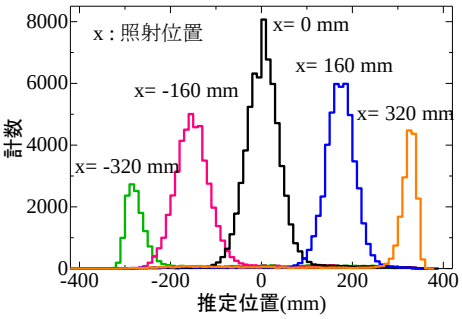


図 2 中性子反応の推定位置

一方で光の減衰を用いた場合、長さ 3000 mm の検出器（ファイバの減衰長：3000 mm 程度）の相対空間分解能が 60%程度であり、今回の光分断面を用いた方法により分解能が大きく改善された。

謝辞　本成果は科学技術振興機構 A-STEP の支援を受け実施したものである。

*Hiroaki Shimizu[1], Koichi Kino[2], Setsuo Sato[3], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1]

[1]Nagoya Univ., [2]AIST, [3]KEK

カーボンナノチューブ分散材料の量子ビーム照射による電気抵抗の変化

Electrical resistance change of carbon nanotube materials irradiated with quantum beam.

*青木　祐介[1]，小林　知洋[2]，大竹　淑恵[2]，　寺井　隆幸[1]
[1]東京大学，[2]理化学研究所

小型中性子線量計の開発を目的とし、量子ビーム照射中におけるカーボンナノチューブ(CNT)分散材料の導電率を測定した。炭化ホウ素(B_4C)とシリコーン粘土に単層 CNT を混練した複合材(CNT-B_4C パテ)へ中性子照射を行い、B(n,α)Li 反応による損傷から生じる導電率の変化を計測した。また、CNT 積層膜に He イオン照射を行うことにより、挙動の比較を行った。

キーワード：中性子、イオン照射、カーボンナノチューブ

1. 緒言

社会インフラ健全性検査、がん治療など、中性子の様々な分野での利用が期待されている。中性子の利用を拡大していくためには、利用者の安全のために、より高機能（小型軽量、リアルタイム性など）の中性子線量計が望まれている。本研究では、中性子線量計になりうる材料の開発のために、カーボンナノチューブ分散材料に対し、中性子照射や He イオン照射を行い、照射による材料の電気抵抗の変化を測定した。

2. 中性子照射

中性子遮蔽材に用いられている B_4C を 60%含むシリコーン粘土(絶縁性)に、ごく微量の CNT を混練(0.03wt%)し、導電性のパテを作製した。これに対し理化学研究所の加速器中性子源 RANS を利用して中性子照射を行った。中性子束は 10^8 個/cm^2/sec のオーダーと見積もられる。途中、中性子束を変化させたところ、抵抗率変化の挙動が観測された。照射終了時の中性子フルエンスはおよそ $10^{12}cm^{-2}$ である。照射開始後に低下傾向にあった CNT-B_4C パテの電気抵抗率がビーム電流に応じて傾きが変わり、さらに照射を停止した際に抵抗率は一定、もしくは微増する傾向を示した。

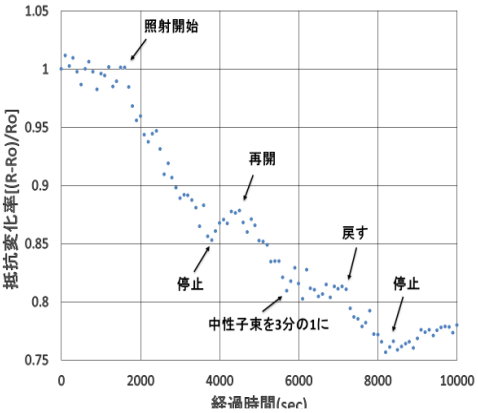


図 1. 中性子照射中の B_4C パテの抵抗率変化

3. He イオン照射

B が中性子を吸収した際に、α粒子が 1.5MeV 以下で放出される。ガラス基板上に作製した厚さ 1μm 程度の CNT 積層膜に対して、理化学研究所のペレトロン加速器 5SDH-2 により、1MeV の He イオン照射を行った。イオン照射量は 10^{10}～$10^{15}cm^{-2}$ とし、中性子照射量に換算すると、およそ 10^{12}～$10^{17}cm^{-2}$ となる。1MeV-He の CNT 中での飛程は 3.4um と見積もられ、ほとんどの He イオンは膜を貫通している。図 2 に平面方向の抵抗変化率を示す。照射により電気抵抗の上昇が測定された。

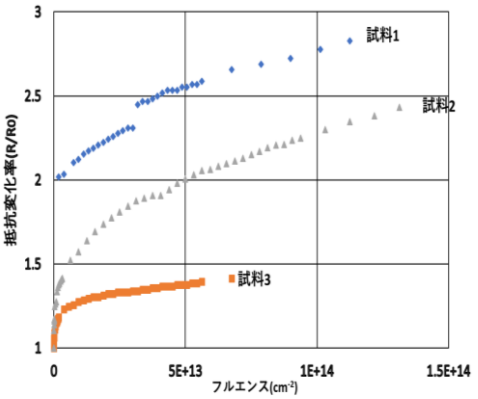


図 2. He イオン照射中の CNT 薄膜の抵抗率変化

4. 考察

B_4C パテへの中性子照射では抵抗率は低下傾向を示し、さらにその傾きは中性子束に応じて変化した。Bのα崩壊に伴うイオン放出の結果、シリコーンの局所的な炭素化が起こり、この炭素化した領域が CNT 同士を連結し、導電パスが増加することにより抵抗率が低下したと考えられる。今回作成した CNT-B_4C パテの抵抗率は、CNT の含有量や試料を挟む電極に掛ける力によって大きく変化した。このことから、シリコーンの炭素化による僅かな導電性変化が試料全体の抵抗率低下となって表れたと考えられる。また、中性子束に応じて抵抗率変化の傾きが変わったことで、10^8 個/cm^2/sec 程度のフラックスの熱中性子に対しては、その中性子束に応じた反応を CNT-B_4C パテが示すことが期待でき、中性子フルエンスが 10^8～$10^{12}cm^{-2}$ となる領域での中性子個人線量計への応用の可能性が提示された。さらに、中性子個人線量計ではγ線の弁別が課題となることが多いが、中性子照射を停止した時間帯(γ線量:1Sv/h 以上)での CNT-B_4C パテの抵抗率が低下傾向にないことから、B_4C パテのγ線への感度は低く、γ線の弁別が可能であると考察できる。中性子照射を停止した時間帯では抵抗率が一定もしくは上昇したが、上昇した理由は現時点では不明である。

He イオン照射では CNT 薄膜の抵抗率が上昇した。照射損傷の結果、CNT の sp^2 結合が破壊され、抵抗率が上昇したと考えられる。一部の試料において抵抗が不連続に変化することがあり、フルエンスに比例した CNT の抵抗上昇に加え導電パスの急激な切断が起こることも示唆された。中性子フルエンスが 10^{12}～$10^{17}cm^{-2}$ となる領域では He イオンによる CNT の切断により、CNT-B_4C パテの抵抗率が上昇することが考えられる。

*Yusuke Aoki[1], Tomohiro Kobayashi[2],Yoshie Otake[2], Takayuki Terai
[1]The University of Tokyo, [2]RIKEN

高放射線場への適用を目指した極小 TlBr 放射線検出器の開発

Development of ultimate thin TlBr nuclear radiation detectors for high-dose fields

*野上 光博[1]，人見 啓太朗[1]，長野宣道[1]，石井 慶造[1]

[1]東北大学

高線量場への適用を目指し、有感部が極小サイズ（1.5 mm × 1.5 mm × 0.657 mm）の臭化タリウム(TlBr)放射線検出器の製作を行った。製作した検出器を用いて ^{137}Cs からの 662 keV のガンマ線計測を行ったところ、明瞭な全吸収ピークが得られた。今後は更に薄い TlBr 放射線検出器を製作し、評価を行う予定である。

キーワード：放射線計測、臭化タリウム(TlBr)、高放射線場、極小放射線検出器
ガンマ線スペクトロメーター

1. 緒言

臭化タリウム(TlBr)は高原子番号の元素（Tl: 81, Br: 35）から構成され、かつ高密度（7.56 g/cm^3）であり、ガンマ線の吸収効率が高い。そのため、極小サイズのガンマ線スペクトロメーターの材料として CdTe や Ge より期待できる。極小サイズの検出器にすることにより、検出器に入射するガンマ線の数が減り、福島第一原子力発電所 PCV 内のような高線量場においても放射線計測を行える可能性がある。そこで本研究では、極小サイズの TlBr 放射線検出器を製作し、^{137}Cs からの 662 keV のガンマ線の計測を行った。

2. TlBr 放射線検出器の製作と評価

TlBr 放射線検出器の製作は TlBr 結晶の育成、切断、研磨、電極の蒸着、基板への設置の順で行った。製作した TlBr 放射線検出器を Fig.1 に示す。検出器の有感部サイズは 1.5 mm × 1.5 mm × 0.657 mm である。陽極は 1 ピクセル、ガードリングを有し、陰極は平板電極である。電極材料には Tl を使用している。製作した TlBr 放射線検出器を用いて、^{137}Cs からの 662 keV のガンマ線の計測実験を室温にて行った。Fig.2 に実験により得られた 2D スペクトラムを示す。この 2D スペクトラムは縦軸がパルスライズタイム、横軸がパルスハイトになっている。陰極近傍の相互作用事象は電子の寄与が大きく、パルスハイトが高く、ライズタイムが短い。Fig.3 は 2D スペクトラムからライズタイムが短い成分のみを抜き出した 1D スペクトルである。極薄(0.657 mm)の TlBr 検出器から明瞭な全吸収ピークを得ることができた。今後は、更に薄い TlBr 放射線検出器の製作を行い、評価を行う予定である。

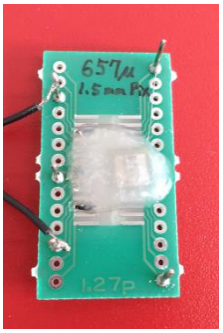


Fig.1 製作した TlBr 放射線検出器

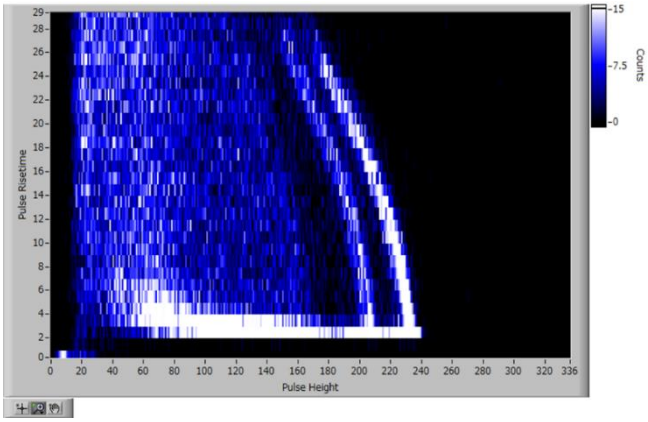


Fig.2 ^{137}Cs の 2D スペクトラム

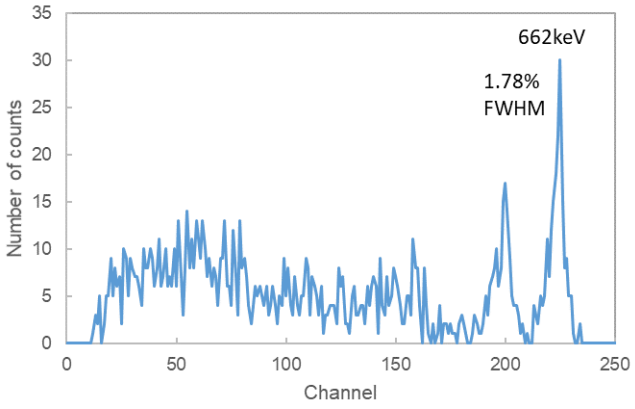


Fig.3 ^{137}Cs のエネルギースペクトラム

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1] and Keizo Ishii[1]

[1]Tohoku Unirev.

混合粉末 LiF-Eu:CaF_2 型中性子検出器に関する検討

Study on the neutron detector using LiF-Eu:CaF_2 mixed powder scintillator

*三星夏海[1]，渡辺賢一[1]，吉橋幸子[1]，山﨑淳[1]，瓜谷章[1]，柳田健之[2]，河口範明[2]
[1]名古屋大学工学研究科，[2]奈良先端科学技術大学院大学

本研究では LiF と Eu:CaF_2 の混合粉末を用いた中性子シンチレータ検出器に関する検討を進めている。今回は、混合粉末を用い液体ガラスで加工した中性子シンチレータ検出器を製作し、その応答評価実験において中性子起因の信号が得られることを確認した。

キーワード：中性子検出器、無機シンチレータ、混合粉末、Eu:CaF_2

1. 緒言　近年、さまざまな分野で中性子の利用が活発になってきており中性子検出器の需要が増している。従来用いられて来た中性子シンチレータの一つに LiF-Ag:ZnS 混合粉末シンチレータがある。^{6}Li(n,t)α反応を介して中性子を高エネルギー荷電粒子に変換する ^{6}Li を含む LiF コンバータと Ag:ZnS シンチレータ粉末を混合することで中性子シンチレータとして機能する。しかしながら、ZnS の非常に高い屈折率により、全体としては白色粉体となっており光の透過率が低く、シンチレータ深部から光が抜け出せないため、有効厚さを厚くできず検出効率が制限されてしまう点が欠点である。他の有望な中性子シンチレータとしては、我々の研究グループで開発を進めてきた Eu:$LiCaAlF_6$（以下、Eu:LiCAF という）がある。Eu:LiCAF は透明単結晶シンチレータで信号波高分布中に中性子事象によるピークを形成するため、中性子感度の評価がしやすいという利点がある。しかし Eu:LiCAF は組成の決まった化合物で Li 量のみを増やすことはできない。本研究では、シンチレータ物質選択の自由度を上げるべく、LiF とシンチレータである Eu:CaF_2 を粉末状にして単に混合させた混合シンチレータ型中性子検出器に関する検討を進めている。当面の目標は、LiF と屈折率差の小さい Eu:CaF_2 を用いることで透過率を改善し、有効厚さを大きくできる混合シンチレータ方式の見通しを得ることであり、これにより、シンチレータ物質選択の自由度が大幅に向上し、将来的に高い性能を示す可能性のある中性子シンチレータの幅広い探索への道が開かれることが期待できる。

2. 実験・結果　95 %濃縮 ^{6}Li を用いた LiF 粉末および Eu 添加 CaF_2 粉末を重量比 LiF:CaF_2＝1:2 の割合で混合し、アクリル板中の直径 2 mm、深さ 1 mm の溝に薄く敷き詰めた。混合しただけの状態では粉末と空隙の空気との界面で生じる屈折により白色を呈しているが、この屈折を抑制するため、屈折緩衝材として少量の液体ガラスを充填すると混合粉末は半透明となる。減速材で周囲を囲った Cf-252 線源を用い、製作した混合粉末シンチレータに熱中性子を照射してシンチレータの応答評価実験を行った。図 1 には、液体ガラス充填前後の混合粉末シンチレータで得られた中性子照射時の信号波高分布を示す。液体ガラス充填前には中性子ピークを示さなかったが、充填後には明確なピークが形成されることを確認でき、混合シンチレータ方式の有効性が示された。

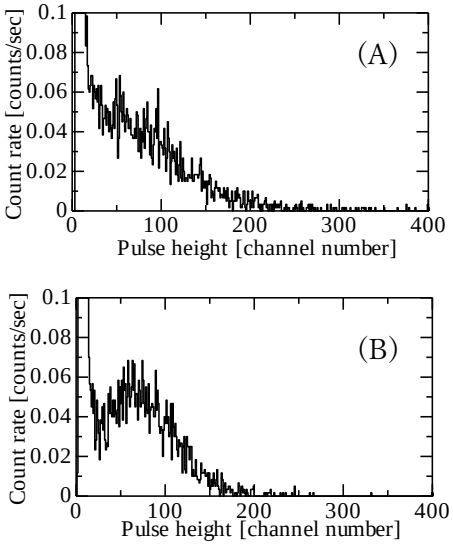


図 1　LiF-Eu:CaF_2 シンチレータに中性子を照射し得られた信号波高分布。(A) 液体ガラス充填前、(B) 液体ガラス充填後。

*Natsumi Mitsuboshi[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1], Takayuki Yanagida[2], Noriaki Kawaguchi[2], [1]Nagoya Univ., [2] Nara Institute of Science and Technology

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

[2H10-15] Measurement Technique

Chair: Hideki Tomita (Nagoya Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 4:20 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H10] Effective atomic number estimation by energy-resolved CT with using transXend detector

Takumi Hamaguchi[1], *Ikuo Kanno[1] (1. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H11] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant Unit2 by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 6)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Masataka Ohyama[2], Yuta Manabe[1], Mitsuaki Kuno[1], Akira Nishio[1], Nobuko Kitagawa[1] (1. Nagoya University, 2. Chubu Electric Power Co.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2H12] A study of measurement technique of high energy gamma-ray for deuterium plasma diagnosis.

*Ryoken Yoshioka[1], Nishimura Hiroaki[1], Akira Taniike[1], Huruyama Yuiti[1], Masashi Kisaki[2], Masaki Nishiura[3] (1. Faculty and Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. NIFS, 3. University of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H13] Deep Learning for Estimation of Radioactivity Distribution

*Ryota Yamauchi[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2H14] Underwater dose monitoring for position measurement of intense gamma-ray source

*Hiroyuki Miyamaru[1], Kiwamu Omura[1], Takao Kojima[1], Ryoichi Taniguchi[1] (1. Osaka Pref. Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2H15] Development of PALS evaluation technique using a miniature specimen

*hirokazu ando[1], Masato Yamawaki[2], Tetsuya Hirade[3], Masahumi Akiyoshi[1] (1. Osaka Prefecture Univercity, 2. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

transXend 検出器を用いたエネルギー分解 X 線 CT による実効原子番号評価

Effective atomic number estimation by energy-resolved CT with using transXend detector

濵口　拓，*神野郁夫
京大・工

シミュレーション計算で求めた応答関数を使用し，transXend 検出器を用いて 5 種のプラスチックからなる直径 3cm の被検体のエネルギー分解 X 線 CT 測定を行い，X 線のエネルギーの関数として線減弱係数を求めた. 線減弱係数から実効原子番号を評価し, 実効原子番号 5~8 のプラスチックについて検量線を得た.

キーワード：X 線 CT，エネルギー分解，線減弱係数，実効原子番号，transXend 検出器

緒言　X 線を電流測定し，解析により X 線エネルギー分布を求める transXend 検出器を用いて，エネルギー分解 X 線コンピュータ断層撮影(CT)測定を行っている[1]. transXend 検出器を構成する個々の要素検出器の応答関数を計算で求め, 5 種のプラスチック(ポリプロピレン:PP, ABS 樹脂:ABS, ポリカーボネート:PC, アクリル：PMMA，ポリフッ化ビニリデン：PVDF)から構成される直径 3cm の被検体の CT 測定を行い，各プラスチックの線減弱係数をエネルギーの関数として求め，米国標準局の文献値と良い一致を得た[2]. これらの線減弱係数を用いて，各プラスチックの実効原子番号を求めたので，方法，結果を報告する.

実効原子番号　化合物による X 線の減弱を示すために導入された概念であり，経験式として$Z_{eff} = \sqrt[2.94]{\sum_i f_i \cdot Z_i^{2.94}}$ が提案されている[3]．ここで，f_i，Z_iはその化合物を構成する i 番目の元素の電子割合と原子番号である．H_2O の場合，f_H，Z_H，f_O，Z_Oはそれぞれ 0.2，1，0.8，8 であり，Z_{eff}は 7.42 である.

方法　線減弱係数はZ_{eff}の化合物原子が X 線と相互作用する断面積にその原子数密度N_{eff}を掛けた量として表現でき，相互作用断面積は米国標準局によりデータ提供されている．原子番号 1～10 の元素について X 線エネルギー20～120 keV の相互作用断面積を用意し，補間法で原子番号 0.01 単位ごとのデータを準備する．実験で求めた線減弱係数が最もフィットするZ_{eff}，N_{eff}を最小二乗法により決定する.

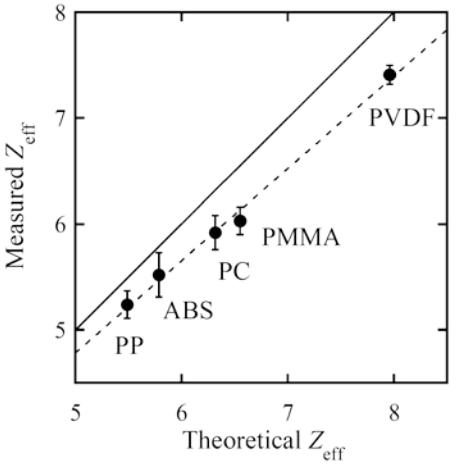


図 1.　5 種のプラスチックの測定Z_{eff}. 実線は理論値，点線は測定値の検量線を示す.

結果　得られたZ_{eff}を図 1 に示す．すべてのプラスチックのZ_{eff}が理論値より小さい値を示した．これは系統誤差と考え，点線で検量線を引くと 5 種のプラスチックのZ_{eff}は線上に乗った．誤差棒が大きい理由は，X 線を直径 1mm にコリメートしたが，被検体上では直径 2.7mm に拡大していたため，スキャン点があいまいとなったためである.

[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **45** (2008) 1165. [2] Y. Maruyama, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **55** (2018) 199. [3] W. V. Mayneord, Acta Int. Union Agaist Canc., **2** (1937) 271.

Takumi Hamaguchi, * Ikuo Kanno
Kyoto 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６）

Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part6)

*森島 邦博[1],中村 光廣[1],辻 建二[2],大山 正孝[2],西尾 晃[1],久野 光慧[1],眞部 祐太[1],北川暢子[1]
[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により原子力発電所の原子炉圧力容器・格納容器下部を遠隔非破壊にて検知するため、“電源不要かつコンパクトかつ防水性に優れた”検出器である原子核乾板を浜岡原子力発電所２号機原子炉建屋地下２階の複数箇所に設置し観測を行った。

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１号機から３号機の原子炉内燃料デブリを遠隔非破壊にて検知するために、透過型ミューオンラジオグラフィが適用されている。これらの観測では、いずれも地上部にミューオン検出器を設置している。上空から飛来する宇宙線ミューオンを用いて原子炉圧力容器(RPV)底部及び原子炉格納容器(PCV)下部の観測を行うには、より低い位置となるように検出器を地下に設置する必要がある。

電源不要・コンパクト・防水性・高い角度分解能という性能を有する原子核乾板を用いて、浜岡原子力発電所２号機の原子炉建屋地下２階（**図１**中の①）にて2015年5月22日から6月12日に観測を実施（Phase1）し、RPV 底部および PCV 下部を視野にとらえた[1]。また、原子炉建屋周辺の排水用立坑（サブドレン）の下部（**図１**中の②）にて 2016 年 1 月 28 日から 3 月 10 日に観測を実施（Phase2）し、防水性やその可搬性から実用可能であることを確認した[2]。更に、2016 年 8 月 23 日から 2017 年 2 月 17 日の期間、原子炉建屋地下２階（**図１**中の①）にて、原子核乾板を軽量かつ高い平面性を有するアルミハニカム製の治具に固定し冷蔵機能を有するボックスに入れ（**図２**）約 14℃の安定した温度環境にて観測を実施（Phase3）した[3]。Phase3 にて得られたイメージをシミュレーション結果と比較したところ、Phase1 の観測結果に比べてより詳細に PCV やペデスタル等の構造が確認できた。しかし、得られたイメージとシミュレーション結果とでは一致しない部分もあった[4]。

これは、RPV や PCV の背景にある質量の大きいものとの重なりの影響と推察される。そのため、別角度からの観測も実施し、立体的な観測および評価ができるように、Phase4 としての観測を開始した。

2. 観測の概要

Phase3 と同じ位置、および原子炉中心から相対的に 90 度の位置にそれぞれ Phase3 のときと同じく**図２**のボックス内に原子核乾板（0.45m2）を固定し、また温度環境の設定を行った。あわせて、これらの中間の角度（45 度）の位置に原子核乾板（0.3m2）を設置し、2017 年 10 月 25 日に Phase4 としての観測を開始した。

本講演では、これらの異なる方向からの観測状況について報告を行う。

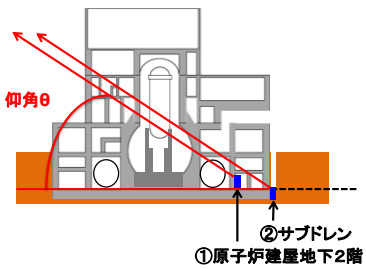


図１　原子核乾板設置場所と RPV・PCV との位置関係



図２　地下２階の原子核乾板設置状況

参考文献

[1] 日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集（2K04）
[2] 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集（3O03）
[3] 日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集（2D04）
[4] 日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集（2L03）

*K.Morishima[1], M.Nakamura[1], K.Tsuji[2], and M.Ooyama[2], A.Nishio[1], M. Kuno[1], Y. Manabe[1] and N.Kitagawa[1]
[1]Nagoya Univ., [2]CHUBU Electric Power Co., Inc.

重水素プラズマ診断のための高エネルギーガンマ線計測法の検討

A study of measurement technique of high energy gamma-ray for deuterium plasma diagnosis.

*吉岡　良兼[1]，西村 洋亮[1]，谷池 晃[1]，古山　雄一[1]，木崎 雅志[2]，西浦 正樹[3]
[1]神戸大学，[2]核融合科学研究所，[3]東京大学

タンデム静電加速器を用いて，D-D 核融合反応を発生させ，核融合反応生成粒子と核融合炉の第一壁のベリリウムとの反応により誘起されるガンマ線を計測することにより，損失高エネルギー粒子誘起ガンマ線計測法を摸擬し，分析した．
キーワード：高エネルギーガンマ線，タンデム静電加速器，重水素プラズマ診断

1. 緒言

DT プラズマにおける D-T 核融合反応で発生する 3.5 MeV の α 粒子の閉じ込めが，燃焼プラズマの自己加熱効率向上のために重要となる．そこで炉壁へ入射するアルファ粒子とベリリウム壁との衝突による ^{9}Be(α, nγ)^{12}C 反応を利用し，発生するガンマ線を検出することでプラズマ計測を行う損失アルファ粒子誘起ガンマ線計測手法が提案されている．NIFS の LHD で行っている重水素プラズマ実験では，D-D 核融合反応により，p (3.0 MeV)，^{3}He (0.82 MeV)，t (1.01 MeV)，および n (2.45 MeV)が生成される．我々は，高エネルギーアルファ粒子誘起ガンマ線計測手法を応用し，これら高エネルギー荷電粒子を用いた手法を検討している．本研究では，タンデム静電加速器を用いて D-D 核融合反応を起こし，反応生成粒子とベリリウムとの反応により誘起されるガンマ線を計測することにより，損失高エネルギー粒子誘起ガンマ線計測法を模擬し，γ 線生成核反応の検討と実験体系の構築を目的とした．

2. 実験

本学 1.7 MV タンデム静電加速器を用いて，重水素イオンビームを生成した．重水素化合物に重水素イオンを入射することで，D-D 核融合反応を起こして，核融合反応生成粒子とベリリウムとの反応により誘起されるガンマ線を高純度ゲルマニウム検出器にて測定した．本研究では，Fig.1，Fig.2 に示す 2 種類の実験体系で行った．

3. 結果・考察

Fig. 1 の実験体系で，厚さ 20 μm の重水素化ポリエチレンを用いた時の実験結果の例を Fig. 3 に示す．D-D 核融合反応生成粒子の陽子とベリリウムとの反応に注目すると，十分なピーク収量は得られなかった．原因として，主に 2 点上げられる．1 つ目に重水素化ポリエチレンの適切な厚さの調整することが困難であった為，重水素化ポリエチレン内で陽子のエネルギーが減少し，^{9}Be(p,γ)^{10}B 反応のしきいエネルギーを下回ったこと，2 つ目に 3562 keV の γ 線を放出する ^{9}Be(p,γ)^{10}B 反応と 3587 keV の γ 線を放出する ^{9}Be(d,nγ)^{10}B 反応のピークスペクトルが重なったことが考えられる．Fig. 1 の実験結果を踏まえ，次に Fig. 2 の実験体系を構築し，実験を行った．実験結果の詳細と考察については講演で述べる．

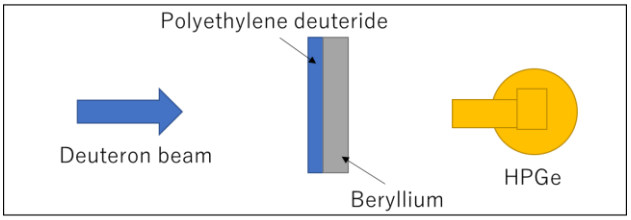


Fig. 1. Schematic of an experimental setup 1.

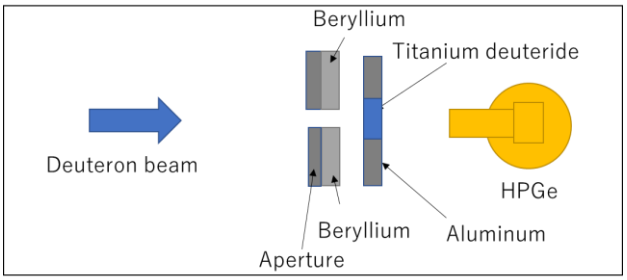


Fig. 2. Schematic of an experimental setup 2.

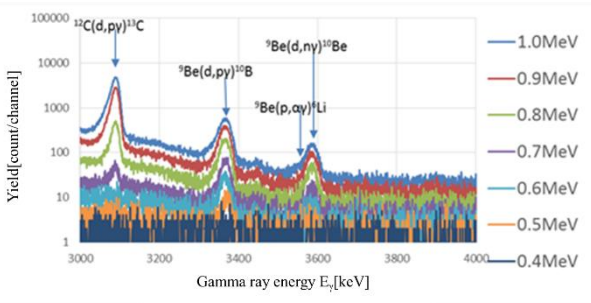


Fig. 3. Experimental results of setup 1

*本研究は，核融合科学研究所 一般共同研究 NIFS 17KLER066 によって行われています．

*Ryoken Yoshioka [1], Hiroaki Nishimura [1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masashi Kisaki[2], Masaki Nishiura [3]
[1]Kobe Univ., [2] NIFS,[3] Univ. Tokyo

深層ニューラルネットワークによる放射能分布の推定に関する基礎研究

Deep Learning for Estimation of Radioactivity Distribution

*山内 亮太[1]，佐藤 文信[1]，村田 勲[1]
[1]大阪大学大学院工学研究科

本研究では、深層ニューラルネットワークを用いて放射能分布の推定を試みた。その結果、放射能分布の推定方法として、深層ニューラルネットワークが利用できる見通しが得られた。

キーワード：深層学習，ニューラルネットワーク，放射能分布

1. 緒言

PET や SPECT といった放射線を用いた画像診断において、逆投影法や逐次近似法をもとにした手法によって画像再構成が行われている。しかしこれらの方法は、多くの投影データを必要とするため、被検体のまわりを放射線検出器が回転できない場合、またはデータが少ない場合に画像再構成が困難となる。そこで本研究では、深層ニューラルネットワークを利用し、限られた測定点で得られた検出器の測定値からの放射能分布の推定を目的とする。

2. ニューラルネットワーク

それぞれ 100 個の隠れノードを有する隠れ層 5 つをもつ全結合ニューラルネットワークを用い、回帰問題として放射能分布の推定を行った。活性化関数には非線形の ReLU(Rectified Linear Units) [1]を、最適化手法には Adam[2]を用いた。ネットワークの入力は検出器の測定値、出力は放射能分布である。

3. 計算条件

10×10 の正方形のマス目の体系の中に、放射線点線源が配置される場合を考える。線源は強度が 1～100 に規格化されており、体系内に複数の線源がある場合は線源どうしが隣り合い、その線源の集合の大きさは最大でも 3×3 とした。検出器は正方形の体系に沿って直角に配置した。線源を体系内に配置した一例を図 1 に示す。図 1 のようなデータを合計約 200 万組作成し、そのうちの 8 割程度を訓練データ、残りをテストデータとして用いた。

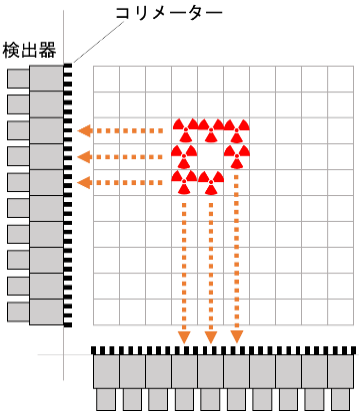


図 1　計算体系の一例

4. 結果・考察

学習の収束の様子を図 2 に示す。縦軸は推定値と真の値との誤差を、横軸は学習の反復回数を示す。学習を繰り返すことにより、最終的にテストデータを約 20 %の誤差で推定できるようになった。これらの結果により、深層ニューラルネットワークが利用できる見通しが得られた。

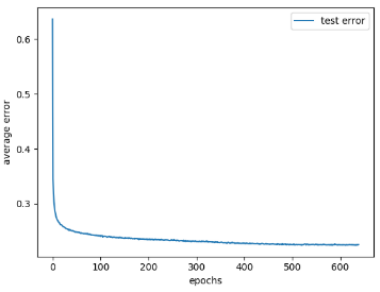


図 2　学習の進行

参考文献

[1] A. Krizhevsky et al., Advances in Neural Information Processing Systems 2, pp. 1097-1105, 2012.
[2] D. P. Kingma et al., A conference paper at the 3rd International Conference for Learning Representations, San Diego, 2015.

*Ryota Yamauchi[1], Fuminobu Sato[1] and Isao Murata[1]
[1]Osaka Univ.

大線量ガンマ線源位置測定のための水中線量モニタリング

Underwater dose monitoring for position measurement of intense gamma-ray source

*宮丸 広幸[1]，大村 究[1]，小嶋 崇夫[1]，谷口 良一[1]
[1]大阪府立大学　研究推進機構　放射線研究センター

水中に保管された大線量コバルト60ガンマ線源の位置や移動方向の計測を目的として，シンチレーターと光ファイバーを組み合わせた水中線量計測システムを開発した。水中の2台のセンサーに対する線源の直線距離を線量率測定から評価した。また，センサーの応答の差から線源の上下移動を判別できた。

キーワード：ガンマ線源，線量，光ファイバー，モニタリング，水中

1. 緒言

大線量コバルト 60 線源を所有する本学では，これを利用した照射業務や実験が行われている。この線源は水中で最大 50 kGy/h の線量率での照射が可能であり，線源の使用や保管でもより安全な取扱いが求められている。そこで本研究では線源の不適切な取扱い等を検知し予防することを目的として，水中保管されている線源の位置とその移動の様子をリアルタイムでモニタリングできるシステムの構築を行った。

2. 実験と結果

2.1. センサー部

水中線源からのガンマ線を計測するセンサー部には 1 cm×1 cm×3 cm の CsI(Tl)結晶を用いた。これに集光レンズを取り付け，全体をシールし遮光と防水処理を行った。ガンマ線応答によるシンチレーター光は長さ約 10 m，コア径 2 mm のアクリル製光ファイバーを通してプール外の光電子増倍管に伝送され，発光量に比例した電圧出力を得た。この出力は電離箱により同環境で測定された照射線量率と対応付けがなされ，最終的に出力値を水吸収線量率に変換して評価した。

2.2. 線源位置の計測

実験では長いパイプをプール内部に垂直に設置し，異なる深さに 2 つのセンサーを固定した。このパイプをプール内部で上下や左右に移動させることで，相対的な線源位置の変化を模擬した。実験で使用したコバルト 60 線源の強度は 1.8 PBq であった。図 1 に示すように線源とセンサーとの直線距離に応じて指数関数的に線量率が変化することが確認できた。これにより水中の線源位置を線量率測定から評価できた。また，線源が水面方向へ上昇するような事態を想定した上方向の変化に対しても，２つのセンサーの応答の比較により水平移動と区別できた。

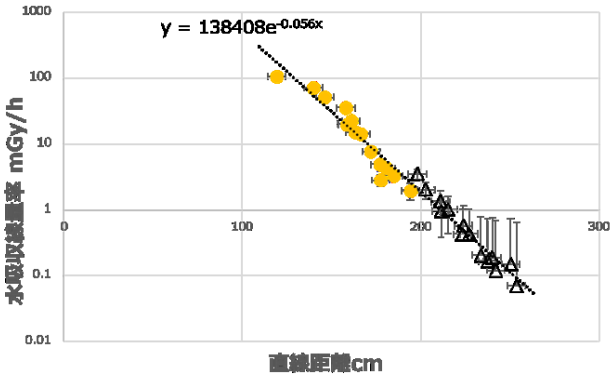


図 1 センサーと線源との直線距離と水中線量率との関係

*Hiroyuki Miyamaru[1], Kiwamu Omura[1], Takao Kojima[1] and Ryoichi Taniguchi[1]
[1]Osaka Pref. Univ.

微小試験片を用いた陽電子消滅寿命評価手法の開発

Development of PALS evaluation technique using a miniature specimen

*安藤 太一[1]，山脇 正人[2]，平出 哲也[3]，秋吉 優史[1]

[1]大阪府立大学 工学研究科，[2]産業技術総合研究所，[3]日本原子力研究開発機構

陽電子寿命計測法(PALS)は金属,半導体などのナノメートルサイズの空孔欠陥を評価する上で有用な手段である．しかしながら,PALS は試料の形状,数の制約により測定対象が制約されてきた．本研究では,任意の形状の試験片 1 枚での陽電子寿命計測を可能とすることを目的とする．

キーワード：陽電子,陽電子寿命測定

1.研究の背景と目的

陽電子寿命計測法(PALS)は金属,半導体などのナノメートルサイズの空孔欠陥を評価する上で有用な手段である．特に核融合炉や原子炉の材料開発において,放射線による損傷挙動の解明は重要な課題であり,PALS が注目されている．しかし,PALS においては試料の形状,数の制約により測定方法が制約されてきた．現在、照射場が非常に限られており,また放射化による放射能低減のため、測定試料の微小化が強く求められているが、この制約は PALS 適用の大きな妨げになっている．そのため,微小試験片(φ3 ㎜程度)1 枚で計測を行うことができれば,今後 PALS は様々な場面で活用できるようになると考えられる．本研究では,任意の形状の試験片 1 枚で陽電子寿命計測が可能な測定システムの開発を目的とする．

2.システムの構成

従来の陽電子寿命測定ではランダムな方向に放出される陽電子をすべて測定対象の試料に入射させる必要があるため，線源より十分大きい 2 枚の試験片で挟み込む手法が一般的であった．今回構成する微小試験片用の構成図を図 1 に示す．本システムは 1 枚の試験片とプラスチックシンチレータで陽電子線源を挟み込み,シンチレータで陽電子を検出した場合の信号は排除処理することによって,試料 1 枚に入射した陽電子の寿命のみを計測する構成になっている．

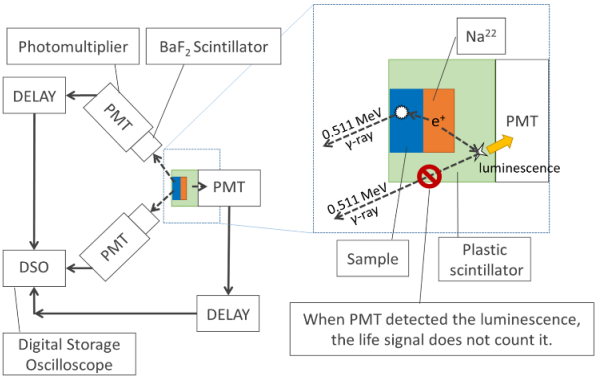


図 1 考案した陽電子寿命計測システム

3.現状及び考察

構成したシステムで陽電子寿命計測を行い, アンチコインシデンス処理の動作を確かめた．図 2 に寿命スペクトルを示す．緑点はポリイミド試験片二枚での計測を行い，青点は試験片 1 枚とプラスチックシンチレータで線源を挟んで計測を行った結果である．赤点は試料一枚での測定で試料に入射しなかった陽電子を光電子増倍管で検出し，アンチコインシデンス処理を行った結果であり，プラスチックシンチレータの中で消滅した長寿命成分が消え試験片 2 枚の場合のスペクトルと概ね合致していることが分かる．本発表では実際に微小試験片で測定した結果を交え発表を行う．

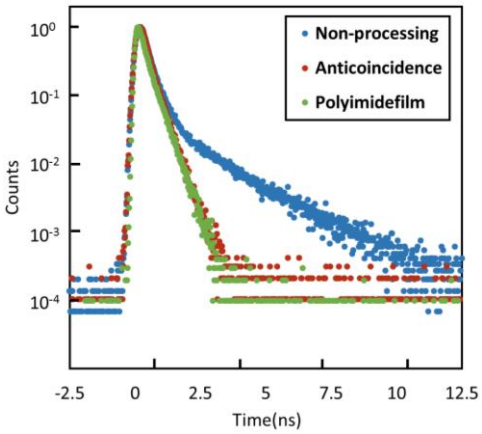


図 2 取得した陽電子寿命スペクトル

* Hirokazu Ando[1], Masato Yamawaki[2], Tetsuya Hirade[3] and Masahumi Akiyoshi[1]

[1]Osaka Prefecture University, [2]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency.

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

[2H16-21] Neutron Measurement and BNCT

Chair: Katsunori Ueno (Hitachi)

Tue. Mar 27, 2018 4:20 PM - 5:55 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H16] Investigation of a low cost neutron detector for an active neutron system

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

4:20 PM - 4:35 PM

[2H17] Improvement study on a liquid-moderator-based neutron spectrometer

*Shingo Tamaki[2,1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. Graduate School of Engineering, Osaka University, 2. Research Fellow of Japan Society for the Promotion of Science (DC))

4:35 PM - 4:50 PM

[2H18] Real-Time Neutron Measurement at Boron Neutron Capture Therapy Field using Thin Silicon Sensor

*Masashi Takada[1], Tetsurou Ueda[1], Satoru Endo[2], Hiroki Tanaka[5], Horiguchi Tetsuo[6], Tetsurou Matsumoto[3], Akihiko Masuda[3], Tomoya Nunomiya[4], Fumihiro Kimura[1], Tsuyoshi Kajimoto[2] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Hiroshima University, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 4. Fuji Electric Co. Ltd, 5. Kyoto University Research Reactor Institute , 6. Kindai University Atomic Energy Research Institute)

4:50 PM - 5:05 PM

[2H19] Development of a prompt gamma ray imaging detector using $LaBr_3$(Ce)scintillator for BNCT

*Keita Okazaki[1], Kiyotaka Akabori[2], Takushi Takata[3], Yoshinori Sakurai[3], Hiroki Tanaka[3] (1. Kyoto University, 2. Sumitomo Heavy Industries,Ltd, 3. Kyoto University Research Reactor Institute)

5:05 PM - 5:20 PM

[2H20] The biological evaluation of the neutron field generated by an accelerator in a microscopic matter with PHITS code (2)

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Nobuhiro Shigyo[1], Naoko Iyomoto[1], Hiroki Tanaka[2] (1. Gradschool of Kyushu Univ., 2. KUR)

5:20 PM - 5:35 PM

[2H21] Design of collimator for T/N-SPECT for BNCT

*Saki Shibata[1], Ryosuke Ohya[1], Kentaro Minami[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. Osaka Univ.)

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

アクティブ中性子法に適した低コスト中性子検出器の検討

Investigation of a low cost neutron detector for an active neutron system

*米田 政夫[1]，大図 章[1]，藤 暢輔[1]

[1]原子力機構

アクティブ中性子法による核物質非破壊測定装置の低コスト化研究の一環として、中性子検出器に関する研究開発を実施している。本発表では、水溶液を用いたチェレンコフ光検出器の基礎試験及びそれを用いた非破壊測定装置用中性子検出器バンクの設計について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、核物質探知、計量管理、中性子検出器、低コスト化、チェレンコフ光検出器

１．緒言

高速中性子直接問いかけ法などのアクティブ中性子法は、核物質に対して非常に高感度で確度の高い測定を行うことが可能である。そのため、核物質の計量管理や空港での核テロ用核物質探知等において、その利用が期待されているものの、昨今の He-3 検出器の高騰や中性子源が必要であることなどから装置の製造コストが高く、普及の妨げになっている。そこで我々は、アクティブ中性子法による低コスト核物質非破壊測定装置の実用化へ向けて、アクティブ中性子法用の低コスト中性子検出器の開発を行っている。検出器の候補の一つに、水溶液に中性子が照射されることで発生するチェレンコフ光を利用したチェレンコフ光検出器がある。アクティブ中性子法装置は高エネルギーの中性子線源を使用することから、装置の外周をコンクリート等の厚い遮蔽材で囲わなければならない。チェレンコフ光検出器は水溶液を使用しているために中性子の遮蔽も兼ねることができ、遮蔽体の大幅な削減による低コスト化も期待できる。本研究開発では、チェレンコフ光検出器を用いた中性子検出器バンクの設計についても検討を進めており、検出器の基礎試験結果と併せて報告する。

２．中性子検出器

チェレンコフ光検出器の基礎特性を調べるために、アクリル容器及び光電子増倍管からなる検出器を製作した。本装置の写真を図１に示す。本検出器は基礎特性を詳細に把握するためにシンプルな構造とし、25 cm(横)×25 cm(奥行)×30 cm(高さ)のアクリル容器の 4 面(上面以外)に鏡を貼り付け、上面にφ12 cm の光電子増倍管を取り付けた構成を採用した。また、アクリル容器内部の水には、中性子との反応を促進させるためにガドリニウムを溶かしている。

３．シミュレーション結果

検出器の側面部に Cf-252 中性子を照射した時の体系内の電子の分布を、PHITS コードを用いて計算した。図２に、チェレンコフ光が発生するため必要な電子のエネルギーである 0.26 MeV 以上の電子分布を示す。この結果からチェレンコフ光は、主に水槽前方から中央部で発生していることが分かる。また、熱中性子の分布が、電子分布とほぼ同じであることも分かった。



図１　中性子検出器（上が光電子増倍管、下がアクリル容器）

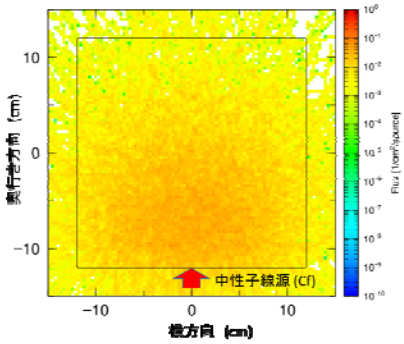


図２　0.26 MeV 以上の電子分布（中心位置高さの水平分布）

*Masao Komeda[1], Akira Ohzu[1] and Toh Yosuke[1]

[1]JAEA

液体減速型中性子スペクトロメータの改良研究

Improvement study on a liquid-moderator-based neutron spectrometer

*玉置 真悟[1,2]，佐藤 文信[2]，村田 勲[1]

[1] 大阪大学大学院工学研究科，[2] 日本学学術振興会特別研究員 DC

BNCT 用の加速器中性子源の開発において、照射中性子場のエネルギースペクトルを測定することは線量評価のために重要である。我々は現在、液体減速型中性子スペクトロメータという新しい装置の開発研究を進めている。本研究では、この装置の設計改良研究とシミュレーションによる性能評価を行った。

キーワード：中性子，ホウ素中性子捕捉療法，ボナー球，アンフォールディング

1. 緒言

近年、ホウ素中性子捕捉療法のための中性子源として加速器中性子源を開発する研究が世界中で進められている。しかし、加速器中性子源装置はその設計によって照射場の特性、特に中性子エネルギースペクトルが顕著に変動する。したがって、照射中性子場のエネルギースペクトルを正確に測定することがホウ素中性子捕捉療法実現のために極めて重要である。本研究では、BNCT 用中性子スペクトルを測定するため開発を進めている液体減速型中性子スペクトロメータの改良の現況について報告する。

2. 研究内容

2-1. 検出器設計

図に改良スペクトロメータの設計を示す。本装置は原理的にはボナー球と同一で、検出器前方に設置してある減速材の厚さを変化させることで検出器の応答関数を変化させ、それにより中性子エネルギースペクトルを測定する装置である。液体材料の減速材を用いることにより減速材の厚さを連続的に変化させることが可能になり、従来のボナー球より正確なエネルギースペクトル測定を行うことを目指している。

2-2. 数値実験

設計したスペクトロメータの性能を検証するため、数値実験によりスペクトル測定性能を評価した。数値実験では異なる中性子場を照射する 4 種類の体系での実験のシミュレーションを行い、入射中性子場のスペクトル計算値と実験シミュレーションによって得られた中性子スペクトルを比較して、本スペクトロメータの性能を評価した。シミュレーションの結果、本スペクトロメータを用いることにより入射中性子場の前方角フラックススペクトルを測定可能である見込みを得た。

3. 結論

本研究で改良を施したスペクトロメータを用いることにより入射中性子場の前方角フラックススペクトルを測定することが可能となる。今後は設計した検出器を製作し、本装置が実験的に利用可能であることを確認する。本研究は科研費番号 16J000930 の助成を受けて実施されたものである。

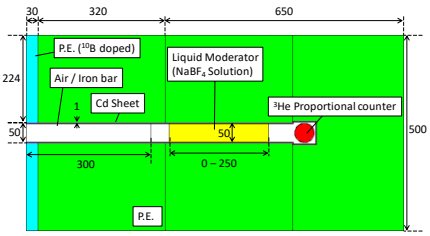


図　改良液体減速型中性子スペクトロメータの設計結果

*Shingo Tamaki[1,2], Fuminobu Sato[1] and Isao Murata[1]

[1]Graduate School of Engineering, Osaka University, [2]Research Fellow of Japan Society for the Promotion of Science (DC)

薄型シリコンセンサーを用いた中性子がん治療場における リアルタイム中性子計測への応用

Real-Time Neutron Measurement at Boron Neutron Capture Therapy Field using Thin Silicon Sensor

*髙田真志[1]，上田哲郎[1]，遠藤　暁[2]，田中浩基[3]，堀口哲男[4]，松本哲郎[5]，増田明彦[5]，布宮智也[6]，木村文洋[1]，梶本　剛[2]，鎌田　創[7]，青山　敬[6]，成田政隆[6]，上田　治[6]，中村尚司[6,8]
[1]防衛大学校，[2]広島大学，[3]京都大学，[4]近畿大学，[5]産総研，[6]富士電機，[7]海技研，[8]東北大学

ガンマ線に対する感度が非常に低い薄型シリコン半導体センサーを用いた中性子ホウ素捕捉治療場におけるリアルタイム中性子計測実現の可能性を調べるため，近畿大学原子力研究所と京都大学原子炉実験所で中性子計測のテスト実験を行った．この実験結果からリアルタイム中性子計測の可能性が見出された．

キーワード：中性子計測，シリコン半導体，中性子ホウ素捕捉療法，原子炉，リアルタイム計測，モンテカルロシミュレーション，熱中性子，ガンマ線，粒子放出反応

1. 緒言

中性子ホウ素捕捉療法（BNCT）施設では金放射化法を用いてオフラインで中性子照射フルエンスを計測しているため，リアルタイムに中性子フラックスを計測可能な測定器が求められている．しかし，中性子測定器には BNCT 治療場に混在する高フラックスガンマ線と熱中性子線を弁別して計測することが要求されている．これまで高速中性子個人被ばく線量計センサーとして開発や特性評価を行ってきた薄型シリコン半導体センサー[1][2]にはガンマ線に対する感度が非常に低いという特徴が有るので，この高フラックスガンマ線が混在する BNCT 治療場でも中性子フラックスをリアルタイムに計測できると考えた．しかしシリコン半導体検出器には中性子損傷の問題点が指摘されているため，大強度ガンマ線と中性子線が混在する放射線場で実際に照射テスト実験を行い，我々の中性子センサーが BNCT 場でもリアルタイム中性子フラックス計測に利用できるかどうかを評価した．

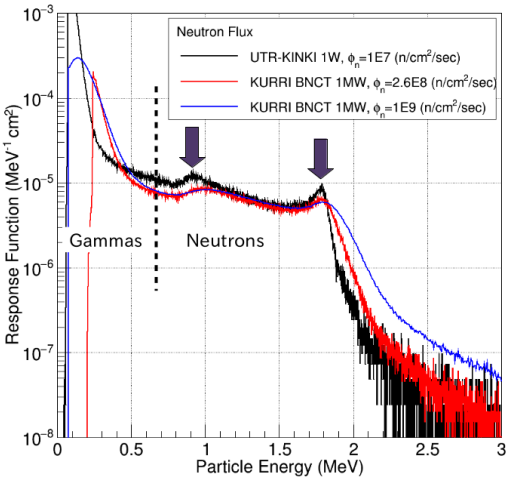
2. 測定器と実験

中性子測定器は薄型シリコン半導体センサー（1cm 角）に厚さ数ミクロンのフッ化リチウムを貼り合わせ，^{6}Li(n,t)^{4}He 核反応により放出されたトリトンを検出するものである．薄型シリコンセンサーは 0.5 Gy/h の高線量率のガンマ線も計測できている．

中性子照射テスト実験を２箇所の施設で行った．近畿大学原子力研究所では炉心内に本センサーを挿入して中性子（ϕ_n～1x10^7 n/cm^2/s）を照射し，京都大学原子炉実験所では重水減速場で熱中性子フラックスを増減させて照射した（ϕ_n=2x10^7~1x10^9 n/cm^2/s）．測定はフリーエアーで行い，センサーから得られた信号を市販の前段増幅器，主増幅器，波高分析器で処理し，波高分布を取得した．

3. 結果と結論

右図に両中性子場で計測した波高分布を示す．この波高分布は熱中性子フラックスで規格化してあり，その中性子フラックスをグラフの凡例に示してある．破線より左側はガンマ線起因，右側は中性子起因の事象が主成分と考えられる．矢印で示した２つのピークやエッジは中性子と ^{6}Li との粒子放出反応により生成されたトリトンを検出した事象である．**このように両中性子場で中性子をリアルタイムに計測できていることが分かる．**



今回のテスト実験の結果において，大強度のガンマ線と中性子線が混在する放射線場で中性子フラックスをリアルタイムに計測できたことから，BNCT 用リアルタイム中性子モニターとして薄型シリコンセンサーを利用できることが分かった．今後，実験を積み重ねることで中性子モニターとしての実用を目指していく．

参考文献

[1] M.Takada, et al., “Simulated 8 MeV Neutron Response Functions of a Thin Silicon Neutron Sensor”, Rad. Prot. Dosim., (2018)
[2] M.Takada, et al., “Neutron detection efficiency and response functions of a thin neutron silicon sensor with low gamma-ray sensitivity”, Rad. Meas. 106, pp.585-590 (2017).

*Masashi Takada[1], Tetsurou Ueda[1], Satoru Endo[2], Hiroki Tanaka[3], Tetsuo Horiguchi[4], Tetsurou Matsumoto[5], Akihiko Masuda[5], Tomoya Nunomiya[6], Fumihiko Kimura[1], Tsuyoshi Kajimoto[2], So Kamada[7], Kei Aoyama[6] , Masataka Narita[6] , Osamu Ueda[6] and Takashi Nakamura[6,8]
[1]National Defense Academy of Japan, [2]Hiroshima Univ., [3]Kyoto Univ., [4]Kinki Univ., [5]Nat’l Inst. Adv. Sci. Technol., [6]Fuji Electric Co., [7]Nat’l Maritime Res. Inst., [8]Tohoku Univ.

BNCT のための $LaBr_3$(Ce)シンチレーターを用いた 即発γ線イメージング検出器の開発

Development of a prompt gamma ray imaging detector using $LaBr_3$(Ce) scintillator for BNCT

*岡崎 啓太[1]，赤堀 清崇[2]，高田 卓志[3]，櫻井 良憲[3]，田中 浩基[3]

[1]京都大学院，[2]住友重機械工業株式会社，[3]京都大学原子炉実験所

BNCT の治療及び基礎研究に適応可能な、エネルギー分解能に優れた $LaBr_3$(Ce)シンチレーターと 8x8 アレイの MPPC を組み合わせた即発γ線イメージング検出器の開発を行っている。熱中性子ビームを用いて特性試験を行い、ホウ素と熱中性子との反応で発生する即発γ線分布を取得可能であることを確認した。

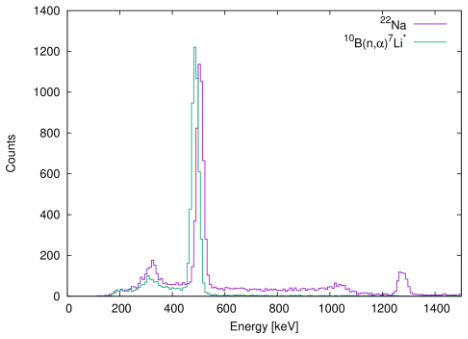
キーワード：即発γ線イメージング，ホウ素中性子捕捉療法，$LaBr_3$(Ce)，MPPC

1. 緒言

BNCT の治療及び基礎研究において投与線量を決定するためには、腫瘍及び正常組織内のホウ素濃度分布を測定することが重要である。照射中に $^{10}B(n,\alpha)^{7}Li^{*}$反応によって生じる 478 keV の即発γ線を測定することで、リアルタイムかつ二次元や三次元的にホウ素濃度分布を評価することができる[1]。しかしながら、BNCT の照射場には、バックグラウンドとして 511 keV の消滅γ線が存在するため 478 keV と 511 keV を弁別する必要がある。そこで、我々は、エネルギー分解能に優れた LaBr3(Ce)シンチレーターと 8 x 8 アレイの MPPC を組み合わせた即発γ線イメージング検出器の開発を行っている。本発表においては、システムの概要と特性試験の結果について報告する。

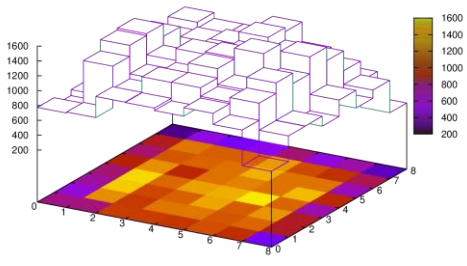
2. 方法

50 mm x 50 mm x 10 mm 角の LaBr3(Ce)シンチレーターを 8 x 8 アレイの MPPC に密着させた。64 チャンネルの信号はアンプによって個々に増幅され、ADC によってデジタル化され、PC でデータ処理される。京大原子炉の中性子導管を用いて熱中性子ビームをホウ素濃度 0～5000 ppm の試料に照射し、$^{10}B(n,\alpha)^{7}Li^{*}$反応からの即発γ線のエネルギースペクトルを取得した。さらに、511keV との弁別能を評価するため Na-22 を用いた照射を行った。



3. 結果と結論

上図に、あるチャンネルにおいて測定したγ線のエネルギースペクトルを示す。ピークの重なりがあるものの、478 keV と 511 keV のγ線を弁別することが可能であることを確認した。下図に 478keV のピークに ROI を設定した場合における各チャンネルにおけるカウント数の分布を示す。カウント数を校正することで、二次元のホウ素濃度分布をリアルタイムで測定可能であることを確認した。



参考文献

[1] T. Kobayashi, Y. Sakurai, M. Ishikawa: Real-time absorbed dose estimation system for BNCT by PG-SPECT, Frontiers in Neutron Capture Therapy, pp 641-645.

---

*Keita Okazaki[1], Kiyotaka Akabori[2], Takushi Takata[3], Yoshinori Sakurai[3] and Hiroki Tanaka[3]

[1]Kyoto Univ., [2]Sumitomo Heavy Industries, Ltd, [3]Kyoto University Research Reactor Institute

PHITS コードを用いた加速器中性子場の微視的生物学的影響評価(2)

The biological evaluation of the neutron field generated by an accelerator in a microscopic matter with PHITS code (2)

*中村 吏一朗[1], 前畑 京介[1], 執行 信寛[1], 伊豫本 直子[1], 田中 浩基[2]
[1]九州大学大学院, [2]京都大学原子炉研

本研究では、九州大学の Fixed Field Alternating Gradient 加速器について提案された中性子場生成体系においてホウ素中性子捕捉療法（BNCT）を運用することを想定し、PHITS コードを用いて細胞の生存率をマイクロドジメトリの概念を取り入れて算出し、相対的生物学的効果の推定を行った。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，加速器中性子場

1. 緒言

非侵襲性の癌治療法であるホウ素中性子捕捉療法（BNCT）では中性子を利用するが、複雑な放射場が人体内外で形成される。このような中性子場の生物学的影響を評価し、人体に付与する線量を最適化することは治療効果を向上するとともに、患者への負担を軽減する上で必要である。前回は先行研究で提案された中性子場における細胞生存率を推定し、各主要線量要素の寄与を明らかにした。今回は提案された中性子場生成体系における相対的生物学的効果(RBE)の推定を行った。

2. 原理・方法

PHITS コードによるシミュレーション計算での細胞生存率曲線の推定には、次の二つの式で与えられる Microdosimetric Kinetic (MK)モデルを用いた。

$$S = exp\,(-\alpha D - \beta D^2),\ \alpha = \alpha_0 + \beta z^*_{1D}$$

S：細胞生存率, α_0：$LET \cong 0$ 時の α 値, z^*_{1D}：単一イベントの線量平均比エネルギー

細胞生存率を推定するためには生物パラメーター（α_0, β）と物理パラメーター(D, z^*_{1D})が必要であり、生物パラメーターは最適化されたものを引用した[1]。Fig.1 に中性子場生成体系を示す。シミュレーションではファントム内に配置している細胞等価物質に添加するホウ素は細胞内で一様に分布すると仮定している。BNCT 治療時に人体に影響を与える主要な 4 つの線量要素に対し MK モデルを用いて細胞の生存率を算出し、^{137}Cs を基準放射線とする RBE の推定を行った。本講演では得られた結果について詳しく議論する。

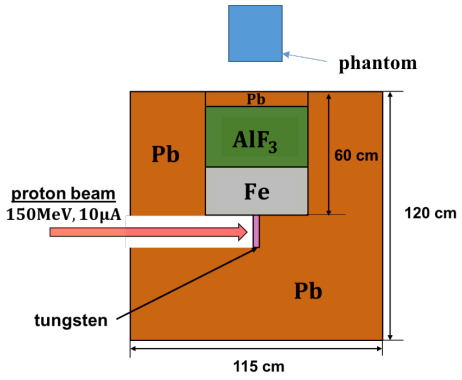


Fig. 1 提案された中性子場（PHITS）

Table 1. BNCT 主要線量要素

Boron	$^{10}B + n \rightarrow {}^{7}Li + \alpha + \gamma$ $\rightarrow {}^{7}Li + \alpha$	^{7}Li, α
Nitrogen	$^{14}N + n \rightarrow {}^{14}C + p$	proton
Hydrogen	$^{1}H + n \rightarrow n + {}^{1}H$	recoiled proton
Gamma	$^{1}H + n \rightarrow {}^{2}H + \gamma$	photon

参考文献

[1] *Horiguchi et al., Journal of Radiation Research, 56, 382–390s, 2015*

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Nobuhiro Shigyo[1], Naoko Iyomoto[1], Hiroki Tanaka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Kyoto University Research Reactor.

BNCT における T/N-SPECT のコリメータ設計

Design of collimator for T/N-SPECT for BNCT

*柴田　紗希[1]，大屋　瞭介[1]，南　健太郎[1]，佐藤　文信[1]，村田 勲[1]

[1]大阪大学

BNCT の治療効果指標の一つである T/N 比をリアルタイムでの測定する T/N-SPECT のコリメータ設計を行った。設計の最適化を、コリメータ長およびコリメータの径を変化させることで進めた。

キーワード：BNCT, SPECT, T/N 比,コリメータ

1. 緒言

BNCT は患者への負担が少ない新たながん治療法として注目されているが、実現のためには幾つかの課題がある。その課題の一つに治療効果がリアルタイムで測定できないということがある。本研究では、治療効果指標の一つである T/N 比(腫瘍細胞/正常細胞ホウ素濃度比)を計測する T/N-SPECT 装置のコリメータ設計を実施した。

2. 実験方法

BNCT とはホウ素(^{10}B)を含んだ薬剤を患者に投与して腫瘍に蓄積させた後、熱中性子もしくは熱外中性子を照射し、中性子と ^{10}B の核反応によって放出される α 粒子とリチウム粒子(^{7}Li)で腫瘍細胞を死滅させる新しい放射線治療法である。このとき即発的に生じる 478 keVγ 線をコリメータの穴を通過させてγ線検出器で測定し、治療効果の指標の一つである T/N 比を算出、三次元画像にする単一光子放射断層撮影(SPECT)装置(T/N-SPECT)の開発が本研究の最終目的である。

本発表では、T/N-SPECT のコリメータ設計の現状について報告する。設計は、実際の治療現場に T/N-SPECT を設置した体系モデルを作成し、3 次元汎用モンテカルロ輸送コード MCNP5 を用いて数値計算を実施することで行った。T/N 比評価に必要な空間分解能(3.5 mm～6.0 mm)を設定し、コリメータ長とコリメータ径を変化させ、1~10 分における統計精度を評価することで、T/N-SPECT の最適なコリメータ設計を検討した。

3. 結果

図 1 に計算結果の一例を示す。コリメータ長 L をパラメータとした場合の空間分解能と統計精度(3 分計測)の関係である。これらの結果から L は 25 cm を超えると結果の変化がほぼ無くなることが分かった。統計精度が 10 %以下を条件とすると、L=25 cm 程度以上の場合、空間分解能が 5~6 mm のとき 10 分以下で計測が可能であることが分かった。

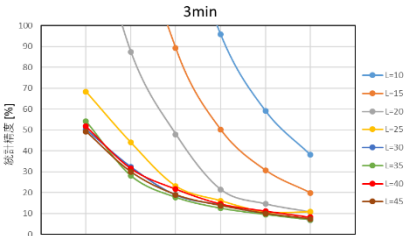


図 1 コリメータ長 L をパラメータとしたときの 3 分計測時の空間分解能と統計精度の関係

4. 結論

本研究では、T/N-SPECT のコリメータ設計を数値計算により検討した。その結果、BNCT 照射時の要求である、数分程度の時間でホウ素濃度及び T/N 比を 10 %程度の精度で計測できる見込みを得た。

---

*Saki Shibata[1], Ryosuke Ohya[1] , Kentaro Minami[1] , Fuminobu Sato[1] and Isao Murata[1].

[1]Osaka Univ.

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

[2I01-04] Pulse Radiolysis and Spectroscopy

Chair: Heishun Zen (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I01] Study of the electron beam induced phenomena using a femtosecond pulse radiolysis

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Seiichi Tagawa[1], Yoichi Yoshida[1]
（1. The Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University）

9:30 AM - 9:45 AM

[2I02] Study of early stage transients in dichloromethane radiolysis for chemical reaction in in dichloromethane

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

9:45 AM - 10:00 AM

[2I03] Radiation chemistry of phenylsulfones using pulse radiolysis

*Kazumasa Okamoto[2,1], Shunpei Kawai[3], Hiroki Yamamoto[2], Takahiro Kozawa[2] （1. Faculty of Engineering, Hokkaido Univ., 2. ISIR, Osaka Univ., 3. Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

[2I04] Prototype fabrication of a variable-bandwidth monochromator for next-generation gamma sources

*Ryoichi Hajima[1], Takehito Hayakawa[1], Toshiyuki Shizuma[1], Masaru Sawamura[1], Ryoji Nagai[1], Shuji Miyamoto[2], Shunya Matsuba[3] （1. QST, 2. U. Hyogo, 3. Horoshima U.）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

フェムト秒パルスラジオリシスを用いた電子ビーム誘起現象の研究

Study of the electron beam induced phenomena using a femtosecond pulse radiolysis

*近藤 孝文[1]，神戸 正雄[1]，菅 晃一[1]，楊 金峰[1]，田川 精一、吉田 陽一[1]

[1]阪大産研

高エネルギー電子ビームは材料をイオン化し、電子が媒質中に放出される。この物質中の過剰電子ダイナミクスをフェムト秒パルスラジオリシスとプローブ分子を用いて観測した。プローブ分子として用いたビフェニルラジカルアニオンの生成は、従来報告されている拡散律速反応速度に加えて、それより１０倍程度速い生成挙動を示した。このことは、従来の電子ホッピングに加えて、アルカン中に非常に高速な電子輸送機構が存在することを示唆している。

キーワード：放射線化学、パルスラジオリシス、電子輸送

1. 緒言

最先端の EUV リソグラフィーでは、ベースポリマーのイオン化によって放出された電子が酸発生剤と反応して潜像を形成するため、材料中の電子の挙動を理解することが重要である。EUV や高エネルギー電子線等の電離放射線照射による物質のイオン化によって放出された電子は、物質中の輸送によりジェミネートイオン再結合や溶質への電荷移動等の様々な反応を引き起こすので、この現象を理解することは非常に重要である。以前の系統的な電気伝導度の研究で、アルカン中の電子易動度は分子種（構造）により 3 桁以上も変化することが報告されており、伝導帯エネルギーの値（V_0）や熱活性化エネルギー（E_a）分子数密度（N）に依存することが示されたが、その解明には至っていないように思われる。これまでに我々は、飽和炭化水素の 1 つであるドデカン（$C_{12}H_{26}$）に超短パルス電子線を照射して、ジェミネートイオン再結合および捕捉剤との反応について報告した[1]。その後、ビフェニルラジカルアニオンが非常に高速に生成することを報告した。本研究の目的は、凝縮物質中において放射線によるイオン化後の電子輸送と媒質の構造・物性の関係を解明することである。

2. 実験手法

フェムト秒パルスラジオリシス実験は、典型的には 1 nC, 500 fs, 35 MeV のパルス電子線をフォトカソード高周波電子銃加速器とパルス圧縮器により発生して石英セル中の試料に照射し、フェムト秒レーザー光を増幅・波長変換して時間遅延を与えて分析光パルスとして試料を透過し、バンドパスフィルターにより分光して、可視域は Si-アバランシェフォトダイオード（APD）、近赤外域は InGaAs-APD により検出した。試料は、各種溶液を石英セル中で Ar バブリングにより脱酸素して用いた。

3. 結果と考察

ビフェニル/直鎖アルカン溶液中において、20 ps から数 100 ps の領域で報告されている易動度から予測されるビフェニルラジカルアニオンの生成挙動が観測された。それに加えて、6〜10 倍以上も速く時間分解能以内でのビフェニルラジカルアニオンの超高速生成を全ての直鎖アルカンで観測した。また、ビフェニル/イソオクタン溶液では、時間分解能以内の超高速生成のみが観測された。この事は、直鎖アルカン中で従来の電子易動度で表される輸送現象に加えて、それよりも非常に速い電子輸送機構が過渡的に存在していることを示唆している。そして、これらの現象は鎖長や分子形状の違い等に関係があるものと推察される。従来から示唆されていた液体中のバンド伝導について考察する予定である。

参考文献

[1] T. Kondoh, et.al., Radiat. Phys. Chem., Vol.84,(2013)pp30-34

---

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Kan Koichi[1], Jinfeng Yang[1] and Yoichi Yoshida[1]

[1]ISIR, Osaka Univ.

ジクロロメタン中の化学反応解析のための反応初期中間体の研究

Study of early stage transients in dichloromethane radiolysis for chemical reaction in in dichloromethane

*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

ジクロロメタン中の放射線誘起反応についてパルスラジオリシス法を用いて調べた。主にカチオン種の反応を調べるためにジクロロメタンの利用について例を示す。また、ジクロロメタン自身の反応について、十分な知見がなかったので、これを調べた。実験とシミュレーションの両面から解析を行った。

キーワード： パルスラジオリシス，ジクロロメタン，時間分解分光，過渡吸収

1. 緒言

量子ビームを溶液に対し照射すると一般に溶媒等のイオン化が起こり、量子ビーム誘起化学反応が起こる。これまで放射線化学、特にパルスラジオリシスを用いた反応機構の解明において、カチオン種の反応を追跡するためにジクロロメタン等のハロゲン化炭化水素が溶媒として用いられており、主に溶質のカチオンに注目して研究が行われてきた。この方法は新規な化合物についてもカチオン種スペクトルを得ることができる有用な方法である。対象となる化合物に類似なものがない場合、過渡吸収スペクトルの帰属は難しいが、反応機構に基づくシミュレーションにより、測定波長領域全体について過渡種の時間変化をシミューレートすることで、過渡種のスペクトルを得ることができ、より強力な方法となりえる。この方法を確率するためには、反応系全体の反応機構がわかっている必要があり、ハロゲン化炭化水素から量子ビームによって発生する様々な過渡種と、これらの過渡種と溶質の反応も含めて解析する必要がある。

2. 実験

阪大産研に設置された電子線加速器を用いてパルスラジオリシスをジクロロメタン及び、ジクロロメタンを溶媒としたサンプル溶液に対して行った。パルスラジオリシスにより、過渡吸収スペクトルと、各波長における過渡吸収の時間変化を観測した。反応解析例として含ホウ素化合物のカチオン種からの分解反応を紹介する。これまで報告されたジクロロメタンの放射線分解機構を参考に、本反応系についてイオン化から最終生成物までの反応速度方程式を微分方程式として立て、数値積分によりダイナミクスを検討した。また、ジクロロメタンの放射線分解生成物で、これまでは紫外～近赤外領域に吸収を持たないため、観測されてこなかった塩化物イオン等は、電荷移動錯体を形成させて可視化し、塩化物イオンについても過渡種のダイナミクスを検討する。

3. 考察

既報の反応速度では、全体の過渡種のダイナミクスは説明できず、一部の速度定数については改める必要があった。また、塩化物イオンはエネルギー的要請もあり、ジクロロメタン中で逆電子移動しない、というこれまでの報告は支持される。反応系全体の描像については当日議論する。

参考文献

[1] S.S.Emmi, G.Beggiato, G.Casalbore-Miceli, *Radiat.Phys.Chem.*, 33 (1989) 29–37.

[2] Z.B.Alfassi, S.Mosseri, P.Neta, *J. Chem. Phys.*, 93 (1989) 1380–1385.

[3] K. Ushida, Y. Yoshida, T. Kozawa, S. Tagawa, A. Kira, J. Phys. Chem. A (1999) 103, 4680–4689.

*Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh, Koichi Kan, Jinfeng Yang, Yoichi Yoshida

[1]The Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University

パルスラジオリシスによるフェニルスルホン化合物の放射線化学反応

Radiation chemical reactions of phenylsulfones by using pulse radiolysis

*岡本 一将[1,2]，河合 俊平[1]，山本 洋揮[2]，古澤 孝弘[2]
[1]北海道大学，[2]大阪大学

電子線パルスラジオリシス法により、ジフェニルスルホン誘導体溶液の過渡吸収分光測定を行った。ラジカルカチオンとアニオンは共に近赤外波長領域に特徴的な吸収を示し、室温下において分子内ダイマーラジカルカチオンとダイマーラジカルアニオンの形成が明らかとなった。

キーワード：電子線パルスラジオリシス，ジフェニルスルホン，レジスト材料，分子ダイナミクス

1. 緒言

半導体集積回路製造における低コストでの微細化の要求から、露光源として波長 13.5 nm の EUV 光(Extreme ultraviolet)を用いる EUV リソグラフィが導入されようとしている。しかし、特に 3 つの性能指数(感度、解像度、ラフネス)の要求値を同時に満たすレジストの開発が課題となっている。最近、ジフェニルスルホン誘導体(Ph_2SO_2)の一つであるジ-*p*-トリルスルホン (Fig. 1, X = CH_3)をレジストに添加することで、酸収量が増加し、レジスト性能の改善効果があることが明かとなった [1]。本研究では、ジフェニルスルホン誘導体の放射線誘起短寿命活性種をパルスラジオリシス法により調べた。

2. 実験

Fig.1 に示す 4,4`位を置換した Ph_2SO_2 を 1,2-ジクロロエタンまたはテトラヒドロフランへ加え、阪大産研の 26 MeV L-バンド電子線ライナックからの電子線を照射するナノ秒パルスラジオリシス装置によりそれぞれラジカルカチオン、アニオンの時間挙動について調べた。分子軌道計算は Gaussian09 を用いた。

3. 結果と考察

パルスラジオリシスの結果、近赤外波長域にダイマーラジカルカチオンおよびアニオン起因の電荷共鳴バンドを示した。Ph_2SO_2 はベンゼン環同士がハの字の構造を持ち、スルホニル基(-SO_2-)がベンゼン環の回転を制限することから、それぞれ余剰ホールと電子の分子内の電荷共鳴を示すと考えられる。また、Table1 に示すように分子軌道計算から求めたベンゼン環の面間距離が増加するに伴い、吸収極大波長(λ_{MAX})は長波長シフトし、良い相関が得られた。

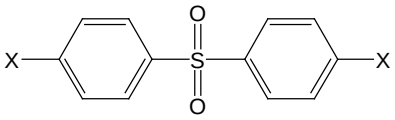


Fig.1 Chemical structure of diphenyl sulfones (Ph_2SO_2).

Table1. Interplanar distances between phenyl rings of Ph_2SO_2 and absorption maxima (λ_{max}) of the charge resonance bands [radical cations (+) and anions (−), respectively].

X	Interplanar distance/ nm		λ_{max}/ nm	
	+	−	+	−
H	0.499	0.506	1200	1050
CH_3	0.500	0.507	1350	1100
OCH_3	0.504	0.505	1600 <	1050

参考文献

[1] S. Fujii, K. Okamoto, H. Yamamoto, T. Kozawa, and T. Itani, Jpn. J. Appl. Phys. 56 (2017) 06GD01.

*Kazumasa Okamoto[1,2], Syunpei Kawai[1], Hiroki Yamamoto[2], and Takahiro Kozawa[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Osaka Univ..

帯域可変ガンマ線分光器のための櫛歯結晶の設計と試作

Prototype fabrication of a variable-bandwidth monochromator for next-generation gamma sources

*羽島良一[1]，早川岳人[1]，静間俊行[1]，沢村勝[1]，永井良治[1]，宮本修治[2]，松葉俊哉[3]
[1]量研，[2]兵庫県立大,[3]広島大

次世代高輝度ガンマ線源のための帯域可変分光器として、櫛歯型に加工した Si 結晶を提案している。Si 結晶の製作に先立ち、Al 製モックアップの試作、振動測定、有限要素法解析との比較を行った。

キーワード：レーザ・コンプトン散乱，ガンマ線，分光器

1. はじめに

レーザ・コンプトン散乱に基づく次世代高輝度ガンマ線源としてルーマニアに ELI-NP が建設中であり、さらに、米国でも建設に向けた議論が始まっている。X 線放射光科学の発展が光源、光学系（ミラー、分光器）、検出器、それぞれの進化によって支えられてきた事実を省みれば、ガンマ線においても光学系の研究開発が重要であることは間違いない。われわれは、Si の完全結晶、モザイク結晶によるガンマ線回折実験の結果[1]から、帯域可変ガンマ線分光器の着想を得た。この分光器は櫛歯型に加工した Si 完全結晶にピエゾ素子で振動を与えることで、モザイク結晶と同等の効果（角度アクセプタンスの拡大）を実現しようというものである。Si 結晶の製作に先立ち、Al 製モックアップの試作、振動測定、有限要素法解析との比較を行った。これら結果を報告する。

2. 櫛歯結晶の設計と試作

実験を予定してる 1.7 MeV ガンマ線（兵庫県立大学 NewSUBARU）を効率よく回折する条件として、Si 完全結晶（440）面、厚さ 2 mm を選び、2 mm の歯を 10 枚重ねた櫛歯結晶（図 1）を設計した。振動源のピエゾ素子はベースの上面に取り付ける。今年度は、Al 製のモックアップを製作し振動解析と振動測定実験を行った。

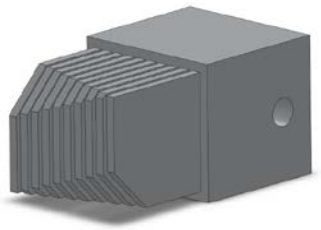


図 1: 櫛歯結晶

3. 振動解析と実験

有限要素解析ソフトウェア（NASTRAN）を用いた振動解析（周波数応答、固有振動モード、過渡応答）を行った。10 枚の櫛歯は切り欠きの大きさに応じて固有振動周波数が少しずつ異なること、複数の歯が同じ位相で振動しないこと、主たる振動が回折方向であることが示され、帯域可変分光器の満たすべき条件を備えていることが確認できた。振動測定実験においては、それぞれの櫛歯が異なる固有振動周波数をもち、それぞれの固有振動数は製作精度による誤差の範囲で振動解析の結果と一致することが示された。

次年度は、これらの結果を参考にして、Si 結晶の製作を行う予定である。

本研究は科研費 17H02818 の成果である。

参考文献

[1] S. Matsuba et al., Enhanced diffraction of MeV γ-rays by mosaic crystals, Jpn. J. Appl. Phys. **55**, 112402 (2016)

*Ryoichi Hajima[1], Takehito Hayakawa[1], Toshiyuki Shizuma[1], Masaru Sawamura[1], Ryoji Nagai[1], Shuji Miyamoto[2] and Shunya Matsuba[3] [1]QST, [2]Hyogo Univ., [3]Hiroshima Univ.

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

[2I05-10] Applications of Ion Beam

Chair: Masao Gohdo (Osaka Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 10:35 AM - 12:10 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I05] Improvement of monomer introduction amount to base polymer material in in situ ion beam graft polymerization method

*Naoki Fujita[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. KOBE Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM

[2I06] Dissociation of biomolecules in liquid environments by fast heavy-ion irradiation

*Hidetsugu Tsuchida[1], Shinji Nomura[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2I07] Characterization of transport properties of cation and anion exchange membranes prepared by heavy-ion-track grafting and their application to seawater electrodialysis

*Shin-ichi Sawada[1], Mitsuaki Goto[2], Hiroshi Koshikawa[1], Akane Kitamura[3], Mitsuru Higa[2], Tetsuya Yamaki[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Yamaguchi University, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[2I08] High Resolution Li Deth Profiling of Thin Films Stacked Li Ion Battery by Means of TERD Technique with High Energy Light Ion Beams

*Kenji Morita[1], Bun Tsuchiya[2], Junji Oonishi[3], Takayuki Yamamoto[3], Ysutoshi Iriyama[3], Takuya Majima[4], Hidetsugu Tsuchida[4], Koutaku Suzuki[5], Nohiro Mitsukuchi[3] (1. Nagoya Industrial Science Research Institute, 2. Meijo University, 3. Nagoya University, 4. Kyoto Univeristy, 5. The Wakasa-wan Energy Research Center)

11:20 AM - 11:35 AM

[2I09] Platinum nanoparticles on an ion-beam-irradiated carbon support

*Tetsuya Yamaki[1], Kenta Kakitani[2,1], Tetsuya Kimata[3], Shunya Yamamoto[1], Tomohiro Kobayashi[4], Takayuki Terai[2], Akihiro Iwase[5] (1. QST, 2. Tokyo Univ., 3. Tokyo Inst. Tech., 4. RIKEN, 5. Osaka Pref. Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

[2I10] Platinum nanoparticles on an ion-beam-irradiated carbon support

*Kenta Kakitani[2,1], Tetsuya Yamaki[2], Tetsuya Kimata[3], Shunya Yamamoto[2], Daiju Matsumura[4], Iwao Shimoyama[4], Tomitsugu Taguchi[2], Takayuki Terai[1] (1. U Tokyo, 2. QST, 3. Tokyo Tech, 4. JAEA)

11:50 AM - 12:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

その場イオンビームグラフト重合法における基盤高分子材料へのモノマー導入量の向上

*藤田尚希，　井上凌一，　中島慎弥，　谷池晃，　古山雄一
神戸大学大学院海事科学研究科

イオンビームグラフト重合に関する研究を行なっている. これまでの研究結果から基盤高分子材料にモノマーをイオンビームと同時に導入する際, チェンバ内が高真空中のため、グラフト率を得るためには前照射気相重合法と比べてモノマーの導入量が十分ではないことがわかっている。本研究ではイオンビームの照射を行いながら, 十分なモノマーを導入するための基礎研究を行った.

キーワード：グラフト重合，イオンビーム，　タンデム加速器，　モノマー

1. 緒言

膜などの既存の素材の特性を損なうこと無く新しい機能を付与する手法として, 放射線グラフト重合法がある. これまでのイオンビームグラフト重合法では試料を真空状態のチェンバから取り出す際に大気にさらすことで重合反応に有効なフリーラジカルが減少してしまうという問題点があった. そこで本研究室は真空中でイオンビームの照射とグラフト重合を同時に行う, その場イオンビームグラフト重合法の基礎研究を行ってきた. [1] しかし, 真空引きをしながらのモノマーの導入はグラフト率の向上がみられていない. 本研究では真空排気されたチェンバ内でも試料に十分なモノマーを導入するための基礎実験を行った.

2. 実験方法

2-1. その場前照射気相重合法

厚さ 50 μm の高密度ポリエチレン(HDPE)を、2MeV の H^+ビームを照射し，ビームの照射後に加速器と真空ポンプにつながるゲートバルブを閉め. チェンバ内にアクリル酸モノマーを 2.6×10^3Pa まで導入した. 銅メッシュをターゲットホルダーとして用いた. 銅メッシュは 100 メッシュ（開口率：51.3％), 40 メッシュ(開口率：42.7％), 16 メッシュ(開口率：32.1%)の 3 種類を使用し, 正負のバイアスを印加した. モノマー導入口をノズルで伸ばし, 直接試料にアクリル酸モノマーを吹きかけるような形で導入した. さらに恒温槽を用いモノマー容器を 55～60℃に温めた.

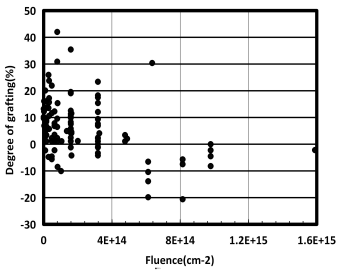


Fig.1.Relationship between degree of grafting and fluence in-situ simultaneous irradiation ion beam graft polymerization

2-2. その場同時照射気相重合法

同時照射気相重合法では, 真空中にモノマーを同時に導入したグラフト　重合を行った. 実験体系は同時照射法と同じものを使用した.

3. 実験結果と考察

式 $G_w=(W-W_0)/(W_0\times r)$（$G_w$:グラフト率，W:グラフト重合した後の質量，$W_0$:グラフト重合前の質量，r:照射面積/試料面積）を用いた重量測定法によりグラフト率を算出した. グラフト率のフルエンス依存性を Fig1, Fig2 にフルエンス依存性を表す. 同時照射気相重合法と前照射気相重合法共にグラフト率がやはり低いものとなっている. この原因として, チェンバ内にモノマーが 10^{-1}Pa しか導入されていないことが考えられる。前照射法と同じ 10^3Pa 程度のモノマー圧力が必要であると考えられる。本講演では今回実施した実験に加え、低フルエンスでグラフト重合を実施したもの、新たなモノマー導入工程の結果及び, 入射イオンが銅イオンの場合のグラフト重合率について言及する。本研究は科研費基盤研究(C)(一般) 15K06669 により実施されています。

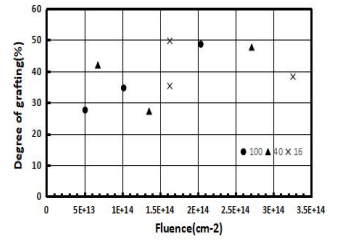


Fig.2.Relationship between degree of grafting and fluence in-situ preirradiation ion beam graft polymerization

参考文献

[1]谷池,日下,岩岡,古山 日本原子力学会 2016 年春の年会,2M21

*Fujita Naoki[1],Ryoichi Inoue[1],Shinya Nakajima[1],Akira Taniike[1]　and Yuichi Furuyama[1]

高速重イオン照射による液体内生体分子の分解

Dissociation of biomolecules in liquid environments by fast heavy-ion irradiation

*土田 秀次，野村 真史，梶原 章弘，間嶋 拓也，斉藤 学

京都大学大学院工学研究

放射線による DNA 損傷を原子レベルで理解するため、生体分子の高速重イオン照射損傷における液体環境の効果を調べた。真空内で生体分子水溶液のマイクロジェット標的に高速イオンを照射し、反応生成物を飛行時間型二次イオン質量分析により、生体分子の分解度合を評価した。液体環境下では生体分子の多重分解が抑制され、これは、生体分子の周辺に存在する水分子へのエネルギー分散によるものと考えられる。

キーワード：放射線の生体への影響，イオンビーム，液体環境

1. 緒言

放射線による細胞内の生体分子の損傷において、水分子は重要な役割を果たしている。水分子は、間接作用において、ラジカルの発生源となる一方、最近の原子衝突アプローチによる研究において、生体分子に水分子を付着させると生体分子の損傷が抑制されることが観測されている [1,2]。本研究では、この水分子による生体分子損傷の抑制効果について、水溶液環境の生体分子に対して調べた [3]。

2. 実験

生体分子である 2 種類のアミノ酸（プロリン、ヒドロキシプロリン）の気相および水溶液標的に、イオンビームを照射し、生体分子の分解片イオンを飛行時間型二次イオン質量分析法により測定した。分解片イオンの収量から生体分子の分解度合を評価した。水溶液標的の実験では、Bragg ピーク領域に相当する 4 MeV の C イオンを照射した。気相標的の実験では、生体分子分解の LET 依存性を調べるため、0.4～6.5 MeV の C イオンおよび 4.0 MeV の Li イオンを照射した。気相標的は、アミノ酸の粉末試料をオーブンで分子の熱分解温度以下に昇華して得た。液体標的は、真空内液体マイクロジェット法により得た。気相標的実験における生体分子分解の LET 依存性の実験結果から、一つの生体分子に付与されるエネルギーと分解度合との相関を調べた。

3. 結論

水溶液環境の生体分子は、気相に比べて、多重分解する割合が少なくなることが分かった。これは、入射イオンから生体分子に付与されたエネルギーの一部が生体分子の周辺に存在する水分子に分散したためと考えられる。用いたアミノ酸分子に対する水の配位数を考慮し、一つの水分子に分散するエネルギーを算出すると 10 eV 以下であった。この分散したエネルギーにより、水の励起分子が生成されると、生体分子の更なる損傷に繋がる可能性があることを示唆している。

参考文献

[1] B. Liu *et al*., Phys. Rev. Lett. **97**, 133401 (2006).

[2] S. Maclot *et al*., ChemPhysChem **12**, 930 (2011).

[3] S. Nomura *et al*., J. Chem. Phys. **147**, 225103 (2017).

*Hidetsugu Tsuchida, Shinji Nomura, Akihiro Kajiwara, Takuya Majima and Manabu Saito

Kyoto Univ.

重イオンビームグラフト法で作製したカチオン・アニオン交換膜の輸送特性評価と海水電気透析への応用

Characterization of transport properties of cation and anion exchange membranes prepared by heavy-ion-track grafting and their application to seawater electrodialysis

*澤田 真一[1], 後藤 光暁[2], 越川 博[1], 喜多村 茜[3], 比嘉 充[2], 八巻 徹也[1]
[1]量子科学技術研究開発機構, [2]山口大学, [3]日本原子力研究開発機構

重イオンビームグラフト法でカチオン交換膜(CEM)とアニオン交換膜(AEM)を作製し、その輸送特性として膜抵抗を評価した。海水電気透析試験では、市販膜の場合と比較し、海水濃縮濃度を高めることができた。
キーワード：重イオンビームグラフト法、カチオン交換膜(CEM)、アニオン交換膜(AEM)、海水電気透析

1. 緒言

現在の日本では、CEM と AEM を用いた電気透析による海水濃縮工程を経て食塩が生産される。電気透析用 CEM, AEM には、低い膜抵抗と、浸透圧による濃縮室への水透過を抑えることが求められる。そこで本研究では、重イオンビームグラフト法[1]で CEM と AEM を作製し海水電気透析に応用した。本手法では、基材膜の円柱状飛跡のみに荷電基(カチオン, アニオン交換基)を集積させてイオン透過経路を形成できる。基材膜の未改質領域は過度の含水膨潤を防ぎ、水透過を抑制すると期待した。

2. 実験

エチレン・テトラフルオロエチレン共重合体膜(膜厚 25 μm)に対し、3.0×10^8～1.0×10^9 ions/cm^2 のフルエンスで 560 MeV ^{129}Xe または 310 MeV ^{84}Kr ビームを照射した。照射膜へのスチレンスルホン酸エチルのグラフト重合と加水分解、およびクロロメチルスチレンのグラフト重合と四級化により、それぞれ CEM と AEM を作製した。膜抵抗は、0.5 mol/L の NaCl 水溶液中にて AC インピーダンス法で測定した。電気透析試験は、透析槽に 0.5 mol/L の NaCl 水溶液(モデル海水)を供給し、30 mA/cm^2 の定電流を流すことで行った。

3. 結果と考察

照射フルエンスとグラフト重合時間を変えることで、イオン交換容量(IEC) = 0.1～2.1 mmol/g の CEM と AEM を作製した。図 1 に示すように、CEM, AEM ともに、IEC の上昇に伴って含水率が高くなるほど、膜抵抗は急激に低下した。市販 CEM, AEM である Selemion®CSO, ASA [2]と比較すると、同じ含水率でも膜抵抗は遥かに低かった(それぞれ 4 分の 1 と 9 分の 1)。含水膨潤が抑えられた一次元イオン透過経路内に荷電基が高密度で集積されるため、効率的なイオン伝導が生じたからであると考えられる。さらに、膜厚は全て 40 μm 以下であり、CSO(100 μm)、ASA(101 μm)の半分以下に過ぎないことも膜抵抗の低さに寄与する。

膜抵抗が 2.0 Ωcm^2 弱の CEM と AEM を電気透析試験に用いた。透析槽濃縮室からの採収液の NaCl 濃度を図 2 に示す。図中の実線は、数種類の市販膜を用いた既往試験で得られた結果(現状レベル)である[3]。膜抵抗が低いと、水透過が盛んに起きるため NaCl 濃度も低いという傾向が見られる。ところが、イオンビームで今回作製した膜(CEM, AEM と図中で記載)では、現状レベルを上回る濃縮濃度を達成できた。含水膨潤が抑えられたイオン透過経路において、水の浸透圧透過が抑制されたことが原因であると解釈できる。

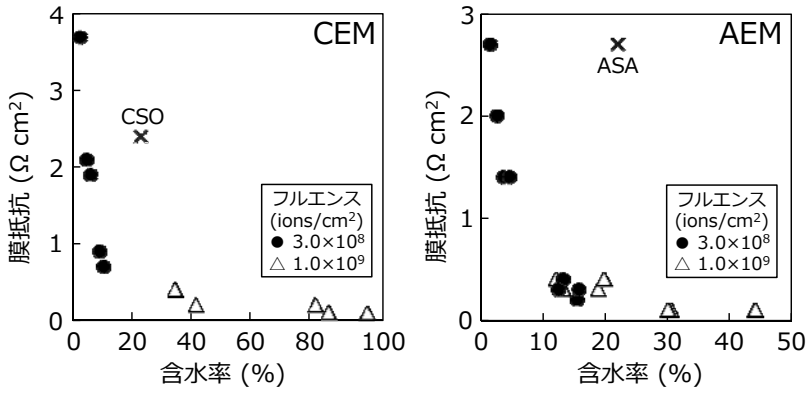


図1　CEMおよびAEMの膜抵抗と含水率の関係

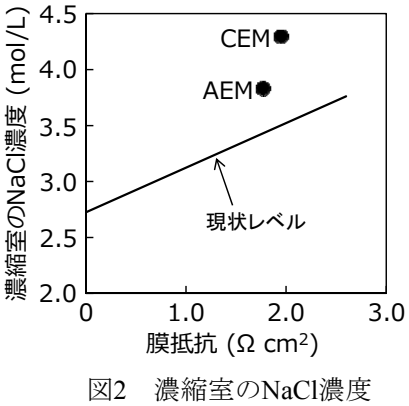


図2　濃縮室のNaCl濃度と膜抵抗の関係

謝辞　本研究は、(財)ソルトサイエンス研究財団の平成 28、29 年度研究助成(No. 1623, 1717)を受けて行われた。

参考文献　[1] T. Yamaki, *J. Power Sources* 195 (2010) 5848-5855.　[2] 宮澤ら, *Bull. Soc. Sea Water Sci., Jpn.* 63 (2009) 175-183.　[3] 永谷ら, *Bull. Soc. Sea Water Sci., Jpn.* 71 (2017) 300-307.

*Shin-ichi Sawada[1], Mitsuaki Goto[2], Hiroshi Koshikawa[1], Akane Kitamura[3], Mitsuru Higa[2], and Tetsuya Yamaki[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Yamaguchi University,
[3]Japan Atomic Energy Agency

高エネルギー軽イオン・透過型反跳粒子法による
薄膜積層リチウムイオン電池の高分解能リチウム解析

High Resolution Li Depth Profiling of Thin Films Stacked Li Ion Batteries by Means of TERD Technique High Energy Light Ion Beams

*森田健治、 土屋文[1]、 大西純慈[2]、三ツ口直宏[2]、山本貴之[2]、入山恭寿[2]、土田秀次[3]、間嶋拓也[3]、鈴木耕拓[4]
名産研、[1]名城大学、 [2]名古屋大学、 [3]京都大学、 [4]若狭湾エネルギー研究センター

5MeVHe^{+2}イオンを用いた透過型反跳粒子検出(TERD)法による、充電中の薄膜積層リチウムイオン電池のリチウムの高分解能深さ分布の測定結果を述べると共に、これまでの 9MeVO^{+4}イオンビームを用いて得た結果と比較する。

キーワード：固体リチウムイオン電池、Li濃度分布のその場・解析、透過型反跳粒子検出法、高エネルギー軽イオンビーム

１．緒言：

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替えることにより、大型化、安全性の向上、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。本研究では、MeVO イオンビームによる透過型 ERD 法を用いて、電圧印加下の電池の電極・電解質およびその界面の全 Li 濃度分布を測定し、Li の動的挙動を明らかにしてきた。しかし、電池を透過する 9MeVO^{+4}イオンと反跳 Li イオンの吸収体におけるエネルギーストラグリングのため、分解能が制限された。本講演では、吸収体が不要な 5MeVHe^{+2}イオンビーム・透過型 ERD 法により、薄膜積層 Li イオン電池試料の充電中の全 Li 濃度分布を測定した結果を示し、且つ 9MeVO^{+4}イオンを用いて得た結果と比較し、高エネルギー軽イオン TERD 法の優位性を示す。

２．実験:

実験で使用した試料は、自己支持 Al 膜および SiN 膜上に作製された、Au/Si/LiPON/LCO/Al と Ni/Si/LiPON/LCO/Pt/Ti/SiN 薄膜積層電池（LiPON = $Li_{3.3}PO_{3.8}N_{0.2}$, LCO = $LiCoO_2$）であった。9MeVO イオンビームは、Au 膜表面に垂直に入射され、反跳粒子は 30° の反跳角で 2μm Al 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。また、5MeVHe イオンビームは、SiN 表面に垂直に入射され、35° の反跳角で測定された。イオンビーム分析は、下流の金属電極をアース電位に、 表面の金属電極に ±の直流電圧印加、又は±の定電流を供給した後、実施された。また、入射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。薄膜厚は、1.7MeVH イオン、MeVHe イオン、又は MeVO イオンの RBS 測定により決定された。

３．結果・考察

9MeVO^{+4}イオンビームによる Au/Si/LiPON/LCO/Al 試料の測定は、印加電圧 0V, 2V, 2.8V において行われ、また 5MeVHe^{+2}イオンによる Ni/Si/LiPON/LCO/Pt/Ti/SiN 試料の測定は、0V, 2V, 2.7V, 3V, 3.8V において行われた。9MeVO^{+4}イオンと 5MeVHe^{+2}イオンの結果との比較のため、印加電圧 2.8V の Au/Si/LiPON/LCO/Al 試料が両方のイオンビームを用いて測定された。5MeVHe^{+2}の TERD スペクトルが Fig.1 の左に、9MeVO^{+4}のスペクトルが右に示された。

左図のスペクトルから、300 チャネル−700 チャネル間の反跳 Li よるイールドが、Si, LiPON, LCO からの寄与が明瞭に分離されているのが分る。このため、Si, LiPON, LCO 膜の膜厚と組成が、挿入値のように、容易に決定できた。他方、右図のスペクトルは、幅広い、構造のない大きなピークと 2 つの小さなピークを示している。前者のピークは電池の各薄膜内の Li を示すが、その境界は不明である。各薄膜の境界は、RBS データから評価された膜厚を用いて決定できるが、挿入薄膜境界は左図のデータから求められた。また、後者のピークは試料作製中混入した、Si., LiPON, LCO 膜内の不純物水素濃度分布を示す。これらの結果から、5MeVHe^{+2} イオン TERD 法の分解能が 9MeVO^{+4}イオンより格段に優れていると結論される。その他、電池の充電特性等を含め詳細は、講演にて述べる。

謝辞：
本研究は京大・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と若狭湾エネルギー研究センター同利用により実施された。京大のタンデム実験における佐々木善孝技官の支援に謝意を表します。

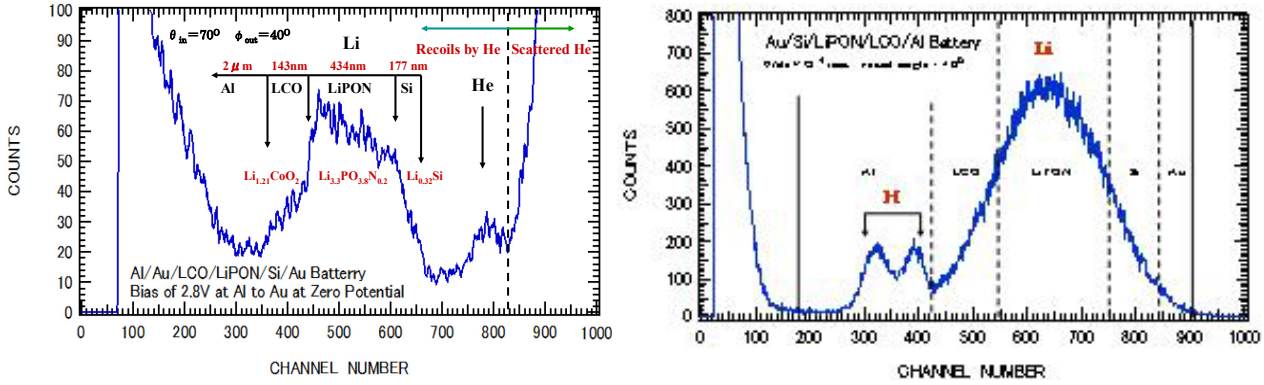


Fig.1 TERD spectra of 5 MeV He^{+2} (left) and 9 MeV O^{+4} (right) ions from Au/Si/LiPON/LCO/Al biased at 2.8V

*K. Morita, B. Tsuchiya[1], J. Oonishi[2], N. Mitsukuchi[2], T. Ymamoto[2], Y. Iriyama[2], H. Tsuchida[3], T. Majima[3], K. Suzuki[4]
Nagoya Industrial Science Research Institute, Meijo Univ.[1], Nagoya Univ.[2], Kyoto Univ.[3], The Wakasa-wan Energy Research Center[4]

イオンビーム照射した炭素担体上の白金ナノ粒子 （１）触媒活性と耐久性の向上

Platinum nanoparticles on an ion-beam-irradiated carbon support
(1) Improvement in the catalytic activity and durability

*八巻 徹也[1]，垣谷 健太[1,2]，木全 哲也[3]，山本 春也[1]，小林 知洋[4]，寺井 隆幸[2]，岩瀬 彰宏[5]
[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東京大学，[3]東京工業大学，[4]理化学研究所，[5]大阪府立大学

380 keV Ar^+の照射で予め欠陥導入したグラッシーカーボン基板上に、白金（Pt）ナノ粒子触媒を堆積した。このイオンビームによる担体改質が触媒の酸素還元反応（ORR）活性と耐久性を高めることを見出した。

キーワード：イオンビーム，照射欠陥，白金（Pt）ナノ粒子，酸素還元反応（ORR）触媒，電気化学測定

1. 緒言

固体高分子形燃料電池における ORR の触媒として活性と耐久性に優れた Pt ナノ粒子を得るために、触媒とその担体間に働く界面相互作用の利用が注目されている。本研究では、炭素担体にイオンビーム照射欠陥を導入し、この担体改質が Pt ナノ粒子触媒の ORR 活性および耐久性に及ぼす影響を調べた。

2. 実験

380 keV Ar^+を 1.0×10^{13}～1.0×10^{16} ions/cm^2 のフルエンスでグラッシーカーボン基板に照射した後、スパッタ蒸着により基板上に Pt ナノ粒子を作製した（以下、照射試料）。Ar^+照射のない GC 上に Pt ナノ粒子を堆積し比較試料とした（以下、未照射試料）。ORR 活性は、酸素飽和 0.1 M $HClO_4$ 溶液中で回転ディスク電極法により測定した。耐久性は、窒素飽和の同溶液中での電位サイクル（1.0～1.5 V vs. RHE）に伴う電気化学有効表面積（ECSA）の変化から評価した。

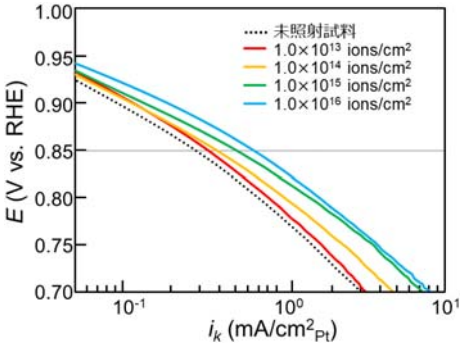


図１： 回転ディスク電極法による測定により取得したターフェルプロット

3. 結果および考察

図１に ORR 活性の指標である活性化支配電流密度 i_k をターフェルプロットで示す。照射試料では、未照射試料よりも右側にシフトしており、すべての電位で高活性を示した。i_k はフルエンスとともに増大し、0.85 V vs. RHE で比較すると、1.0×10^{16} ions/cm^2 の照射試料において未照射試料の最高約 2.5 倍に達した。

ECSA はサイクリックボルタモグラムの水素吸着ピークの面積（図２の挿入図における斜線部）から算出した。それぞれの試料について試験開始前の ECSA を 100%とし、電位サイクル数増大に伴う ECSA の保持率を図２に示す。両試料とも 28000 サイクル終了後に ECSA の減少が確認されたが、未照射試料では保持率 73%であったのに対して、照射試料ではより高い 93%であった。

以上から、イオンビーム照射による担体改質は Pt ナノ粒子の ORR 活性と耐久性を向上させることが明らかになった。この高性能化のメカニズムについては次発表で報告する。

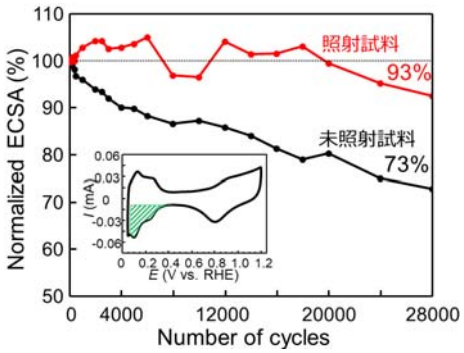


図２：電位サイクルに伴う ECSA 変化（挿入：サイクリックボルタモグラム）

*T. Yamaki[1], K. Kakitani[1,2], T. Kimata[3], S. Yamamoto[1], T. Kobayashi[4], T. Terai[2], and A. Iwase[5]
[1]QST, [2]U Tokyo, [3]Tokyo Tech., [4]RIKEN, [5]Osaka Pref. Univ.

イオンビーム照射した炭素担体上の白金ナノ粒子 （２）X 線吸収微細構造測定による局所構造分析

Platinum nanoparticles on an ion-beam-irradiated carbon support
(2) An X-ray absorption study

*垣谷 健太[1,2]，八巻 徹也[2]，木全 哲也[3]，山本 春也[2]，松村 大樹[4]，下山 巖[4]，田口 富嗣[2]，寺井 隆幸[1]
[1]東京大学，[2]量子科学技術研究開発機構，[3]東京工業大学，[4]日本原子力研究開発機構

白金ナノ粒子触媒の酸素還元反応活性と耐久性は、炭素担体へのイオンビーム照射により向上する。このメカニズム解明を目指して、白金（Pt）L_3端と炭素 K 端において X 線吸収微細構造（XAFS）を測定した。

キーワード：イオンビーム，照射欠陥，白金（Pt）ナノ粒子触媒，X 線吸収微細構造（XAFS）

1. 緒言

イオン照射欠陥を導入したグラッシーカーボン上の Pt ナノ粒子触媒が高い酸素還元活性と耐久性を有することを前発表で報告した。本発表では、このような触媒高性能化のメカニズム解明に不可欠な Pt-C 界面の局所構造を分析するため、XAFS 測定を行った。

2. 実験

前発表と同様に作製した照射試料と未照射試料を大気下に保持し、その Pt L_3端 XAFS 測定を SPring-8 BL-14B1 で蛍光法により行った。高真空下の炭素 K 端 XAFS 測定は、炭素担体に高配向性熱分解グラファイト（HOPG）基板を用い、立命館大学 SR センター BL-8 において電子収量法で行った。

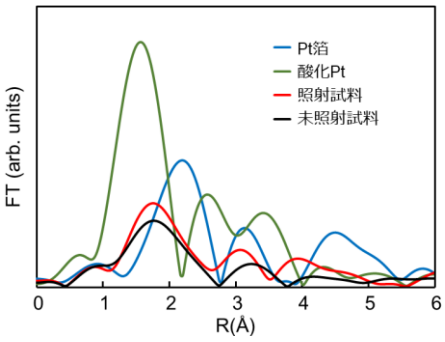


図１：Pt L_3端 XAFS により導出した動径分布関数

3. 結果および考察

Pt L_3端 XAFS スペクトルから抽出した EXAFS 振動をフーリエ変換することで図１の動径分布関数を得た。この動径分布関数の解析から、Pt–Pt 結合長が未照射試料では 2.78 Å であるのに対して照射試料では 2.71 Å であることが分かった。

一方、図２の炭素 K 端 XAFS スペクトルでは、HOPG の照射によって、1s→π*遷移に由来する 285 eV 付近のピークが減少し欠陥形成という構造変化が確認できた。興味深いことに、照射 HOPG に Pt を堆積すると、同ピークがさらに減少した。これは Pt から炭素担体への電子移動により π*の非占有状態密度が減少したことに起因している。密度汎関数理論計算から、この電子移動で Pt d 電子の平均エネルギーが低下することが分かり、その結果として大気中酸素の表面吸着が抑制されたことが上記の Pt–Pt 結合短縮化に対する説明として考えられた。

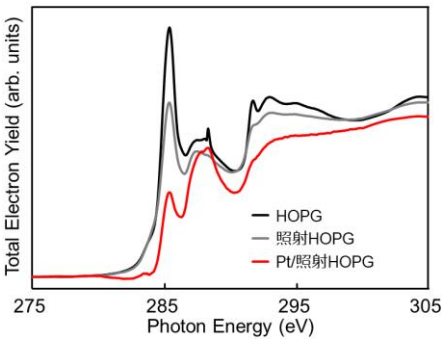


図２：炭素 K 端 XAFS スペクトル

以上から、炭素担体へのイオンビーム照射による欠陥導入が Pt ナノ粒子から炭素担体への電子移動を促進することによって、Pt–Pt 結合長の短縮という特異な局所構造がもたらされていることが明らかになった。この局所構造と触媒性能との関連性については当日報告する。

---

*K. Kakitani[1,2], T. Yamaki[2], T. Kimata[3], S. Yamamoto[2], D. Matsumura[4], I. Shimoyama[4], T. Taguchi[2], and T. Terai[1]
[1]U Tokyo, [2]QST, [3]Tokyo Tech., [4]JAEA

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

[2I11-16] Applications of X-ray and Neutron

Chair: Ryoichi Hajima (QST)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 4:25 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I11] Study for High-accurate Inspection for Concrete Bridges with Portable 950 keV/3.95 MeV X-ray Sources

*Issei Ozawa[1], Yoko Iwase[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Joichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3], Masahiro Ishida[3] (1. Uesaka Lab., School of nuclear engineering, The University of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

[2I12] On-site moisture measurement of PC bridges using a mobile 3.95 MeV electron linac-driven neutron source

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Yuya Takahashi[3], Katsuhiro Dobashi[1], Joichi Kusano[5], Yasushi Tanaka[2], Yoshinobu Oshima[4], Masahiro Ishida[4], Mitsuru Uesaka[1] (1. UT NEM, 2. UT IIS, 3. UT CE, 4. PWRI, 5. Accuthera Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2I13] Simulations of a pulsed-neutron beam provided by a compact electron accelerator-based neutron source

*Koichi Kino[2,1], Nagayasu Oshima[2,1], Hiroshi Ogawa[2,1], Brian O'Rourke[2,1], Ryunosuke Kuroda[2,1], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[2,1], Norihiro Sei[2,1], Masahito Tanaka[2,1], Hiroyuki Toyokawa[2,1] (1. AIST, 2. ISMA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2I14] Development of neutron and X-ray imaging methods using a composite source system of Hokkaido University

*Kaoru Hara[1], Minoru Asako[1], Yu Uehara[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1], Takenao Shinohara[2] (1. Hokkaido University, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2I15] Measurement of water penetration in concrete by neutron imaging with compact accelerator driven neutron source

*Yuichi Yoshimura[3,2,1], Maki Mizuta[2], Hideyuki Sunaga[2], Yoshie Otake[2], Noriyosu Hayashizaki[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. RIKEN, 3. Topcon corporation)

3:45 PM - 4:00 PM

[2I16] Data analysis method for MIEZE-type spin echo spectroscopy with pulsed neutron beams

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Yuji Kawabata[1], Hitoshi Endo[2], Hidetoshi Ohsita[2], Tomohiro Seya[2] (1. Kyoto Univ., 2. KEK IMSS)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

可搬型 950 keV/3.95 MeV X 線源を使用した コンクリート橋梁の検査精度向上のための研究

Study for High-accurate Inspection for Concrete Bridges with Portable 950 keV/3.95 MeV X-ray Sources

*小沢 壱生[1]、岩瀬 陽子[1]、三津谷 有貴[1]、土橋 克広[1]、上坂 充[1]、草野 譲一[2]、吉田 英二[3]、大島 義信[3]、石田 雅博[3]
[1]東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻 上坂研究室、
[2]株式会社アキュセラ、[3]土木研究所

キーワード：社会インフラ、橋梁検査、可搬型高エネルギーX 線源、コンクリート

1. 緒言

日本の社会インフラの老朽化が問題になってきており、当研究グループではコンクリート橋梁を対象にした透過 X 線検査システムの開発を行なっている。日本に多く存在する PC 橋の健全性は、コンクリート内部に敷設された PC 鋼材に大きく依存するが、その劣化をコンクリートの外観性状のみから高精度に判断することは困難である。[1] 現在は目視や打音検査が主流であるが、内部鋼材の劣化を視覚的に判定できる透過 X 線検査は健全性評価精度向上への寄与が期待されている。

2. 健全性不足と判定された実橋梁の切り出しサンプルに対する透視 X 線検査

2-1. 外部表面が損傷した橋梁

外部のコンクリート表面の損傷度合いから建て替えが妥当と判断され、2017 年に取り壊された PC 橋の切り出しサンプルを対象に X 線透過試験を行なった。最大で 700 mm 厚程度のコンクリート透過能力を有する 3.95 MeV 可搬型 X 線源を使用した。取り壊し前の橋梁の表面損傷の様子を Fig.1 に示す。



Fig.1：表面に損傷が見られる実橋梁の下フランジ部

2-2. 本試験の有用性

サンプルの撮像結果やその考察は発表時に示すが、外部表面の劣化と内部の PC 鋼材の劣化度合いの相関関係に関するデータを蓄積することは、現行の目視検査の健全性評価精度の向上という観点から有益である。

また、当橋梁には取り壊し前(2017 年 6 月)に 950 keV X 線源を持ち込み内部透視検査を試みたものの、機材トラブルで実施がかなわなかった。今回は実験室内で現場の撮像体系を擬似的に再現することにより、可搬型 950 keV/ 3.95 MeV X 線源を使用した橋梁検査の可能性を示す。

参考文献

[1] 厳しい塩害環境において架替え後 15 年が経過した PC 道路橋の構造性能評価に関する研究, M.Miyamura et.al., 2016

---

*Issei Ozawa[1], Yoko Iwase[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Joichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3], Masahiro Ishida[3]

[1].Uesaka Lab., School of nuclear engineering, The University of Tokyo, [2]Accuthera Inc., [3]Public Works Research Institute

可搬型 3.95 MeV 電子ライナック駆動中性子源による PC 橋梁その場水分測定

On-site moisture measurement of PC bridges using a mobile 3.95 MeV electron linac-driven neutron source

*ベレデ ジャンミシェル[1]、三津谷 有貴[1]、高橋 佑弥[1]、土橋 克広[1]、草野 譲一[2]、田中 泰司[3]、大島 義信[4]、石田 雅博[4]、上坂 充[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科、[2]（株）アキュセラ、[3]東京大学生産技術研究所、[4]土木研究所

PC 橋梁における PC 鋼材腐食は橋梁全体の耐力低下につながり、余寿命減少における大きなファクターとなっている。PC 鋼材腐食の最大の原因は液状水が鋼材に到達することによる酸化物イオンや塩化物イオンの侵入であり、コンクリート内部、特に PC シース管内の水分検出は喫緊の課題である。PC シース管内の水分検出の手法として 3.95MeV X バンド電子ライナック X 線源とベリリウムおよびヘリウム 3 検出器を組み合わせた中性子源による後方散乱中性子水分検出システムを開発し、PC 橋梁シース管内の水分位置測定実験を行った。

キーワード： 非破壊検査、可搬型ライナック、橋梁検査、水分検出、中性子源

1. 緒言

高度経済成長期に多く建設されたコンクリ橋梁が寿命を迎えつつある。鉄筋コンクリ構造物における鉄筋腐食は構造全体の耐力低下につながり、余寿命減少における大きなファクターとなっている。鉄筋腐食の最大の原因は液状水が鉄筋に到達することによる酸化物イオンや塩化物イオンの侵入であり、コンクリート内部の水分検出は喫緊の課題である。本研究では既に開発および実橋梁での運用実績のある 3.95-MeV X 線源[1]と組み合わせた可搬型中性子源を用いた水分検出技術の開発を目標としている。

2. 水分測定システムの構成

本測定システムは可搬型 3.95-MeV ライナック駆動 X 線源とベリリウムターゲットを組み合わせ、$^{9}Be(\gamma,n)^{8}Be^{*}$の光核反応により中性子ビームを得る[2]。Be ターゲットは遮蔽のためのホウ酸レジン、鉛、そしてビームコリメータと組み合わされる。発生中性子量は全立体角で約10^{7} n/s程度、ビーム出口での中性子束は約10^{4} n/s/cm^{2}程度である。検出器として ^{3}He 比例計数管を用いており、TOF 測定により減速された熱中性子を取得する。

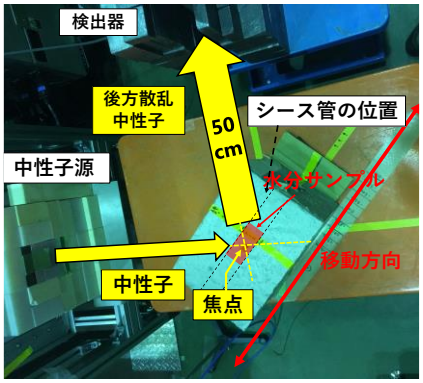


図 1　PC 水分位置検出実験

3. 水分検出実験

実橋梁の浸水状況を模擬した PC 橋梁シース管内の浸水検出実験、そしてさらに PC シース管内の 3 次元的な浸水位置の計測実験を行った（図 1）。計測に当たっては Cd フィルターによって照射中性子の低速成分をカットし、水分による散乱を受けた結果として生じた後方散乱熱中性子を TOF 法で計測した。

4. 将来の展望

土木研屋外ヤードにて世界初となる加速器中性子源による屋外橋梁水分計測実験を行う予定である。

参考文献

[1] M. Uesaka et al. : JDR, Vol.12, No.3, pp.578-584, 2017.

[2] L. Auditore et al., Nucl. Instrum. Meth. B, vol. 229, pp. 127143, 2005.

*Jean-Michel Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Yuya Takahashi[1], Katsuhiro Dobashi[1], Joichi Kusano[2], Yasushi Tanaka[3], Yoshinobu Oshima[4]、Masahiro Ishida[4]、Mitsuru Uesaka[1]

[1] The University of Tokyo, [2] Accuthera Inc., [3] Institute of Industrial Science, [4] Public Works Research Institute

小型電子加速器中性子施設のパルス中性子ビームの特性予測

Simulations of a pulsed-neutron beam provided by a compact electron accelerator-based neutron source

*木野 幸一[1,2], 大島 永康[1,2], 小川 博嗣[1,2], O'Rourke Brian[1,2], 黒田 隆之助[1,2],
宍戸 玉緒[2], 鈴木 良一[1,2], 清 紀弘[1,2], 田中 真人[1,2], 豊川 弘之[1,2], 林崎 規託[1,2,3],
藤原 健[1,2], 満汐 孝治[1,2], 渡津 章[1,2]
[1]産業技術総合研究所, [2]新構造材料技術研究組合, [3]東京工業大学

我々は産業利用のための小型電子加速器中性子施設の開発・建設を進めている。産業利用に有用なブラッグエッジイメージングに適したパルス中性子ビームを得るために、モンテカルロシミュレーションを並行して行って開発に役立てている。シミュレーションで予測されるパルス中性子ビームの特性を報告する。

キーワード：パルス中性子ビーム，中性子源，電子加速器

1. はじめに

我々はパルス中性子透過法によるブラッグエッジイメージングが、輸送機器の主要構造材料に用いられる金属などの革新的な新構造材料開発において、試料単体あるいは部材等に組みつけた状態での非破壊分析の手法として有用であると考えている。このため、産業利用を主目的とした小型・汎用的なパルス熱中性子源の開発・建設を行なっている[1]。ブラッグエッジイメージングでは結晶材料の様々なミクロ情報を画像化できるが、このためには強度のみならずパルスなどの特性の優れた中性子ビームが必要である。このような中性子ビームを供給できる施設を、モンテカルロシミュレーションを活用しながら開発している。

2. パルス中性子ビームのシミュレーション

シミュレーションにはモンテカルロコード PHITS[2]を用い、PHITS 上で現在建設中の中性子源の体系を構築した。本中性子源では 35 MeV 電子ビームをタンタル標的に照射して発生する蒸発中性子を、固体メタンモデレータで減速させて、100 Hz のパルス熱中性子ビームとして取り出す。シミュレーションの統計量を上げるために、次の 2 段階を行った。(1)蒸発中性子のエネルギースペクトルなどを PHITS によりシミュレーションした。(2)先の(1)の結果に従った蒸発中性子をタンタル標的で発生させ、モデレータから飛行距離 8m の位置（=計測試料位置）で中性子を収集し分析した。この手法により、パルス熱中性子ビームの波長依存のフラックスやパルス特性や空間分布などを予測した。

3. まとめ

本発表では、始めに本施設の目的、構造、特徴を説明したのち、本研究で行ったモンテカルロシミュレーションの手法と結果を報告する。

参考文献

[1] 産総研ニュース http://www.aist.go.jp/aist_j/news/au20170801.html

[2] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, *et al*., J. Nucl. Sci. Technol., 2018, https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1419890

謝辞

この成果は、国立研究開発法人新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託事業革新的新構造材料等研究開発の結果により得られたものです。

---

*Koichi Kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Tamao Shishido[2],
Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Hiroyuki Toyokawa[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3], Takeshi Fujiwara[1,2],
Koji Michishio[1,2], Akira Watazu[1,2]
[1]AIST, [2]ISMA, [3]Tokyo Tech

北大の複合線源システムを用いた中性子・X 線イメージング手法の開発

Development of neutron and X-ray imaging methods using a composite source system of Hokkaido University

*原 かおる[1]，浅子 穣[1]，上原 優[1]，加美山 隆[1]，佐藤 博隆[1]，篠原 武尚[2]

[1]北海道大学，[2]原子力機構

北大の複合線源システムと中性子・X 線両用 2 次元検出器を組み合わせて用いることにより、同一ビームライン上で測定可能な中性子・X 線イメージング手法の開発を行った。

キーワード：複合イメージング、中性子線源、X 線線源、電子線形加速器

1. 緒言

中性子と X 線の物質透過能の違いを相補的利用したイメージング手法の開発のため、北大・電子線形加速器施設に中性子・X 線複合線源システムを構築した [1,2]。複合線源システムは、電子ビーム軸上の生成標的を遠隔操作で切り替えることによって熱中性子か keV X 線ビームどちらかを生成することが可能である。さらに、中性子と X 線ビームの両方に対応出来る 2 次元検出器を検討し、冷却型 CCD イメージングカメラ[3]や 256-ch ^{6}Li ガラスシンチレーション検出器（^{6}Li ガラス検出器）[4]等を透過イメージ測定に導入した。

2. 測定と結果

2 次元検出器にイメージングカメラを用いた場合の実験セットアップを図 1(a)に示す。検出器の入力窓は中性子用に LiF/ZnS、X 線用に $CaWO_4$ シンチレータを交換し使用するが、試料と検出器の設置位置は変更せずに測定した。中性子ビームを利用する際はビームライン上に 5 cm 厚の鉛ブロックを挿入し、ビームに混入するガンマ線を低減させた。Cd 文字インジケータや X 線チャート等の試料に対する透過イメージ測定例を図 1(b)と(c)に示す。中性子(図 1(b))と X 線(図 1(c))の透過イメージは同じピクセル位置で比較可能で、それぞれから異なる形状情報が確認できる。一方、2 次元検出器に ^{6}Li ガラス検出器を用いた場合の測定も行った。^{6}Li ガラス検出器の検出効率は中性子と X 線では異なるので、光電子増倍管に印加する高電圧は、中性子に対しては-760 V、X 線に対しては-900 V と異なる値に設定にした。単純な平板形状の Fe, Ti 試料を用いて、飛行時間（TOF）スペクトルを取得した。ここで、^{6}Li ガラス検出器は電子ビーム軸から 7 m 位置に設置した。透過率を導出し、PHITS コードを用いた計算結果と比較すると 4%程度で一致した[5]。その他にアルカリ乾電池やニッケル水素充電池の透過イメージ測定例についても報告する。

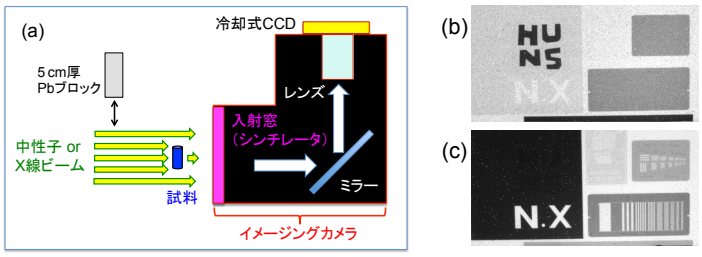


図 1：実験セットアップ概略(a)。中性子(b)と X 線(c)の透過イメージ。

参考文献

[1] 原かおる，原子力学会 2015 年秋の大会（静岡大，静岡市）; K.Y. Hara *et al.*, EPJ Web Conf. **146,** 03032 (2017).

[2] T. Kamiyama *et al.*, Nuovo Cimento 38 C, 187 (2015).

[3] http://www.neutronoptics.com/cameras.html

[4] H. Sato *et al.*, Nucl. Instrum. Methods A **623**, 597 (2010).

[5] K.Y. Hara *et al.,* 2017 IEEE Nuclear Science Symposium and Medial Imaging Conference, 21-28 Oct 2017, Atlanta, USA.

*Kaoru Y. Hara[1], Minoru Asako[1], Yu Uehara[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1] and Takenao Shinohara[2]

[1]Hokkaido University, [2]Japan Atomic Energy Agency

本研究は、文部科学省の科学技術試験研究委託事業、光・量子融合連携研究開発プログラムの助成を受けたものです。

小型加速器中性子源を利用した中性子イメージングによるコンクリート内水分の浸透性状評価

Measurement of Water Penetration in Concrete by Neutron Imaging with Compact Accelerator-driven Neutron Source

*吉村 雄一[1]，水田 真紀[2]，須長 秀行[2]，大竹 淑恵[2]，林崎 規託[1]
[1]東工大院，[2]理研，[3]トプコン

小型加速器中性子源を利用した熱中性子イメージングを実施し，構造物劣化に影響するコンクリート内水分の可視化と定量性の検討を行った．結果，不均質な材料特性を平均的に評価できる試験体サイズで，コンクリートの劣化度に起因する水分浸透性状の違いを捉えた．

キーワード：小型加速器中性子源、中性子イメージング、コンクリート、非破壊観察

1. はじめに

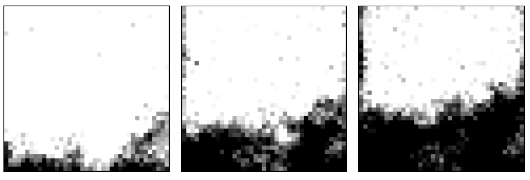
外部からの浸透を含めたコンクリート内部の含水状態は構造物における鉄筋腐食の進行に影響を与える要因であるが、内部の水分を可視定量化する手法が乏しいことから劣化に対する水の影響程度を評価するに至っていない。我々は理研小型加速器中性子源 RANS を利用して中性子イメージングを行い、水素に対して強い散乱を示す熱中性子の透過像を撮影して厚さ 50mm のコンクリート内水分の定量化および浸透性状評価を実施した。

2. 評価方法

アルカリシリカ反応で劣化したコンクリート（W75×H75×T50mm）を試料とし底面からの吸水試験を行った。そして数時間おきにコンクリートの中性子線透過像を撮影し、吸水前後の透過像から浸透した水の透過像を出力した。なお、イメージング検出器には中性子イメージインテンシファイア（9 インチ Gd タイプ）を使用した。撮影時間は 3 分/枚である。

3. 評価結果

図 1 に吸水した水の透過像を示す。水により透過度が低下した陰影部分が時間の経過につれて拡大しており、水の浸透が進んでいる様子を確認できた。中性子イメージングによるコンクリート内水分の評価においては散乱中性子や中性子源由来のγ線といったバックグラウンドが定量精度や測定可能なコンクリートのサイズに影響することが知られている。



吸水開始5時間後　31時間後　79時間後

図 1:膨張ひずみを有する厚さ 50mm のコンクリートに浸透する水の透過

今後は小型加速器中性子源の機動力を生かして、多種のコンクリートにおける水の動きを評価し，コンクリート構造物の耐久性評価手法の確立を目指す。

*Yuichi Yoshimura[1,2,3], Maki Mizuta[2] , Hideyuki Sunaga[2] , Yoshie Otake[2] and Noriyosu Hayashizaki[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]RIKEN, [3]Topcon Corporation

パルス中性子を用いた MIEZE 型スピンエコー分光法のためのデータ解析

Data analysis method for MIEZE-type spin echo spectroscopy with pulsed neutron beams

*小田達郎 [1]，日野正裕 [1]，川端祐司 [1]，遠藤仁 [2]，大下英敏 [2]，瀬谷智洋 [2]
[1] 京大原子炉，[2]KEK 物構研

我々は J-PARC 物質・生命科学実験施設の BL06 にて中性子共鳴スピンエコー分光器のコミッショニングと高度化のための研究を行っている．パルス中性子における MIEZE 型スピンエコー分光法のためのデータ解析方法の検討結果について発表する．

キーワード：中性子スピンエコー，中性子準弾性散乱，MIEZE，パルス中性子ビーム，J-PARC

中性子スピンエコー法 [1] は，中性子のスピン自由度を利用して中性子のエネルギー変化を検出する準弾性散乱分光法である．共鳴型中性子スピンエコー法では，振動磁場による磁気共鳴を用いて中性子のスピン状態を操作し，試料で散乱された微小な中性子のエネルギー変化をビームのスピン偏極度の減少として観測することができる．この偏極度の減少（エコーシグナルのコントラスト減少）を解析することで原子・分子のダイナミクスの情報（中間散乱関数）を抽出できる．

我々は茨城県東海村の大強度陽子加速器施設 (J-PARC) 物質・生命科学実験施設 (MLF) の BL06 にて中性子共鳴スピンエコー分光器のコミッショニングと高度化のための研究を行っている．共鳴スピンエコー法の中で Modulation of intensity with zero effort (MIEZE) [2] と呼ばれる手法では，スピン偏極アナライザー（片方のスピン固有状態のみを取り出す装置）が試料の前にあるため，試料に入射する中性子はアップスピン状態のみである．この特徴から従来のスピンエコー法では困難であった，試料に磁場をかけた測定や散乱中性子の偏極解析が可能になる．

パルス中性子ビームによる飛行時間法を用いた MIEZE 法（TOF-MIEZE）では従来のスピンエコー法とは異なり，元の TOF スペクトル全体に数 10 kHz から数 MHz の正弦振動が含まれるシグナルが得られる．エコーシグナルに多数の波の周期が含まれるので, 1 周期から数周期のシグナルに対して正弦波をフィッティングする従来のデータ解析が困難な場合がある [3]．そこで，我々は時間を変数とする TOF-MIEZE シグナルをフーリエ変換した振動数スペクトルから，シグナルの振幅の大きさの情報を得て広いスペクトルについてシグナルのコントラストを計算するデータ解析法を検討している．本発表では，TOF-MIEZE シグナルのデータ解析の問題点とフーリエ変換を利用した新しいデータ解析手法について議論する．

参考文献

[1] F. Mezei, Z. Phys. **255** (1972) 146–160.

[2] R. Gähler, R.Golub, T.Keller, Physica B **180** (1992) 899–902.

[3] T. Oda, M. Hino, M. Kitaguchi, H. Filter, P. Geltenbort, Y. Kawabata, Nucl. Instrum. Methods A **860** (2017) 35–41.

---

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Yuji Kawabata[1], Hitoshi Endo[2] , Hidetoshi Ohshita[2], Tomohiro Seya[2]

[1]Research Reactor Inst., Kyoto Univ., [2]IMSS, KEK

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

[2I17-22] Development of Nondestructive Assay Technology of Nuclear Fuel

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)

Tue. Mar 27, 2018 4:25 PM - 6:00 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I17] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Ken Nakajima[1], Takashi Kamiyama[2], Ko-ichi Mochiki[3], Kou Koike[4], Yoshiaki Kiyanagi[5], Setsuo Satoh[6] (1. KURRI, 2. Hokkaido Univ., 3. TCU, 4. R-TEC, 5. Nagoya Univ., 6. KEK)

4:25 PM - 4:40 PM

[2I18] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Yoshiyuki Takahashi[1], Yoshiaki Kiyanagi[2], Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Naoya Abe[1], Jaehong Lee[3], Ken Nakajima[1], Hironobu Unesaki[1], Akira Uritani[2] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Nagoya University, 3. Graduate School of Engineering, Kyoto University)

4:40 PM - 4:55 PM

[2I19] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Daisuke Ito[1], Jaehong Lee[2], Naoya Abe[1], Hironobu Unesaki[1], Ken Nakajima[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Kyoto University)

4:55 PM - 5:10 PM

[2I20] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Takashi Kamiyama[1], Hiroyuki Hasemi[1], Hirotaka Sato[1], Ken Nakajima[2] (1. Hokkaido Univ., 2. Kyoto Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2I21] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Koh-ichi Mochiki[1], Junpei Koide[1], Toshiyuki Uragaki[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayasi[1] (1. Tokyo City University)

5:25 PM - 5:40 PM

[2I22] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*TADAFUMI SANO[1], Naoya Abe[1], Daisuke Ito[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-ichi Hori[1], Jaehong Lee[2], Ken Nakajima[1], Takashi Kamiyama[3], Koh-ichi Mochiki[4], Kou Koike[5] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Kyoto University, 3. Hokkaido University, 4. Tokyo City University, 5. R-TEC CORPORATION)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発 (10) 全体計画の概要

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(10) Outline the Research Project

*中島　健[1]，加美山 隆[2]、持木 幸一[3]、小池 公[4]、鬼柳 善明[5]、佐藤 節夫[6]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]東京都市大学，[4]アールテック（株），[5]名古屋大学，[6]高エネ研

MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子源を用いて核種濃度及び物性情報（熱特性、形状等）を定量､可視化する総合的な非破壊分析測定システムの開発を平成 26 年より 4 年計画で実施してきた。今回、これまでの主要な成果をシリーズにて報告する。本報告では、研究全体の概要について述べる。

キーワード：非破壊分析技術、次世代燃料、パルス中性子、中性子飛行時間法

1. 研究目標

本研究では、強い放射能と発熱量を持つ MA 含有 TRU 燃料の健全性評価技術の開発を目指し、パルス中性子源を用いて燃料の核種濃度及び物性情報（熱特性、形状等）を定量、可視化する総合的な非破壊分析測定システムを開発し、その有効性を実証するものである。研究項目としては、①核種濃度定量・可視化技術の高度化、②物性値の定量・可視化技術の高度化、③総合測定システムの開発、並びに、④実証試験に基づく測定システムの総合評価があり､参加各機関が連携を取りながら研究を推進している。ここでは、今回報告する成果の概要を述べる。

2. 主要な成果の概要

1）中性子源開発

本研究では、京大炉ライナックのパルス中性子源を用いた中性子飛行時間法が主に使用される。この中性子源で使用している減速材、反射材の配置、及び中性子飛行管内構造（コリメータ）の改良を行い、本研究で必要となる共鳴エネルギー領域の中性子源として使用可能な見通しを得た。

2）核種定量分析技術開発（Self-indication 法を用いた中性子共鳴濃度分析）

京大炉ライナックにおいて、厚さや濃縮度の異なるウラン・アルミニウム合金をサンプルとした Self-indication 法を用いた核種定量試験を行い､同手法により核種の定量分析が可能であることを検証した。

3）中性子イメージング技術の開発（中性子と X 線イメージングの複合化、空間分解能の改善）

中性子イメージングにおける空間分解能の改善を目指し、高精細 X 線 CT と中性子イメージングによる相乗イメージング手法を開発し、3 次元化への適用を行った。また、サブピクセルシフト法の適用による空間分解能改善の有効性を実験的に検証した。

4）ドップラ効果を用いた温度測定

模擬燃料ペレットを試料として、昇温前後の透過共鳴中性子束の変化を測定した。その結果、試料の熱膨張による透過中性子束変化の補正を行うことで温度変化によるドップラ効果の様子を定量的に測定でき、平均的な試料温度を求めることが可能となった。

3. 今後の予定

今年度は総合実証試験を行っており、本年 2 月末に最終的な総合実証試験を実施する予定である。

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、京都大学が実施した平成 26～29 年度の「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

*Ken Nakajima[1], Takashi Kamiyama[2], Ko-ichi Mochiki[3], Kou Koike[4], Yoshiaki Kiyanagi[5] and Setsuo Satoh[6]
[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Tokyo City Univ., [4]R-TEC Co. Ltd., [5]Nagoya Univ., [6]KEK

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発 （１１）中性子源開発 III

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(11) Development of neutron source in KURRI-LINAC III

*高橋 佳之[1]，鬼柳 善明[2]，堀 順一[1]，佐野 忠史[1]，伊藤 大介[1]，阿部 尚也[1]，李 在洪[3]，
中島 健[1]，宇根崎 博信[1]，瓜谷 章[2]，渡辺 賢一[2]
[1]京都大学原子炉実験所，[2]名古屋大学，[3]京都大学大学院工学研究科

MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子・制動 X 線混在場を用いた総合的な非破壊分析システムを開発し、その実用性を評価することを目的とした研究開発を行っている。本研究では、京都大学原子炉実験所に付設された電子線型加速器（以下、京大炉ライナック）の中性子源（減速材、反射材、コリメータ）の開発とその性能について報告する。

キーワード：非破壊分析法、中性子イメージング、核燃料、京大炉ライナック、パルス中性子源

1. 緒言

次世代原子炉システムにおける MA 含有 TRU 燃料の健全性評価に資する非破壊システムを開発するために、新たな研究開発プロジェクト N-DeMAIN が 4 年間の計画で平成 26 年度より開始された。本事業では、パルス中性子源による中性子の共鳴吸収法を採用し、これによって核種濃度定量、物性値定量とそれらの可視化技術の高度化を実現する。これらを遂行するため、パルス中性子源および中性子輸送系に求められる性能として、高強度中性子束、高時間分解能、さらに、高 L/D の中性子源システム（減速材・反射材・コリメータ系）が挙げられる。本研究では、これらを満足するために、数値計算を基に設計を行い、京大炉ライナックに新たな中性子源システムを導入した。この性能を評価するために、京大炉ライナック 12m 測定室において、Time-of-flight（TOF）測定実験ならびに Dy 転写法による測定実験を実施した。

2. 性能試験

中性子束と TOF スペクトル測定では、中性子ビーム上に B-10 濃縮試料を設置し、そこから放出される 捕獲ガンマ線を測定することにより、間接的に中性子スペクトルと中性子束を得た。本実験によって得られた中性子束は、平均ビーム電流 1μA 当たり熱中性子で 2.36 $\times 10^2$ [n/cm^2/μA/s]、熱外中性子で 2.13 $\times 10^2$ [n/cm^2/μA/s]となり、最大出力時で熱中性子束 4.72×10^4 [n/cm^2/s]、熱外中性子束 4.26×10^4 [n/cm^2/s]の中性子束が得られ、本研究で必要な中性子束としての性能を得られることが分かった。

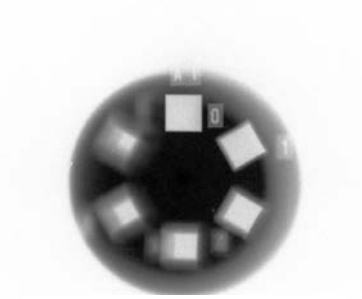


図 1　Dy 箔転写結果

L/D の評価では、中性子ビーム上に約 1cm 角の Gd_2O_2 セラミックプレートを 10cm 間隔で位置をずらしながら設置し、それを通過した中性子により Dy を放射化させ、照射後そこから放出されるβ線をイメージングプレートに転写する転写法にて中性子イメージング画像を得た。図 1 に転写結果を示す。本報告では、上記の実験で得られて結果を基に、本中性子源システムの総合的な性能について報告を行う。

本報告は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、京都大学が実施した平成 26、27、28 年度の「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

---

*Yoshiyuki Takahashi[1], Yoshiaki Kiyanagi[2], Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Naoya Abe[1], Jeahong Lee[3], Ken Nakajima[1], Hironobu Unesaki[1] Akira Uritani[2] and Kenichi Watanabe[2]

[1]Kyoto University Research Reactor Institute, [2]Nagoya University, Nuclear Engineering, Kyoto University[3]

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
（12）Self-indication 法を用いた中性子共鳴濃度分析 II

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(12) Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method II

*堀順一[1], 佐野忠史[1], 高橋佳之[1], 伊藤大介[1], 李在洪[2], 阿部尚也[1], 宇根崎博信[1],中島健[1]

[1] 京大炉, [2] 京大院工

京大炉ライナック（KURRI-LINAC）において、厚さや濃縮度の異なるウラン・アルミニウム合金をサンプルとした Self-indication 法を用いた核種定量試験を行い、Self-indication 法の有効性を実験的に検証した。

キーワード：非破壊分析法、核燃料物質、Self-indication 法、京大炉ライナック

1. 緒言

平成 26 年度より MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子源を用いた非破壊分析技術の研究開発を実施している。研究開発項目の一つに、Self-indication 法[1]を用いた核種濃度定量技術の高度化がある。本研究では、Self-indication 法による核種定量の精度を向上させるために、対象核種の複数の共鳴を用いて簡便な方法で解析する手法を開発した。開発した測定手法を、核燃料物質、マイナーアクチニド核種等を積層した MA 含有模擬燃料を用いた試験に適用し、核種濃度定量に関する実証試験を実施した。

2. 実験

京都大学原子炉実験所に設置されている電子線形加速器（KURRI-LINAC）の 12m 測定ラインに被検体、Self-indicator、BGO ガンマ線検出器 12 台及び低エネルギー中性子の overlap を防止用の Cd フィルターを設置し実験をおこなった。Self-indicator は NU 板（10×20mm, U-238 厚さ：7.36×10^{-3} /b）とし、被検体中の U-238 厚さを測定した。被検体は HEU 板(1/2”×1/2”×1/16”)、DU 板(1/2”×1/2”×1/16”) を組み合わせて 5 通りの厚さとし、更に DU 板 1 枚の測定では、Np-237（26MBq, 1g）、Zr-93（47MBq, 0.48g）も積層した。

3. 結果

図 1 に測定でえられた U-238 の 20.9eV 共鳴の TOF スペクトルを示す。共鳴吸収は被検体厚さの増加によって共鳴ピークの減少として観測された。事前に数値計算を用いて作成した計量曲線と得られた共鳴吸収の減少量を比較することで DU の厚さにについて誤差 2%で一致した。更に、ウラン板と Np-237（MA 核種）及び Zr-93（LLFP 核種）の密封 RI を積層させた試料を用いた試験も行ったところ、Self-indication 法を適用すれば試料中の不純物の影響をほとんど受けずに測定できることを確認できた。これにより、MA 含有核燃料に対しても本手法を適用できる見通しを得た。

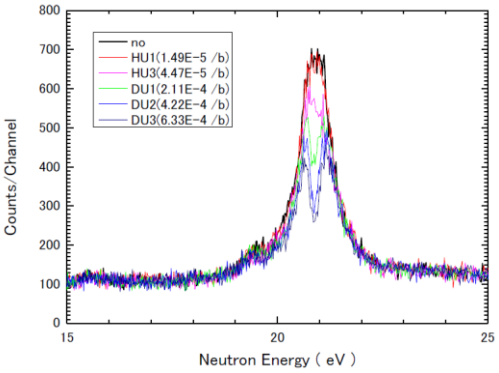


図 1　U-238 の 20.9eV の共鳴吸収

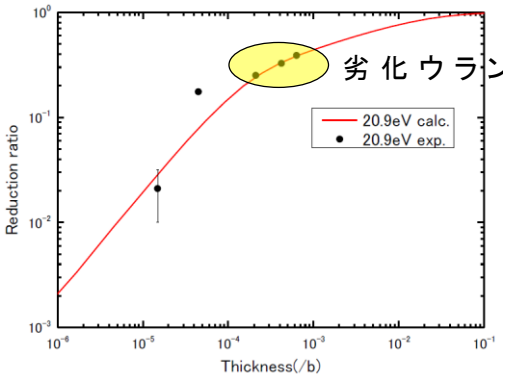


図 2　測定値と計量曲線の比較

[1] J. Hori *et. al.*, EPJ web of conference, 146, 09042 (2017)

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、京都大学が実施した平成 29 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

* Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Daisuke Ito[1], Naoya Abe[1], Jeahong Lee[2], Hironobu Unesaki[1], Ken Nakajima[11]

Kyoto Univ. Research Reactor Institute, [2]Nuclear Engineering, Kyoto Univ.

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
（13）中性子と X 線イメージングの複合化　Ⅲ

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(13) Combination between neutron and X-ray radiograms III

*加美山 隆[1]，長谷美 宏幸[1]，佐藤 博隆[1]，中島 健[2]
[1]北海道大学大学院工学研究院，[2]京都大学原子炉実験所

中性子飛行時間法に基づく原子炉燃料の非破壊分析技術の開発において、空間分解能の向上及び元素情報の付与を目的に、高精細 X 線 CT と中性子イメージングによる相乗イメージング手法について 3 次元化の検討を行った。

キーワード：非破壊分析法，中性子イメージング

1. 緒言

平成 26 年度より MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子・制動 X 線混在場を用いた総合的な非破壊分析システムを開発する研究プロジェクトがスタートした。本プロジェクトにおける研究開発項目の一つとして、中性子・X 線の両者を融合したイメージング技術の開発がある。これは、X 線撮像による高精細な形状データに、共鳴吸収イメージングで測定した物性値を付与することで、高精細な物性値分布イメージを取得するというものである。本発表では、中性子・X 線による相乗イメージング法で取得した元素分布情報を X 線 CT イメージ上にマッピングする 3 次元化について報告する。

2. 相乗イメージングによる元素分布の 3 次元化

中性子・X 線相乗イメージングを用いると、中性子と X 線の透過力の違いによって元素の種類を区別したイメージを得ることができる。これまで、2 次元的な試料に対して、加速器中性子線源と実験室系の X 線源により得られた透過イメージを基にした相乗イメージングは成功している。これを 3 次元化するためには、X 線 CT を用いて高精細な 3 次元ボクセルデータを構築するとともに、中性子透過イメージを *x*, *y*, *z* の 3 方向について透過イメージを取得する。X 線 CT から中性子の測定方向と一致したイメージを生成し、中性子イメージと関連させて相乗イメージングを行い、その結果を 3 次元的に再構成する。図は、この手順について、計算機シミュレーションした結果である。円筒状試料内に B, Al, Cd, Pb を配置して高分解能の X 線 CT イメージを得ると共に、低解像度の中性子イメージとの相乗イメージングを実施して、その値を CT で構築した物体モデル内のボクセルに格納した。その結果、元素分布の 3 次元モデルを構築することができた。

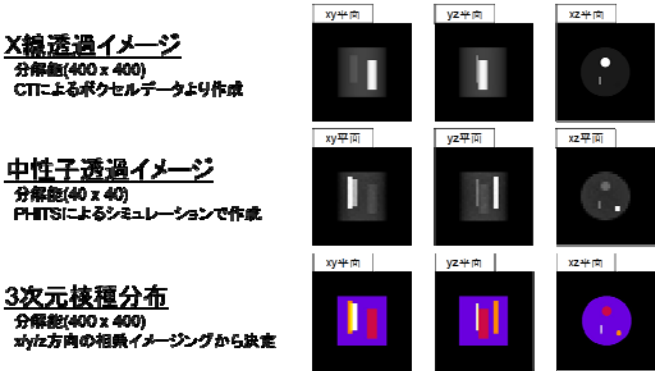


図 中性子・X 線 3 次元相乗イメージングのシミュレーション

3. 結論

X 線 CT と中性子イメージングを複合的に利用することで元素の物体内 3 次元分布を明らかにすることができる。発表では実際の実験による結果を報告する。

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、京都大学が実施した平成 29 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

*Takashi Kamiyama[1], Hiroyuki Hasemi[1], Hirotaka Sato[1] and Ken Nakajima[2]
[1]Faculty of Engineering, Hokkaido University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
（14）空間分解能の改善 Ⅲ

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(7) Improvement of Spatial Resolution Ⅲ

*持木 幸一[1]，小出 純平[1]，浦垣 俊幸[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]
[1]東京都市大学

中性子パルス TOF 法に基づく共鳴吸収イメージング用撮像システムにおける空間分解能改善のためのサブピクセルシフト法の有効性を実験的に検証した。

キーワード：非破壊分析法、中性子イメージング、超解像

1. 緒言

直径約 10 mm の MA 含有 TRU 燃料の健全性評価において熱的に問題となる 0.4 mm 以上のプルトニウムスポットの検知を目的とし、パルス中性子 TOF 法に基づく共鳴吸収イメージングシステムを開発した。要求される仕様は、対象となる共鳴吸収エネルギーが 100 eV で検出効率が 10 %を確保し、γ線弁別が可能で、かつ時間分解能が良いことである。検討の結果、1.5 mm 角で長さ 5 mm のピラー状 Li ガラスシンチレータ 32 × 32 本を束ねた 2 次元シンチレータと、1 ch が 3 mm 角で 16 ch × 16 ch 並んだマルチアノードフォトマル、および時間分解能が 40 ns である Li ガラスシンチレータ用時間分析器 (LiTA12e) からなるシステムを構築した。しかし、このシステムでは、LiTA12e の重心処理機能を利用しても、画素分解能はシンチレータの形状である 1.5 mm であり、不十分であるため、空間分解能改善策として、サブピクセルシフトによる超解像化の有用性を実験的に検証した。

2. サブピクセルシフトによるイメージング

超解像化のために画像 1 pixel を縦横等分に分割し、分割した数だけシフトして、透過画像をそれぞれ撮像し、これらのデータより再構成して分解能を改善する。そのため、試験体を X-Z テーブル上に設置し、シフト量が 0.15 mm ステップで各方向 10 x 10 回シフトさせて透過像データを取得した。測定は KURRI-LINAC にて、30 MeV、4 μs、104 μA、50 Hz で、各測定点で 40 分間行った。 図 1 (a)に取得した原画像で中性子エネルギーが In の共鳴吸収ピーク 1.5 eV を含む 1.36 eV ～ 1.61 eV の範囲の積算画像の 1 枚を示す。視野は 49 mm × 49 mm である。(b)は 100 枚の画像を 10 分の 1 画素の間隔で並べた結果である。(c)は画像の下半分に置かれた模擬燃料の被検体で、ベース素材 Bi_2O_3 + Nd_2O_3 の中に直径と同じ長さの円筒状の Au と In が埋め込まれている。 図 1(b)より、この単純な方法で 0.4 mm の In が検出できていることを確認した。

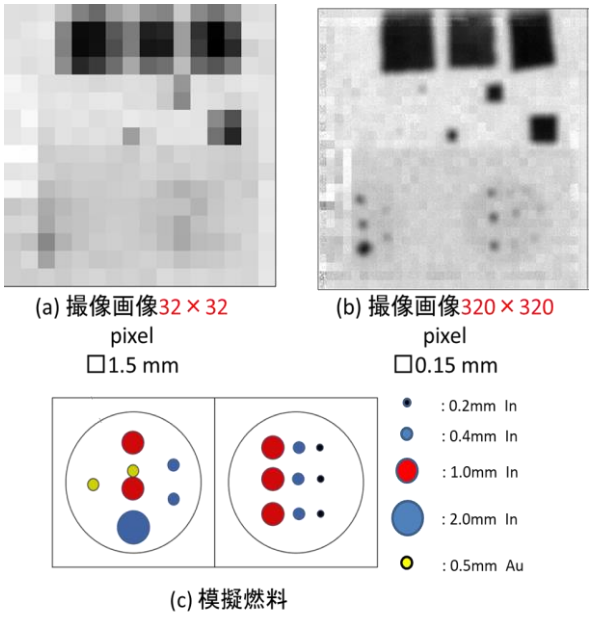


図 1 再構成結果と被検体の模擬燃料

3. 結論

TRU 燃料の非破壊による健全性評価において要求される 0.4 mm の検出を模擬燃料材料で確認できた。

謝辞 本研究は、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、京都大学が実施した平成 29 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

* Koh-ichi MOCHIKI[1], Junpei KOIDE[1], Toshiyuki URAGAKI[1], Naoto HAGURA[1], Jun KAWARABAYASHI[1] ,[1]Tokyo City Univ.

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
（15）ドップラ効果を用いた温度測定と本研究事業のまとめ

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(15) Measurement of Temperature by Doppler Effect and Result of N-DeMAIN project

*佐野忠史[1], 阿部尚也[1], 伊藤大介[1], 高橋佳之[1], 堀順一[1], 李在洪[2], 中島健[1]
加美山隆[3], 持木幸一[4], 小池公[5], 鬼柳善明[6], 佐藤節夫[7]
[1]京大炉, [2]京大院工, [3]北大院工, [4]東京都市大, [5]アールテック（株）, [6]名大, [7]高エネ研

タンタル金属(Ta)を試料として、共鳴領域における試料昇温前後の透過中性子束比をドップラ効果と定義し測定を行った。その結果、Ta 試料のドップラ効果が測定でき試料の平均温度と関連づけることができた。更に本報告では「原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」のまとめを報告する。

キーワード：パルス中性子源、非破壊分析法、ドップラ効果、中性子イメージング

1. 緒言

平成 26 年度より MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子源を用いた非破壊分析技術の研究開発を実施している。本研究開発にはドップラ効果を利用した燃料ピン中の温度測定を実施する技術の開発が含まれている。今回、中性子飛行時間測定法（TOF 法）を用いて試料中の透過中性子束を測定し、ドップラ効果による共鳴領域の透過中性子束変化を決定した。また、今年度は本研究開発の最終年度であることから本プロジェクト全体のまとめを報告する。

2. ドップラ効果を利用した温度測定

京都大学原子炉実験所に設置されている電子線形加速器（KUR-LINAC）の 12m 測定ラインに真空容器型昇温装置を設置し、φ10mm×30mm の Ta 金属棒を試料として昇温前後の透過中性子束を TOF 法を用いて測定し、ドップラ効果を共鳴領域の ROI 比（高温/25℃）と定義した。加速器の運転条件は、電流：154μA、パルス幅：3μsec、繰返し周波数 100Hz とし、試料温度を 25℃、125℃、350℃とした。図に測定した TOF スペクトル、表に各 ROI における透過中性子束比を示す。試料温度が 350℃の場合、Ta の熱膨張による透過中性子束変化の補正を行うことで有意な透過中性子束比が測定でき試料の平均温度と関連づけることができた。

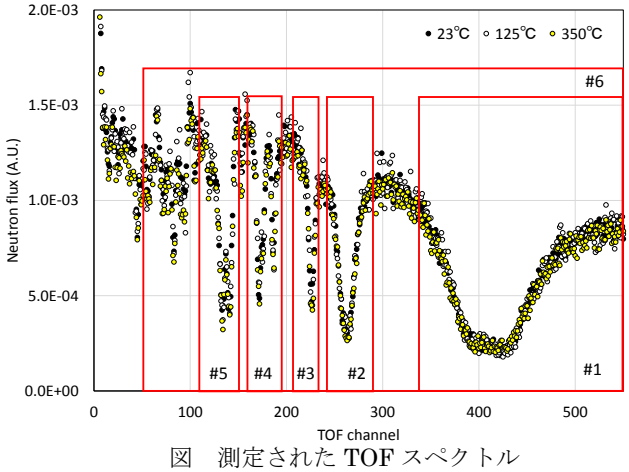


図　測定された TOF スペクトル

表　各 ROI における透過中性子束比

ROI	125℃	350℃
#1	1.004±2.03%	0.960±2.04%
#2	0.999±3.83%	0.974±2.83%
#3	0.998±4.23%	0.956±3.12%
#4	0.988±5.41%	0.940±3.33%
#5	1.009±3.43%	0.975±2.41%
#6	0.983±3.03%	0.960±2.08%

3.　プロジェクト全体のまとめ

本プロジェクトは小型加速器中性子源におけるパルス中性子・制動 X 線混在場を用いた総合的な非破壊分析システムを開発し、その実用性を評価することを目的として、平成 26 年度より研究開発を開始した。本プロジェクトは①核種濃度定量・可視化技術の高度化、②物性値の定量・可視化技術の高度化、③総合測定システムの開発、④実証試験に基づく測定システムの総合評価から成り立っている。その結果、これまでは困難であった TRU 燃料の内部状態に関する核的・物性的情報を非破壊で得られる見込みを得た。

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、京都大学が実施した平成 29 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

*Tadafumi Sano[1], Naoya Abe[1], Daisuke Ito[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-ichi Hori[1], Jeahong Lee[2], Ken Nakajima[1], Takashi Kamiyama[3], Koh-ichi Mochiki[4], Kou Koike[5], Yoshiaki Kiyanagi[6], Setsuo Sato[7]
[1]Kyoto Univ. Research Reactor Institute, [2]Nuclear Engineering, Kyoto Univ., [3]Faculty of Engineering, Hokkaido Univ., [4]Tokyo City Univ., [5]R-TEC Co Ltd., [6]Nagoya Univ., [7]KEK

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

[2K01-05] Fuel Reprocessing Plants

Chair: Hidetoshi Karasawa (IAE)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:50 AM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K01] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Wenbin Dai[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kohei Otake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

9:30 AM - 9:45 AM

[2K02] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Yoshitaka Saito[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Tatsuya Kudo[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kohei Otake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM

[2K03] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Yoshikazu Tamauchi[1], Tatsuya Kudo[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kohei Otake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[2K04] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

*Takashi Kobayashi[1], Takahiro Chikazawa[1], Takahiro Ishio[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Hiroshi Kinuhata[2], Takashi Kodama[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

10:15 AM - 10:30 AM

[2K05] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

*Takashi Kodama[1], Takahiro Ishio[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kobayashi[2], Takahiro Chikazawa[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（16）大型環状槽の液位をパラメータとした水素爆発試験及び燃焼解析

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
(16) Hydrogen explosion experiment and combustion analysis with various liquid level in simulated large scale annular vessels

*戴文斌[1]、三上剛史[1]、小林卓志[1]、境原基浩[1]、兼平修[1]
玉内義一[2]、工藤達矢[2]、中野正直[2]、坂上直哉[2]、大竹弘平[2]、荒井宣之[2]
[1]三菱マテリアル㈱、[2]日本原燃㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器における、水素爆発発生時の燃焼挙動、機器健全性の把握を目的とした網羅的な爆発試験及び数値解析を実施している。六ヶ所再処理工場の設備構成のうちの代表例である、大型環状槽内の液位をパラメータとした水素爆発試験及び水素燃焼解析の結果を報告する。

キーワード：水素爆発試験、水素燃焼解析、大型環状槽、六ヶ所再処理工場、水素燃焼と液位の関係

1. 緒言

機器内の障害物及び液位の影響を考慮した燃焼挙動の調査の一環として、大型環状槽を模擬した水素爆発試験及び同条件での水素燃焼解析を実施した結果について報告する。

2. 装置構成と評価条件

試験及び解析における装置構成を図 1 に示す。装置は環状槽 A 、環状槽 B 及び接続配管から構成される。気相部は水素濃度 12vol%の空気混合気とし、液位は 100%（運転最大液位）、50%、0%の 3 ケースとした。また、着火位置は環状槽 A の接続配管の反対側の気相部とした。

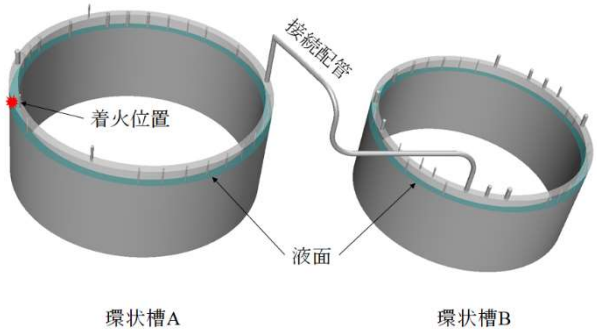


図 1. 試験及び解析における装置構成

3. 水素爆発試験

放電型の着火装置を使用し、着火エネルギーを 100mJ に設定し、所定の評価条件で水素爆発試験を実施した。測定項目は圧力、光、ひずみとした。

4. 水素燃焼解析

ANSYS Fluent を使用し、試験と同様の評価条件で水素燃焼解析を実施した。装置の壁面は全て断熱として扱い、環状槽内の溶液の流動性、圧縮性を考慮した。

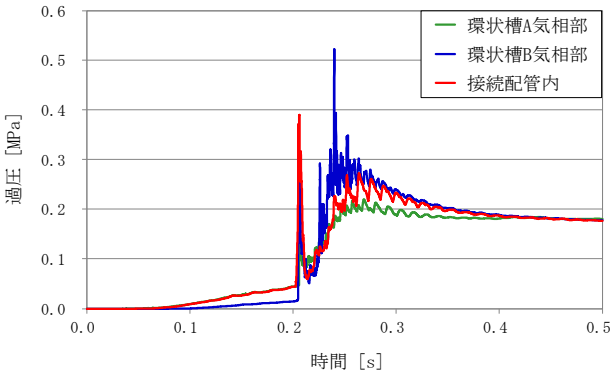


図 2. 各領域の最大圧力（解析値、液位 50%）

5. 結果と考察

試験では、液位 0%で完全燃焼したケースもあったが、液位 50%、液位 100%では投入した水素の約 3～4 割が残留水素として検出された。全てのケースで爆轟は観察されず、容器や接続配管のひずみ値は弾性域であることが確認され、本試験条件では水素爆発が発生しても装置体系の健全性が保たれることを確認した。また、解析においては、爆発発生後の装置内の残留水素が微量であり、全てのケースで、試験より若干高い圧力が得られ、保守側の評価結果となることが分かった。一例として、解析により得られた液位 50%の時の各領域の最大圧力の時刻歴を図 2 に示す。

---

*Wenbin Dai[1], Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kohei Otake[2], Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（17）大型環状槽の水素爆発の水素濃度依存性

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
(17) Hydrogen concentration dependence of hydrogen explosion behavior in simulated large scale annular vessels

*齋藤義鷹[1]、玉内義一[1]、工藤達矢[1]、中野正直[1]、坂上直哉[1]、大竹弘平[1]、荒井宣之[1]
戴文斌[2]、三上剛史[2]、小林卓志[2]、境原基浩[2]、兼平修[2]
[1]日本原燃㈱、[2]三菱マテリアル㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・試験を実施している。代表機器の一つの大型環状槽について、水素濃度をパラメータとした水素爆発試験及び燃焼解析の結果を報告する。

キーワード：水素爆発試験、水素燃焼解析、大型環状槽、六ヶ所再処理工場、水素燃焼と水素濃度の関係

1. 緒言

大型環状槽を模擬した水素爆発試験及び同条件での水素燃焼解析を実施した。水素濃度をパラメータとした試験及び解析の結果について報告する。

2. 装置構成と評価条件

水素爆発試験方法及び水素燃焼解析条件は、前報［1］と同じである。

今回は、液位は 100%（運転最大液位）、気相部の水素濃度は 12vol%及び 30vol%（いずれも空気混合気）の 2 ケースとした。

3. 結果と考察

試験においては、水素濃度 12vol%で試験装置内気相部の容積の約 5%の残留水素が検出され、有意な光は検出されず、環状槽Ｂ内で圧力ピークは確認できなかった。水素濃度 30vol%では水素はほぼ全量燃焼し、接続配管内で最大の光度の光を検出し、環状槽Ｂ内で 2000m/s 以上の圧力伝播速度を確認した。いずれのケースにおいても、容器や接続配管のひずみ値は弾性域であることが確認され、本試験条件では水素爆発が発生しても装置体系の健全性が保たれることを確認した。また、解析においては、爆発発生後の装置内の残留水素が微量であり、いずれのケースでも、試験より高い圧力が得られ、保守側の評価結果となることが分かった。一例として、解析により得られた水素濃度 12vol%における各領域の最大圧力の時刻歴を図１に、水素爆発時の過圧が最も厳しい水素濃度 30vol%における各領域の最大圧力の時刻歴を図２に示す。

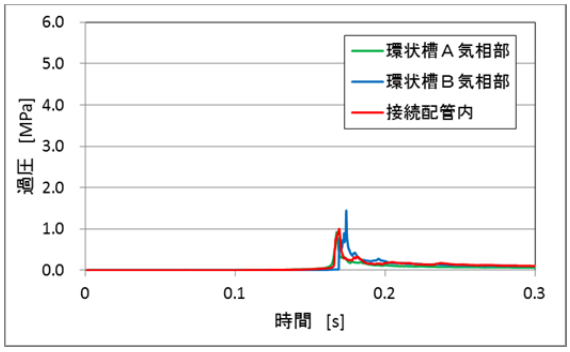


図１. 各領域の最大圧力（解析値、水素濃度 12vol%）

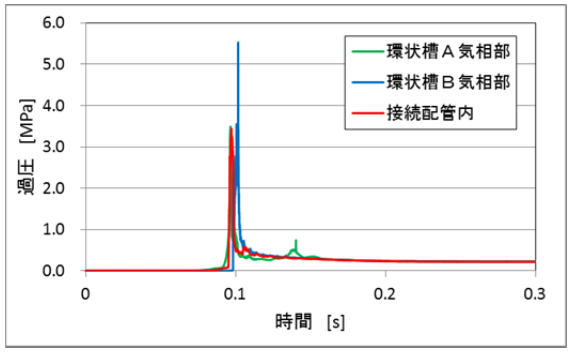


図２. 各領域の最大圧力（解析値、水素濃度 30vol%）

［1］再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査（16）大型環状槽の液位をパラメータとした水素爆発試験及び燃焼解析、日本原子力学会 2018 春の年会

*Saito Yoshitaka[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Tatsuya Kudo[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kohei Otake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Takeshi Mikami[2], Takashi Kobayashi[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2]
[1] Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Mitsubishi Materials Corporation

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査（18）本プロジェクトの総括

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(18) Summary of this project

*玉内義一[1]、工藤達矢[1]、中野正直[1]、坂上直哉[1]、大竹弘平[1]、荒井宣之[1]
戴文斌[2]、境原基浩[2]、兼平修[2]
[1]日本原燃㈱、[2]三菱マテリアル㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・試験を実施している。本報告では、プロジェクト全体の成果について、今後の課題を含めて説明する。

キーワード：水素爆発、水素爆発試験、水素燃焼解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内の障害物等の影響を考慮した燃焼挙動の調査として、代表的な機器を対象として解析・試験を実施した。本成果から得られた燃焼挙動の特徴について報告し、今後の課題を紹介する。

2. 水素爆発試験・解析の結果概要

表1に示す機器を対象に水素爆発試験及び解析を実施した。表 1 中の Deflagration to Detonation Transition (DDT)を判断する方法として、試験装置内に煤膜を設置し、爆発後に煤が示す網目構造を確認することが一般的であるが、本試験ではセンサ最大過圧が Chapman-Jouguet (CJ) 圧力以上を示すかどうかを判断基準とした。解析結果が試験結果を再現していることを確認した上で、試験対象以外の機器の解析を行い、重大事故対策実施時に想定されうる水素濃度における水素爆発では機器の健全性に影響を及ぼさないことを確認した。

表 1 主な試験・解析の結果

分類	形状	換気系の境界条件（試験/解析）	H_2濃度(vol%)※1	水の液位	容器内の障害物	試験		解析	
						センサ最大過圧(MPa)	DDT	センサ最大過圧(MPa)	DDT
小型	環状型（換気系接続）	安全弁で開放/安全弁位置開放	30	最高液位	設計通り※2	3	○	2	○
小型	板状型（換気系接続）	安全弁で開放/安全弁位置開放	30	最高液位	設計通り※2	3	○	3	○
大型	円筒型（換気系接続）	密閉/密閉	12	最高液位	設計通り	1.5	○	1.5	○
			15	最高液位	設計通り	1.5	○	–	–
			20	最高液位	設計通り	1.5	○	–	–
			30	最高液位	設計通り	3	○	–	–
大型	円筒型（水平配管接続）	密閉/密閉	8	最高液位	設計通り	0.02	×	–	–
			12	最高液位	設計通り	0.4	×	0.5	×
			15	最高液位	設計通り	0.5	×	–	–
			20	最高液位	設計通り	2	○	–	–
			30	最高液位	設計通り	2	○	–	–
大型	環状型（換気系接続）	密閉/密閉	12	最高液位	設計通り	0.2	×	0.9	×
			15	最高液位	設計通り	1	○	–	–
			20	最高液位	設計通り	2	○	–	–
			30	最高液位	設計通り	2	○	3	○
			12	液無し	※3	0.4	×	0.7	×
			12	液位50%	※3	0.3	×	0.3	×
大型	円筒型(直径約4m)	–/換気系開放※4	12	最高液位	設計通り	–	–	0.1	×
大型	円筒型(直径約7m)	–/換気系開放※4	12	最高液位	設計通り	–	–	0.1	×
大型	環状型(直径約5m)	–/換気系開放※4	12	最高液位	設計通り	–	–	1	×
大型	環状型(直径約3m)	–/換気系開放※4	12	最高液位	設計通り	–	–	1	×

※1 空気との混合気体の水素濃度を示す。
※2 障害物の影響を確認するため、設計通り、障害物無し、設計より密な配管配置の3通りの容器を製作している。
※3 最高液位の気相部を実機と同様になるように製作したため、下部は障害物は省略してある。
※4 塔槽類廃ガス処理系の洗浄塔、フィルタ、廃ガスポットをモデル化し、廃ガスポット及びフィルタ後段で開放。

3. 成果

機器内の障害物は水素の燃焼に影響を与えることを確認した。障害物の影響により火炎が乱れ圧力は高くなる傾向であるが、水素爆発時の過圧が最も厳しい水素濃度 30vo1%においても機器は健全であることを試験及び解析から確認した。また、解析から保守的な結果を得られること、液位や水素濃度をパラメータとして燃焼現象をおおよそ再現できることを確認した。

4. 今後の課題

水素濃度 8～12vol%における解析精度の向上、水素濃度分布が燃焼に与える影響の確認（今回の試験・解析は均一濃度としている）等が課題として挙げられる。これらに取り組むことで、重大事故等への対処の時間余裕の計算に用いる機器内の水素濃度の現実的な設定等に資することが可能であると考える。

*Yoshikazu Tamauchi[1], Tatsuya Kudo[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kohei Otake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Mitsubishi Materials Corporation

再処理工場水素爆発事故時における放射性物質移行率の調査
（8）小型容器を用いた水素爆発試験

Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion at Reprocessing plant
(8) Hydrogen explosion experiment in small vessel

*小林 卓志[1]，近沢 孝弘[1]，石尾 貴宏[2]，玉内 義一[2]，衣旗 広志[2]，小玉 貴司[2]
[1]三菱マテリアル，[2]日本原燃

我々は、再処理施設における水素爆発事故時の安全評価に用いる放射性溶液貯槽から排気系への放射性核種の移行率（ARF）の設定精度向上のために試験を実施している。本報告では、これまでの試験結果から新たに設定した試験計画に基づき実施した小型容器を用いた水素爆発時の ARF 取得試験の結果を報告する。
キーワード：放射性分解，水素，爆発事故，空中移行率，再処理工場

1. 緒言

これまで文献[1]と類似の加圧試験でミスト飛散率(=放出されるミスト量÷初期溶液量)のパラメータ依存性を報告してきた[2]。本報告では、加圧と爆発による溶液の飛散メカニズムの違いを評価するため、装置形状による影響を除外し、加圧試験と同形状の容器内で水素爆発試験を実施した。

2. 実験

試験装置概要を図 1 に示す。Ce 溶液を張った試験容器内の気相部に予め混合した空気-水素混合ガスを供給した後、容器上部のバルブを開放すると同時に着火し、容器内で水素爆発を生起させた。その際に容器上方に設置したチャンバ内に捕集されたミストを回収して飛散液量を、容器内部に設置したセンサにより圧力の経時変化を測定した。容器は液表面積の異なる 2 種類(容器①100cm^2，容器②35cm^2)を使用して、水素濃度、溶液濃度、液高さを試験パラメータとし、繰り返し 3 回の試験を行った。

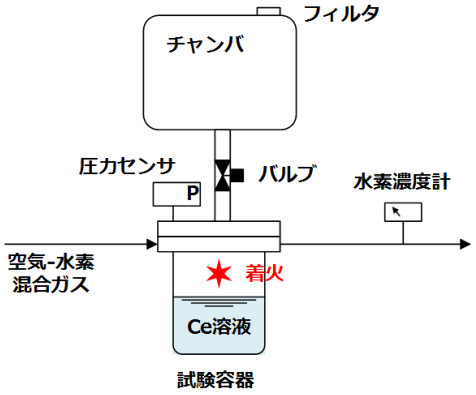


図 1 試験装置概要

3. 結果

容器②における飛散液量及び飛散率の液高さ依存性を図 2 に示す。飛散液量は液高さに関係なくほぼ一定であり、飛散率は液高さに反比例して小さくなった。圧力波形は容器①と②で異なる特徴を示したものの、最大圧力は水素爆発が最も激しい水素濃度 30vol%でも約 0.1MPa に留まった。これまでの加圧試験[1][2]の設定圧力範囲 0.34～3.5MPa に対して小さい値であったため、0.1MPa の加圧試験を行ったところ、爆発試験の飛散液量の方が小さい値を示した。

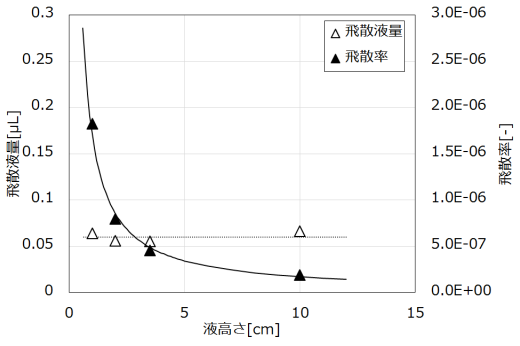


図 2 飛散液量/飛散率の液高さ依存性(容器②)

参考文献

[1] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Aerosols Generated by Releases of Pressurized Powders and Solutions in Static Air” NUREG/CR-3093, PNL4566 (1983)
[2] 小林　他，日本原子力学会　2017 年秋の大会予稿集，1B12（2017）

*Takashi KOBAYASHI[1], Takahiro CHIKAZAWA[1],
Takahiro ISHIO[2], Yoshikazu TAMAUCHI, Hiroshi KINUHATA and Takashi KODAMA[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場水素爆発事故時における放射性物質移行率の調査
（9）小型容器を用いた水素爆発試験と加圧試験の比較

Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

(9) Comparison results between hydrogen explosion experiment and pressurization experiment

*小玉 貴司[1]，衣旗 広志[1]，玉内義一[1]，石尾 貴宏[1]，小林 卓志[2]，近沢 孝弘[2]

[1]日本原燃，[2]三菱マテリアル

我々は，再処理施設における水素爆発事故時の安全評価に用いる放射性溶液貯槽から排気系への放射性核種の移行率（ARF）の設定精度向上のために試験を実施している。本報告では，水素爆発時の ARF と，小型容器を用いた加圧後の急激な減圧に伴う ARF の比較結果を報告する。

キーワード：放射性分解，水素，爆発事故，空中移行率，再処理工場

1. 緒言

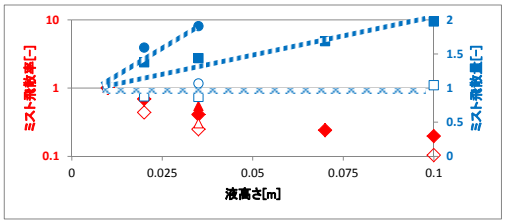
再処理施設の安全性を維持・向上するには，想定される事故について実験による現象・メカニズムの把握，および実験に基づいた解析等を行うことで事故のリスクを掌握し，重点的に対策等措置すべき事故を抽出する必要がある。重大事故である蒸発乾固等は，国内外の他機関でも研究開発が進められているが，水素爆発の影響評価パラメータである ARF に係る研究開発は十分行われておらず，保守側の設定となる米国での小型容器を用いた加圧試験[1]の成果が用いられている。このため，水素爆発の ARF の設定のための研究開発を行っており，今回は，ガス加圧試験（以下，「小型容器･加圧試験」）と同形状の試験装置を用いた水素爆発試験（以下，「小型容器･爆発試験」）を行ったので，加圧と爆発の結果の比較について報告する。

2. 水素爆発試験と加圧試験の比較

ARF の基礎データとなる放出されるミスト飛散量とミスト飛散率(=放出されるミスト量÷初期溶液量)について，「小型容器･加圧試験」により，「圧力」「保持時間」「溶液高さ」などをパラメータとした試験結果，環状槽の上部を模擬した実規模容器における水素爆発試験（以下，「環状容器･爆発試験」）により，「水素濃度」などをパラメータとした試験結果を報告している[2]。今回は，「小型容器･爆発試験」）により，「溶液高さ」，「水素濃度」等をパラメータとして調査した。

これらの試験結果について，(1)加圧と爆発について，同形状の試験装置を用いた「小型容器･加圧試験」と「小型容器･爆発試験」，(2)容器形状について，水素爆発試験を行った「環状容器･爆発試験」と「小型容器･爆発試験」を比較する。

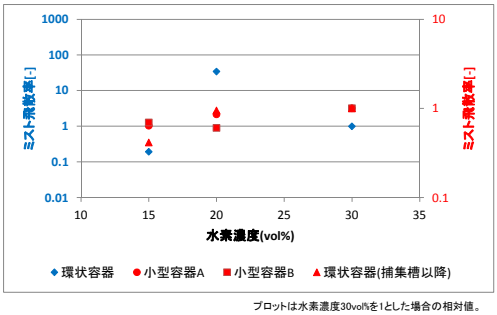
(1)図１は，「溶液高さ」について，「加圧」と「爆発」を比較した結果を示す。「加圧」と「爆発」の両方で「溶液高さ」が大きくなるにつれて，ミスト飛散率が小さくなっているが，水素爆発事故の現象に近い「爆発」では，ミスト飛散量が「溶液高さ」に対してほぼ一定である。このため水素爆発の ARF は，「溶液高さ」に反比例して小さくなる。



プロットは溶液高さ0.01mを1とした場合の相対値。

図1 「溶液高さ」について，「加圧」と「爆発」の比較

(2)図２は，「水素濃度」について，「環状容器」と「小型容器」を比較した結果を示す。「環状容器」では結果の違いについて確認できないが，「小型容器」では，「水素濃度」が大きくなるにつれて，ミスト飛散率が大きくなっており，「環状容器･爆発試験」の結果は，バラツキが大きいため，飛散したミストを配管，捕集槽，フィルタで回収したが，捕集槽以降とした場合は「小型容器」と同様に「水素濃度」が大きくなるにつれて，ミスト飛散率が大きくなるものの桁が異なる程の差異はない。



プロットは水素濃度30vol%を1とした場合の相対値。

図2 「水素濃度」について「環状容器」と「小型容器」の比較

参考文献

[1] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Aerosols Generated by Releases of Pressurized Powders and Solutions in Static Air” NUREG/CR-3093, PNL4566 (1983)

[2] Takahiro ISHIO et al., “Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant”, OECD-NEA CSNI Workshop, Aomori City 15-17 November (2016).

*Takashi KODAMA[1],Hiroshi KINUHATA[1],Yoshikazu TAMAUCHI[1],Takahiro ISHIO[1],Takashi KOBAYASHI[2] and Takahiro CHIKAZAWA[2]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Mitsubishi Materials Corporation

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

[2K06-09] PRA 2

Chair: Koichi Nakamura (CRIEPI)

Tue. Mar 27, 2018 10:50 AM - 11:55 AM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K06] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Hiroyuki Sato[1], Akemi Nishida[1], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[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)

10:50 AM - 11:05 AM

[2K07] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Kosuke Matsuda[1], Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1], Hiroyuki Sato[2] (1. TCU Univ., 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2K08] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Tatsuya Itoi[1], Akemi Nishida[2], Tsuyoshi Takada[1], Takenori Hida[1], Hiroyuki Sato[2] (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[2K09] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*YUKI HONDA[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©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 (10) 研究概要及び成果

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(10) Project overview and achievements

*佐藤博之[1]，西田明美[1]，村松健[2]，牟田仁[2]，糸井達哉[3]，高田毅士[3]，田辺雅幸[4]，山本剛[4]
[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とした、地震起因による静的機器や構築物の多重故障時における事故シーケンスやソースターム、フラジリティ評価手法開発の概要、並びに、成果を報告する。

キーワード：高温ガス炉、確率論的リスク評価

１．緒言　東京電力福島第一原子力発電所事故を受け、原子力プラント安全性向上に確率論的リスク評価（PRA）活用が必要である。本研究では、高温ガス炉を対象に、公衆被ばくの観点から最も厳しい地震起因の事故シーケンス評価手法確立を目標とした検討を進めている。

２．事故シーケンス評価手法の開発　事故シーケンス分類方法、並びに、機器損傷の相関を考慮しつつ事故シーケンス発生頻度評価や重要度解析、不確実さ解析が可能な地震時システム信頼性評価手法の構築を完了した。

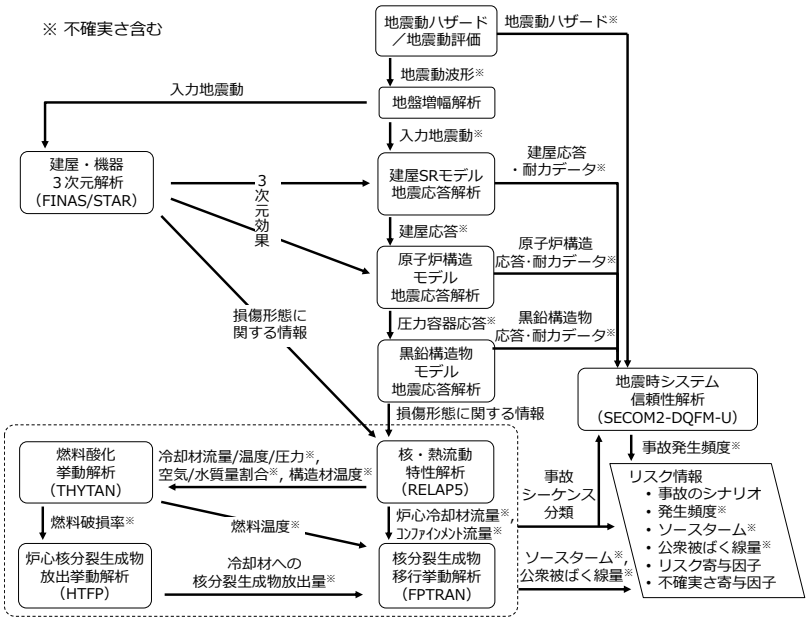


図１　高温ガス炉地震 PRA 評価体系

３．ソースターム評価手法の開発　地震応答解析結果に基づき設定した機器や構築物の損傷形態を考慮可能なソースターム評価手法や不確実さ因子分析手法の構築を完了した。

４．フラジリティ評価手法の開発　入力地震動のばらつきや３次元有限要素シミュレーションから得られた地震応答に関する３次元効果を考慮可能な地震フラジリティ評価手法の構築を完了した。

５．実用高温ガス炉への適用性評価　実用高温ガス炉 GTHTR300 [1]ベースとしたモデルプラントのスタンドパイプや１次系配管破損を起因事象に、静的機器及び構築物損傷により安全機能喪失が重畳する事故シーケンスについて、図１に示す高温ガス炉 PRA 評価体系によりリスクを試算し、開発した手法が安全目標や性能目標との比較や安全性向上に向けたプラント設計変更の検討へ活用できる目途を得た。

謝辞

本研究は、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一部として実施している。

参考文献

[1] K. Kunitomi et al., “Japan’s future HTR – the GTHTR300,” Nucl. Eng. Des., 233, 309-327 (2004).

*Hiroyuki Sato[1], Akemi Nishida[1], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[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

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 (11) 事故シーケンス評価手法の開発

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(11)Development of Accident Sequence Analysis Methodology

*松田 航輔[1]，牟田 仁[1]，村松 健[1]，大鳥 靖樹[1]，佐藤 博之[2]
[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構

本稿では、高温ガス炉の地震リスク評価のための事故シーケンス評価手法開発の概要とSECOM2-DQFM-U コードを用いたモデルプラントに関する試解析の成果を報告する。

キーワード：高温ガス炉（HTGR）、確率論的リスク評価（PRA）

1. 緒言　高温ガス炉では、リスクを表現する代表的な方法として、影響（ソースターム又は被ばく線量）の大きさに応じた事故シーケンスの発生頻度を用いることが慣用となっている。英国［1］等では、このような判断基準が安全規制でも用いられている。また、評価の不確実さを適切に表現できることが重要である。このため事故シーケンス評価手法の開発では、事故条件の違いによるソースタームへの影響や、高温ガス炉で特に重要となる地震動による建屋・配管等の構造損傷の発生確率とそれらの損傷の相関に関する知見を適切に反映できることに重点を置いた。

2. 事故シーケンスの分類　事故シーケンスの分類における起因事象の設定では、ソースタームの支配因子となる事故条件に着目して多分岐イベントツリーを構築した上で、それを階層イベントツリーの考え方を用いて適切に簡略化する。次いで、設定した起因事象ごとに、緩和設備の状態を考慮したイベントツリーを構築する。モデルプラントでの評価では、支配的な条件として原子炉冷却材バウンダリ破断数と場所及び炉停止、炉容器冷却、コンファインメントの機能に注目してイベントツリーを構築した。

3. 事故シーケンス発生頻度の定量化　事故シーケンス発生頻度の定量化では、日本原子力研究開発機構で開発された SECOM2-DQFM-U コード［2］を用いる。その理由は、フォールトツリーの定量化において、機器の応答と耐力を確率変数としてモンテカルロ法を用いることにより、損傷の相関を考慮しつつ多重故障の発生頻度を正確に計算でき、かつ不確実さ解析、重要度解析等の機能を有することである。

4. リスク評価結果の提示　定量結果は、通常の事故シーケンス発生頻度、機器又はシステムの重要度及びそれらの不確実さに加えて、頻度と影響（被ばく線量等）の 2 次元指標用いた FC プロットで表示する。

5. 結論　試解析により、提案手法により事故シーケンス評価を実行できることを確認した。また、事象の発生頻度はサイトの地震特性や建屋、配管等の耐震性に強く依存することなどの知見が得られた。

謝辞

本研究は、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一部として実施している。

参考文献

[1] Office for Nuclear Regulation (ONR) “Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities 2014 Edition Rev. 0”, ONR, 2014.

[2] K. Muramatsu et al., “Development of a new seismic PRA code for uncertainty analysis,” Procedings of the Topical Meeting on Safety in Reactor Operations, TopSafe 2017, 2017.

---

*Kosuke Matsuda[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Yasuki Ohtori[1],Hiroyuki Sato[2]

[1]Tokyo City University, [2]Japan Atomic Energy Agency

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
（12）地震フラジリティ評価手法の開発と試算

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(12) Development and Application of Seismic Fragility Analysis Method

*糸井達哉[1]，西田明美[2]，高田毅士[1]，肥田剛典[1]，佐藤博之[2]
[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

本稿では、高温ガス炉の地震フラジリティ評価手法開発の概要とモデルプラントでの試算結果を報告する。
キーワード：高温ガス炉、確率論的地震リスク評価手法、地震フラジリティ評価

１．はじめに　地震は重要な設備等に同時に作用することで共通原因故障を引き起こしうる。本稿ではその発生可能性を地震応答解析結果から直接算出するための地震フラジリティ評価手法の開発を行った。

２．地震フラジリティ評価における地震ハザード評価の不確実さの取り扱い　設備の現実的な損傷と複数の設備間の損傷の相関を、耐力間の相関と応答間の相関から計算した。応答の相関の評価において、応答解析モデルの不確実さの考慮に加えて、入力地震動の不確実さを伝播させることが、現実的な評価につながる。本研究では、入力地震動の不確実さの考慮として、震源断層パラメータの不確実さを考慮して断層モデルによる地震動シミュレーションで合成した 250 波地震動をフラジリティ評価の入力地震動とした。

３．高温ガス炉の地震応答解析モデル

建屋の応答解析では、質点系モデル（SR モデル、図 1）を用いて、入力地震動や地盤の特性の不確実さが建屋の応答の不確実さに与える影響を大まかに評価する一方、3 次元有限要素モデル（図 2）による地震応答解析を補足的に行うことで、局所的な応答や損傷を把握した。応答解析結果は、建屋や設備の損傷の判定に加えて、原子炉圧力容器等の機器の入力地震動としても用いた。

原子炉圧力容器、動力変換容器、熱交換器収納容器、及び二重配管は、3 次元有限要素モデル（図 3）により建屋質点系モデルの床応答を入力とした地震応答解析を行った。応答解析結果は、二重管、スタンドパイプ、圧力容器ブラケットの損傷の判定に加えて、炉内黒鉛構造物への入力地震動としても用いた。

４．地震フラジリティ曲線の算出

以上の結果に基づき、解放基盤の地震動最大加速度を説明変数としたフラジリティ曲線と損傷の相関を求め、事故シーケンス評価の入力とした。

謝辞　本研究は、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一部として実施したものである。

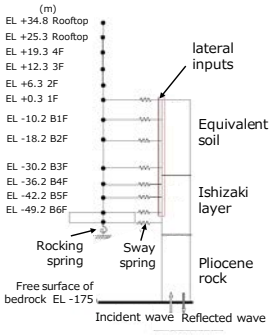


図 1　地盤と建屋の質点系モデル

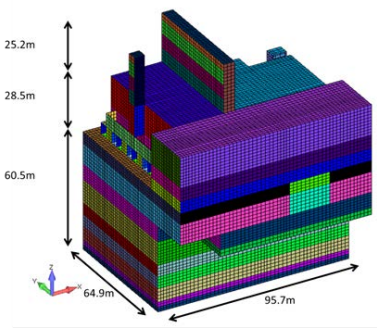


図 2　原子炉建屋の 3 次元有限要素モデル

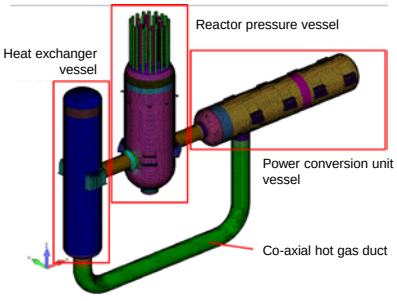


図 3　原子炉圧力容器のモデル

* Tatsuya Itoi[1], Akemi Nishida[2], Tsuyoshi Takada[1], Takenori Hida[1], Hiroyuki Sato[2]
[1] The University of Tokyo, [2] Japan Atomic Energy Agency

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 (13) ソースターム評価手法の開発

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(13) Development of Source Term Evaluation Method

*本多友貴，佐藤博之，大橋弘史
原子力機構

高温ガス炉の原子炉停止機能喪失を伴う減圧事故を対象に、ソースターム評価上重要な因子である燃料温度の不確実さ伝播解析を行い、構築した不確実さ因子分析手順及び評価ツールの確率論的リスク評価への適用性を確認した。

キーワード：高温ガス炉、確率論的リスク評価、ソースターム評価、不確実さ因子分析

１．緒言　高温ガス炉の設計上、安全上の特徴を考慮した確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の確立を目標に、地震応答解析の結果に基づき設定した機器や構造物の損傷形態を考慮可能なソースターム評価手法や不確実さ因子分析手法の構築を実施している。本発表ではこれら検討のうち、１次冷却系配管破損等に伴う減圧事故に原子炉停止機能喪失が重畳する事象を対象とした燃料温度の不確実さ伝播解析結果を報告する。

２．事象概要　高温ガス炉は、減圧事故に原子炉停止機能喪失が重畳した場合、負のドップラー反応度投入により未臨界となる。その後、再臨界が発生し、燃料温度が高温状態で保持されるため、未臨界時の燃料温度に加えて、再臨界後の燃料温度がソースターム評価上重要である。

３．不確実さ伝播解析　感度解析結果及び専門家意見に基づき選定した事故後の燃料最高温度及び再臨界後の燃料温度に対して感度が大きい６つの因子（減速材温度反応度、キセノン反応度、崩壊熱、原子炉内熱伝導及び熱容量、原子炉外表面での輻射）について、高温工学試験研究炉の設計データベースに基づき、不確実さ分布としてエラーファクター1.2 の対数正規分布を仮定し、伝播解析を行った。

４．結果　解析結果（図１）から、燃料最高温度の不確かさ幅（2σ 239.4°C）及び再臨界後の燃料温度の不確かさ幅（2σ 59.0°C ）を得た（図２）。以上より、構築した不確実さ因子分析手順及び評価ツールの確率論的リスク評価への適用性が確認された。

謝辞　本研究は、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一部として実施している。

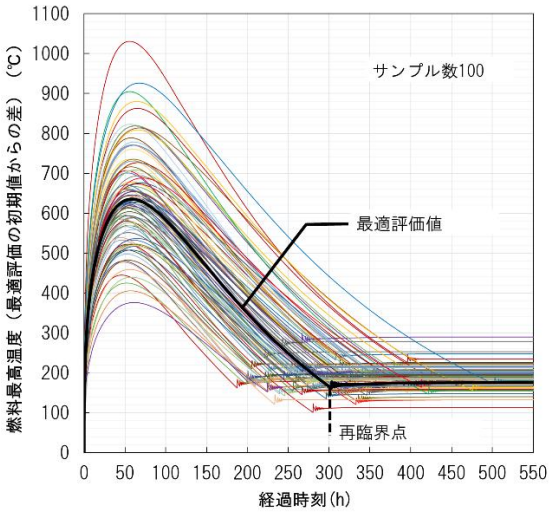


図１　燃料最高温度の不確実さ伝播解析結果

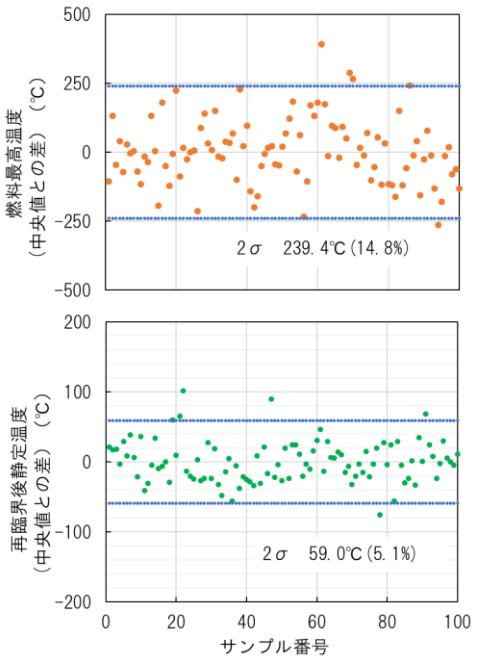


図２　燃料温度評価の不確かさ幅

*Yuki Honda, Hiroyuki Sato, Hirofumi Ohashi,
Japan Atomic Energy Agency

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

[2K10-13] Source Term

Chair: Akihide Hidaka (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 3:50 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K10] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2], Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. AdvanceSoft Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K11] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Taizo Kanai[2], Keigo Murata[1], Hiroshi Endo[2] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:00 PM - 3:15 PM

[2K12] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1], Taizo Kanai[2], Hiroshi Endo[2] (1. AdVanceSoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K13] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Taizo Kanai[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1], Satoshi Nishimura[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
ー(5)ソースターム PRD のダイナミック PRA への適用性評価ー

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (5) Applicability evaluation of source term PRD to dynamic PRA -

*中村 康一[1], 山根 陽子[2], 村田 景悟[2], 金井 大造[1], 遠藤 寛[1]
([1]電力中央研究所, [2]アドバンスソフト株式会社)

先進的なレベル 2PRA 評価手法としてソースターム PRD の開発を進めている。本報では、国内外の知見に基づきシビアアクシデント時の格納容器内現象や FP 挙動の評価モデルを組み込んだソースターム PRD とシビアアクシデント解析コードによる結果の比較を行い、ソースターム PRD のダイナミック PRA への適用性を確認した。

キーワード：PRD 手法，シビアアクシデント，ソースターム評価，FP 挙動，レベル 2PRA

1. 緒言 先進的レベル 2PRA 評価手法として，環境への放射性物質(FP)の放出に至る事故シナリオのリスクを網羅的に評価できる動的 PRA 手法の開発を進めている。その一環として，事故時の環境へのソースターム量を簡易的に評価できるソースターム PRD（Phenomenological Relationship Diagram)の開発を進めている。本報では，実機のシビアアクシデント(SA)事故条件を反映した試評価を行い，ダイナミック PRA（DPRA)への適用性についての検討結果を示す。

2. ソースターム PRD に対する SA 重要事象の組み込み

2.1 ソースタームメイン PRD 本研究によるソースターム PRD[1]では，セシウム（Cs）の環境への放出量を評価対象とする。簡易な CV 体系を想定し，Cs 漏洩流速，Cs 漏洩時間，CV 内 Cs 浮遊量を評価し，ベルヌーイの定理より環境への Cs 環境放出割合を算出する。

2.2 実機事故条件における評価 米国 SOARCA プロジェクトの Surry プラント（PWR）の MELCOR コードによる解析結果[2]を参照し、緩和策を含まない長期 SBO シナリオを対象としたソースターム評価を行った。本シナリオでは，SBO 発生後初期に補助給水ポンプが作動するものの停止し，その後炉心損傷に至る。格納容器（CV）破損防止の緩和策は講じられず，最終的に CV 破損に至り，放射性物質が外部へ放出される。ソースターム PRD の解析条件としては，プラント固有の条件（プラント幾何情報等）は Surry プラントと同等とし，現象に関する設定値（エアロゾル挙動等）は，PRD のモデルに応じた文献値等を設定した。図 1 に各解析による事故後 40 時間経過時の Cs の環境放出量割合を示す。ソースターム PRD では基本解析に加え，感度解析も実施した。ソースターム PRD と SOARCA の結果では，不確実さ要因や Cs の化学形態の想定に起因する再蒸発挙動の違いによる結果の差異が見られるものの，両者は概ね整合することを確認した。ソースターム PRD は従来の事故進展解析手法に比べて大幅に計算負荷が小さく，大規模な反復解析を必要とする DPRA に適用でき可能なものと判断できる。

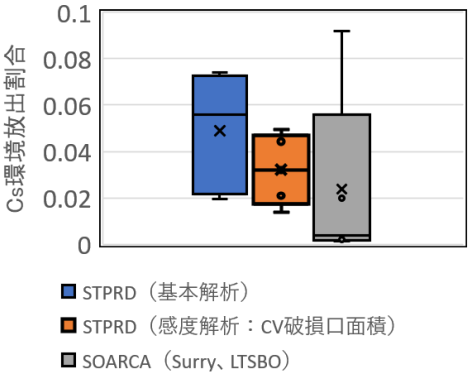


図 1 LTSBO シナリオの Cs 環境放出割合の解析結果の比較（事故後 40 時間）

3. 結言 ソースターム PRD を用いて実機の試解析を実施した。ソースターム PRD を DPRA の実施における事故進展解析に適用できる目途を得た。今後は他のシナリオへの展開や，モデルの詳細化を進めていく。

参考文献

[1]格納容器イベントツリーの分岐点の定量化手法に関する研究，2017 春の年会，中村他，1M14～2G18
[2]U. S. NRC, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 2: Surry Integrated Analysis” NUREG/CR-7110, Vol. 2,

Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2], Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1]
[1]CRIEPI, [2]Advancesoft

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
－(6) 炉心損傷による FP 生成量を考慮したソースターム PRD の開発－

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (6) Development of Source term PRD method by incorporating transported cesium mass into CV by core damage -

*山根 陽子[1]、中村 康一[2]、金井 大造[2]、村田 景悟[1]、遠藤 寛[2]
([1]アドバンスソフト株式会社, [2]電力中央研究所)

先進的なレベル 2PRA 評価手法としてソースターム PRD の開発を進めている。本報ではこれまで既往知見に基づき概略的に扱っていた原子炉から格納容器(CV)へのセシウム移行量について、補助給水等による原子炉冷却系の冷却の有無に着目することにより、原子炉冷却系の沈着量分布の変化を評価可能な炉心損傷サブ PRD を開発し、ソースターム PRD へ組み込みを行った結果について報告する。

キーワード：レベル 2PRA 、ソースターム評価、PRD 手法、炉心損傷

1. 緒言 先進的なレベル 2PRA 評価手法として、ソースターム評価上のリスクとなりうる事故シナリオを網羅的に評価することが出来る動的 PRA によるソースターム評価手法の確立を進めている[1]。その一環として、ソースターム環境放出割合を簡易的に評価する手法としてソースターム PRD 法の開発を進めてきた。本報では、ソースターム PRD に、原子炉冷却系の沈着量分布の変化を考慮した格納容器へのセシウム移行量を評価するサブ PRD を組み込んだ結果を報告する。対象とする事故シナリオは、全交流電源喪失(SBO)とした。

2. 炉心損傷サブ PRD CV 内への FP エアロゾルの移行量を最上位事象として、下位に展開することにより作成した（図 1）。下位に展開する要素としては、CV 内移行経路毎に CV への移行量へ影響度の大きい要素を抽出した。CV への FP エアロゾル移行量は、RPV から CV へ移行する量と、キャビティから CV 上部ドームへの移行量の和で表される。RPV から CV への移行量は、炉心からの生成量と RPV 内もしくは 1 次系の沈着量を評価することにより定量化できる。ソースターム PRD は、時間の概念が無く、CV への FP 移行量のみを評価する。SA 解析コードによる検討により、長時間経過後には、燃料から放出された FP は RPV へ 100%移行するため、PRD 法では、炉心から RPV への移行は瞬時に 100%移行するとし、また RPV から CV への移行も瞬時に 100%移行するとした。本報では、RPV 内と 1 次系配管内の沈着量をエアロゾル挙動のモデルを用いて定量化した。特に、1 次系配管内での沈着効果は、自然対流による流速の存在を考慮して慣性沈着と乱流沈着により評価した。また、補助給水無しの場合には、SG が高温となるため 1 次系配管内からの再蒸発も評価した。キャビティからの CV 上部ドームへの移行量は、SA 解析コードによる検討により CV 破損前は小さいため今回は考慮しなかった。

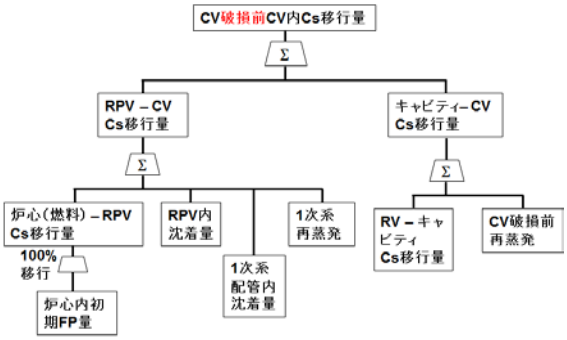


図 1 炉心損傷サブ PRD

3. ソースターム PRD への組み込み結果 開発した炉心損傷サブ PRD を用いて SBO 事故シナリオ時の環境へのセシウム放出量の試評価を行った。前報では、CV 内生成量は 50 – 100%の一様分布で与えていたが、炉心損傷サブ PRD の開発により、CV 内への FP 移行量量について説明性が高い評価が可能となった。

4. 結言 炉心損傷サブ PRD の開発により、演繹的なセシウム環境放出量の評価を可能にする見通しを得た。今後は、SA 解析コードとの比較を行い、コード相当の結果を示せることを確認する。

参考文献

[1]2017 秋の大会、中村他 1B13～1B16

* Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Taizo Kanai[2], Keigo Murata[1], Hiroshi Endo[2]
[1]Advancesoft, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
（7）シビアアクシデント解析コードの原子炉キャビティにおけるセシウムの再蒸発挙動モデルの適用性確認

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
(7) Applicability confirmation of re-evaporation behavior model of cesium in the reactor cavity of the severe accident analysis code

*村田 景悟[1]，中村 康一[2]，山根 陽子[1]，金井 大造[2]，遠藤 寛[2]
[1]アドバンスソフト株式会社，[2]電力中央研究所

シビアアクシデント（SA）時に炉心から格納容器に放出されたセシウム（Cs）は原子炉キャビティに移行し、デブリの再加熱により再蒸発する。この Cs の再蒸発挙動は、ソースターム環境放出量へ大きな影響を与える。本研究では、キャビティ内におけるデブリと Cs の熱的相互作用を評価し、SA 解析コードにおけるキャビティ内のセシウムの再蒸発挙動評価モデルの適用性を確認した。

キーワード：レベル 2PRA、セシウム再蒸発挙動、デブリ再加熱、熱輻射、シビアアクシデント解析コード

1. 緒言

SA 時にキャビティに移行した多くの Cs は、床面や壁面の他、計装管表面など様々な個所に分布することが考えられる。このような位置的分布は、デブリからの熱量による Cs の再蒸発に影響すると考えられる。SA 解析コードでは、Cs の分布を簡易的に扱っており、キャビティに移行した Cs のほとんどが再蒸発するため、過剰に Cs の再蒸発量を評価している可能性がある。本研究ではキャビティ内の Cs 分布が再蒸発挙動へ与える影響を把握するため、キャビティ壁面に Cs が沈着した状態を仮定し、キャビティ床面に堆積している溶融デブリと Cs の熱的相互作用を評価し、SA 解析コードの Cs の再蒸発挙動評価モデルの適用性について評価した。

2. キャビティ内の Cs 再蒸発挙動

Cs のキャビティ内の分布による再蒸発の影響を把握する予備的検討として、壁面に沈着した Cs の再蒸発挙動の検討を行った。キャビティ壁面上の任意の位置（P 点）に沈着した Cs に作用する熱影響を評価した。SA 解析に基づくキャビティ水中の Cs 量と、キャビティの設計情報から、キャビティ壁面高さ毎の Cs の析出挙動による壁面沈着量を仮定した。P 点に沈着する Cs に作用する熱影響としては、①溶融デブリからの熱輻射、②壁面コンクリートとの熱伝導、③キャビティ内雰囲気ガスとの熱伝達、④Cs の崩壊熱である。これらの熱影響の概略図を図 1 に示す。熱輻射は、溶融デブリとの距離による影響を考慮した。また壁面近傍で生じる自然対流を考慮し熱伝達を評価した。これらによる定量評価を行い、現状の SA 解析コードによる再蒸発モデルとの比較を行った。

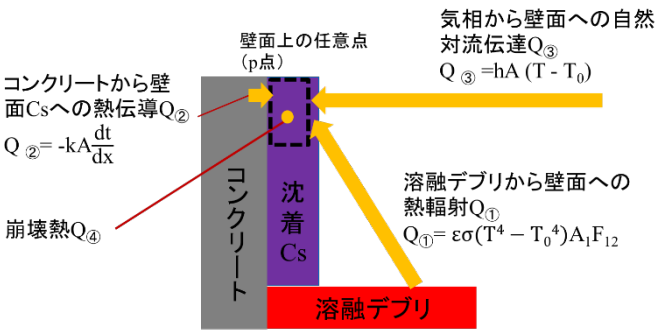


図1 壁面の任意点（p点）における熱バランスの概略図

3. 結言

キャビティ内に位置的分布を考慮した Cs の再蒸発挙動への影響を検討するために、壁面に沈着した Cs の再蒸発量の評価を行った。SA 解析コードによる再蒸発評価モデルとの比較を行い SA 解析コードの適用性について確認した。

---

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1], Taizo Kanai[2], Hiroshi Endo[2]
[1]Advancesoft., [2]CRIEPI

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
(8)エアロゾル移行挙動への粒径影響に係る実験

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(8) Experimental study on aerosol behavior and its diameter

*金井 大造[1]，中村 康一[1]，遠藤 寛[1]，西村 聡[1]

[1]電中研

ソースターム PRD の開発において、影響度と不確実さが大きい FP エアロゾル挙動の現実的な評価が必要である。そこで、重力沈降、プールスクラビングにおけるエアロゾル粒径影響について実験を実施した。

キーワード：エアロゾル，粒径分布，重力沈降，プールスクラビング，ソースターム

1. 緒言

過酷事故時のエアロゾル状核分裂生成物（FP）移行挙動に粒子径が大きく寄与すると考えられる。本報告では、重力沈降、プールスクラビングにおけるエアロゾル粒径影響について実験を実施した。

2. 実験

2.1 重力沈降実験

内径：1.5m、高さ：4.0m 試験部内にエアロゾル（溶融シリカ）を分散させ、気中エアロゾルの数密度変化を連続計測した。粒径約 2μm 以下のエアロゾルは一定速度で減少し、粒径約 8μm 以上のエアロゾルは初期に急激に減少した（図 1）。前者は濃度拡散・壁面付着、後者は重力沈降によるものと考えられる。

2.1 プールスクラビング実験

内径：500mm、高さ：8m 試験部、大気圧常温常圧、エアロゾル材料：硫酸バリウムを用いたプールスクラビング（空気流量 2000L/min、気泡径 5-7mm）によるエアロゾル除去効果実験を実施した。サブミクロン領域からエアロゾル粒径が影響することが分かった（図 2）。この結果から、慣性力はエアロゾル粒径により大きくなり、気泡内のエアロゾルはその慣性力を主な駆動力とし、液相部に移行すると考える。

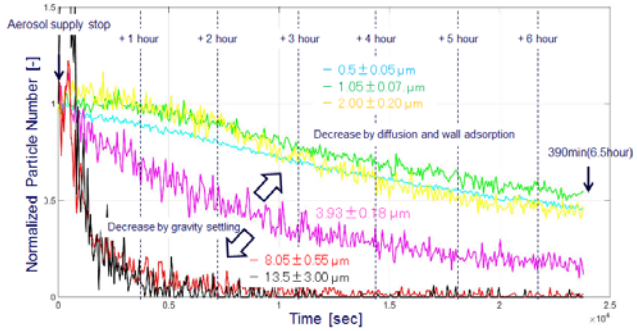


図 1　重力沈降によるエアロゾル数密度の変化

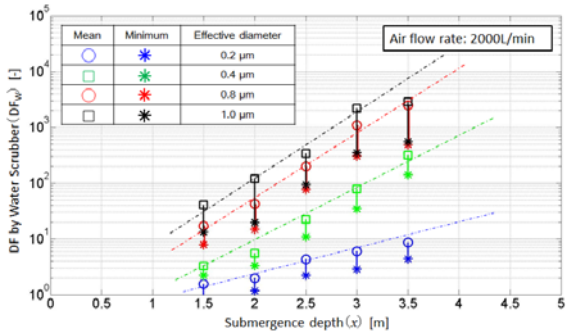


図 2　プールスクラビングによるエアロゾル除去

3. 結論

エアロゾル挙動には粒径が影響することが分かった。今後、過酷事故時の粒径分布を取得する。

---

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1], Sathoshi Nishimura[1]

[1]CRIEPI.

本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（フィルタベントの性能評価のための技術基盤整備）」の一部として実施した。

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

[2K14-16] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 3:50 PM - 4:40 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K14] ATWS analyses with reactor simulator based on RELAP/SCDAPSIM code.

*Ryo kikuchi[1], Masahiro Sakamoto[1], Takanori Kameyama[1] (1. TOKAI University)

3:50 PM - 4:05 PM

[2K15] Analysis on the ex-vessel core debris cooling and containment pressurization in 1000MWe PWR plant

*Kiyofumi Moriyama[1], Hyun Sun Park[1], Mooneon Lee[1], Jin Ho Park[1] (1. Pohang University of Science and Technology (POSTECH))

4:05 PM - 4:20 PM

[2K16] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON

*Masashi Himi[1], Hidetoshi Morita[1], Koetsu Ito[1], Yoshihiro Ide[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

RELAP/SCDAPSIM を搭載した原子炉シミュレータによる 原子炉停止機能喪失後のプラント挙動の解析

ATWS analyses with reactor simulator based on RELAP/SCDAPSIM code.

*菊池 遼[1], 坂本 雅洋[1], 亀山 高範[1]
[1]東海大学

新規制基準により発電用原子炉設置変更許可申請書(添付書類十)では新たに原子炉停止機能喪失(ATWS)後の解析が加えられた。PWR プラントの ATWS について、RELAP/SCDAPSIM を搭載した原子炉シミュレータを用いて解析を行い、妥当性を確認し、各種パラメータによる影響を明らかにした。

キーワード：RELAP/SCDAPSIM、ORIGEN、MVP、ATWS、PWR

1. 背景・目的

新規制基準により添付十に新たに ATWS 後の解析が加えられた。当解析は現在、関連機関で進められ、新たな知見が蓄積されている。このため、本研究では東海大学の原子炉シミュレータ SARS[1]を用いて ATWS 後の解析を行い、妥当性を確認した後、運転サイクルやプラントパラメータによる影響を明らかにする。

2. 解析方法

国内の PWR4 ループプラントを対象とし、SARS を用いて表 1 の条件(文献[2]と同様)で解析を行う。本解析には核種組成を ORIGEN2.2upj、核特性を MVP3.0-β より求めた表 2 の反応度係数を使用し、出力分布も含めサイクル初期(BOC)とサイクル末期(EOC)による影響を考慮する。

3. 解析結果

ATWS 緩和設備(主蒸気隔離弁閉 t=48 秒及び一次冷却材温度上昇①)による負の減速材反応度により原子炉出力は低下②し、8.5%で安定する(図 1)。一次系冷却材温度は補助給水(t=91 秒)による除熱能力の回復により低下③し、BOC で 610K、EOC で 598K に収束する(図 1)。加圧器圧力は一次冷却材温度とともに上昇④するが、加圧器逃がし弁及び安全弁の動作⑤により緩和され、制限値の約 21MPa(使用圧力の 1.2 倍)を下回る。また補助給水による除熱能力の回復により低下⑥し、14MPa に収束する(図 2)。これらの解析結果は文献値[2]と同様の傾向であり、本シミュレータの妥当性及び ATWS 後の安全性が確認された。

表 2 より BOC では燃焼度の差からドップラー温度係数が EOC の 83%、ホウ素濃度の差から減速材密度係数が 55%未満となり、負の反応度フィードバックが小さくなった。これらの反応度係数の減少により図 1 では BOC の一次冷却材ピーク温度が 20K、図 2 では加圧器ピーク圧力が 2.2MPa それぞれ高い値となった。

表 1 解析条件

解析コード	RELAP/SCDAPSIM mod3.5	
対象炉心	BOC	EOC
起因事象 (t=0.0 秒)	主給水流量喪失+スクラム失敗	
炉心熱出力	100%(3411MWt)	
SG 保有水量	55t/基	
外部電源	あり	
ATWS 緩和設備	SG 狭域水位 7%以下で作動	
主蒸気ライン隔離	ATWS 緩和設備作動から 17 秒後	
補助給水ポンプ	ATWS 緩和設備作動から 60 秒後	
	370t/h(4 基の合計)	
減速材係数 ドップラー係数	ORIGEN/MVP の計算値を使用	

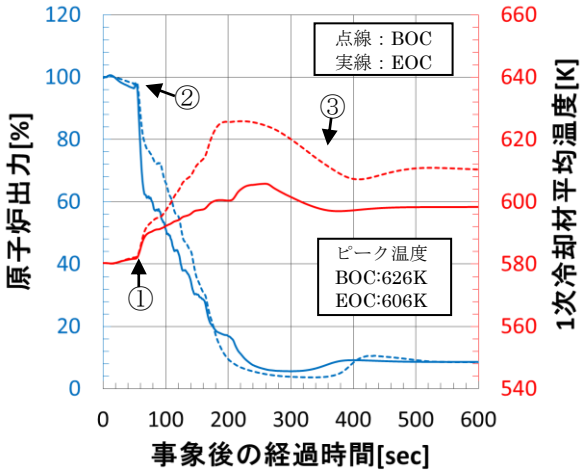


図1 出力と冷却材温度の推移.

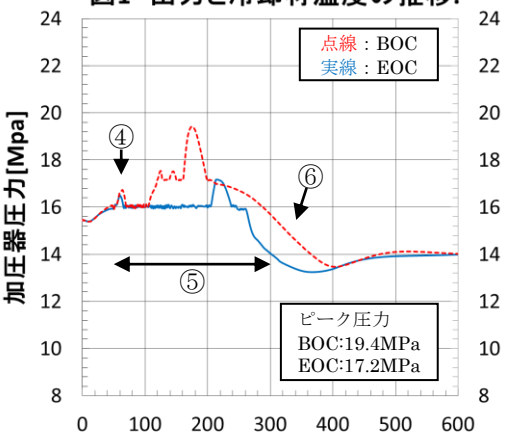


図2 加圧器圧力の推移.

表 2 運転サイクルによる反応度係数の変化

解析コード	ORIGEN2.2upj ＋ MVP3.0-β	
対象炉心	BOC	EOC
濃縮度[wt.%]	4.8(ガドリニウム含まず)	
燃焼度[MWd/kgU]	15.8	31.6
ホウ素濃度[ppm]	2000	0
ドップラー温度係数[pcm/K]	-2.83	-3.42
減速材密度係数 [%Δk/kk'/(g/cm³)]	30.9～2.28	57.6～20.1

参考文献

[1] 日本原子力学会 2016 春の年会 1I17/1I18 、2017 春の年会 2M01/2M02
[2] 大飯発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類十

*Kikuchi Ryo[1], Sakamoto Masahiro[1] and Kameyama Takanori[1]
[1]Tokai Univ.

Analysis on the ex-vessel core debris cooling and containment pressurization in 1000MWe PWR plant

*Kiyofumi Moriyama[1], Hyun Sun Park[1], Mooneon Lee[1] and Jin Ho Park[1]

[1]Pohang University of Science and Technology (POSTECH)

The impact of the ex-vessel core debris cooling by pre-flooding AM on the long-term containment pressurization was analyzed for a Korean PWR model plant. COOLAP-II, a parametric model for melt jet breakup and debris bed formation/cooling, was used in tandem with MELCOR for MCCI and containment thermohydraulics.

Keywords: Severe accident, Ex-vessel debris coolability, Containment pressurization

1. Introduction

Ex-vessel core debris cooling by pre-flooding the reactor cavity is an important part of severe accident mitigation measures. The process includes a sequence of phenomena such as melt jet breakup, debris bed/continuous melt lump formation and MCCI. Also, the steam production during the debris cooling can be a significant containment pressurization source. We developed a simplified model for melt breakup and debris bed formation/cooling, COOLAP-II [1], and used it in tandem with MELCOR 2.2 [2] to examine the long-term containment pressurization influenced by the ex-vessel debris cooing and MCCI.

2. Analytical Method and Conditions

The containment geometry and accident scenarios for OPR1000-like PWR were assumed [3]. COOLAP-II was used for simulation of the initial 1h following the RV failure (start of melt drop) and the calculated debris bed/melt lump configuration was passed to MELCOR handling the MCCI and containment pressurization, with several options on the additional water supply starting at 24h by cavity flooding or containment spray with/without the heat sink. The initial containment condition, 0.12MPa/320K, and the core melt mass dropping to the cavity, 99t (70% of whole core material), were common for all cases. The effect of scenario related variables, namely the time after shutdown (5h), initial water level in the cavity (3m), melt jet diameter (0.2m) and velocity (6m/s), debris accumulation area (40m), were examined parametrically. (numbers in parenthesis are the base case condition)

3. Results

COOLAP-II: The initial fast pressurization during melt jet breakup within several minutes was less than 0.1MPa of increment, and following pressurization in 1h reached 0.2—0.3MPa. The fraction of the continuous melt lump fraction was ~17% (~17t) for the base case. Water pool depth and melt jet diameter dominated the lump fraction. The shallow pool case (1.5m deep) showed ~50% of core mass in the lump.

MELCOR: Fig.1 shows the pressurization and concrete ablation without additional water supply. Most of the cases except the shallow water or large jet cases initially showed cooling of the melt. Most of the cases also showed water dry up before 24h and re-melting of the debris bed triggered faster concrete ablation that did not terminate. The pressurization was suppressed only when recovery of the ultimate heat sink was assumed.

The present analysis depicted the impact of melt breakup and separation of the particulate and continuous debris on the following cooling process, importance of the continued availability of cooling water in the cavity and early recovery of the ultimate heat sink or other measures for pressure suppression, e.g. CFVS.

Acknowledgements

This work was supported by the Nuclear Safety Research Program through the Korea Foundation Of Nuclear Safety(KOFONS), granted financial resource from the Nuclear Safety and Security Commission(NSSC), Republic of Korea (No. 1305008)

References

[1] Moriyama et al., Parametric model for ex-vessel melt jet breakup and debris bed cooling, ICONE26, 2018. (To be presented)
[2] Humphries et al., MELCOR computer code manuals: vol.1, SAND2015-6691R 2015.
[3] e.g. Lee et al., Annals of Nuclear Energy, 94, 633, 2016.

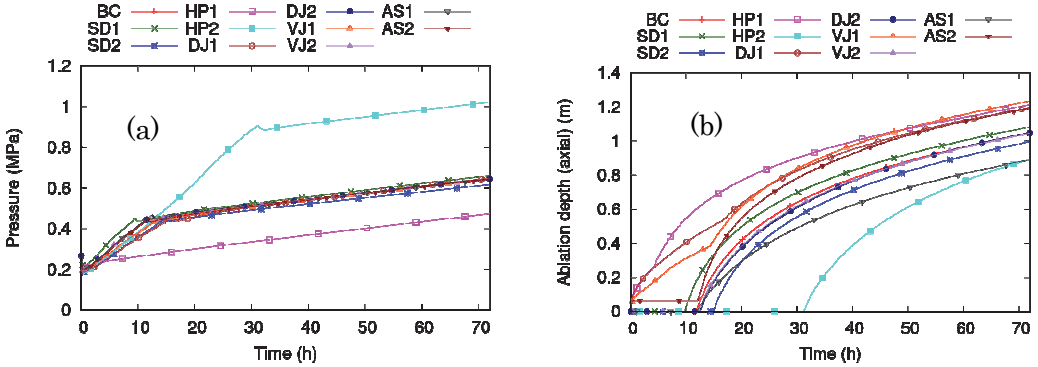


Fig.1 MELCOR calculation results (a) containment pressure, (b) axial concrete ablation depth. (BC:base case, SD1/2:2/12h after shutdown, HP1/2:pool depth 1.5/6m, DJ1/2:jet dia. 0.4/0.1m, VJ1/2:jet velocity 12/3m/s, AS1/2:accumulation area 67.6/25m^2).

MELCOR,SAMPSON による MCCI 現象の分析
(3)ウェットキャビティでの燃料デブリの熱収支の研究

Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes
(3)Study on Heat Balance of Fuel Debris in Wet Cavity

*氷見 正司[1]，森田 秀利[1]，伊藤 耕悦[1]，井手 善広[1]，中村 康一[2]
[1]アドバンスソフト，[2]電中研

燃料デブリが原子炉容器を溶融貫通してキャビティに落下する事故状況において、事故を終息させるために、効率よくデブリを冷却する必要がある。燃料デブリに関係する熱現象を整理し、それぞれの寄与を把握することにより、効果的な冷却方法を決定することに役立てる。

キーワード：シビアアクシデント，ウェットキャビティ，崩壊熱，輻射，化学反応熱，冷却，MCCI

1. 目的・方法　燃料デブリの原子炉容器溶融貫通後の現象を解明するために、様々な実験研究がなされている[1]。ウェットキャビティ条件における燃料デブリの熱収支に着目して冷却性を検討する。

2. 計算条件　ウェットキャビティ床に設置した円筒形の燃料デブリは、コンクリートを侵蝕しないとし、体積一定のまま流動して平たくなっていくとする。燃料デブリ質量のうち未酸化 Zr の重量割合を 20%として、その全てがキャビティに落下直後 10 分間で、コンクリートとで生じる化学反応熱も含めて発熱への寄与が最大の酸化反応を急激に起こすとする。デブリに対する冷却水水位を考慮せず、水量にかかわらずデブリの上面＋側面が水との接触面積とする。クラストの形成は模擬していない。燃料デブリの持つ崩壊熱と酸化反応熱は燃料デブリの体積に比例して燃料デブリ温度を上昇させるのに対して、燃料デブリからの輻射による放熱、冷却水による徐熱は燃料デブリの面積に比例して燃料バンドル温度を低下させる。これらの熱現象は数値的に競合しているが、燃料デブリ質量に依存して寄与が変わるので、現象の進展が異なってくる。

燃料デブリと冷却水の質量 MD,MW の比が 1：1（体積比が 1：7.8）の場合の計算結果の例を図 1 に示す。燃料デブリ温度を赤線(左縦軸)、燃料デブリ質量当たりの熱の変化率を青線(右縦軸)で示した。燃料デブリ質量が小さいときには、冷却水による徐熱が促進されて短時間でデブリを冷却できた。冷却水はデブリ質量が小さいときほど早く蒸発したが、それまでに化学反応が終了していないと冷却水消失後に化学反応熱の寄与により、燃料デブリ質量が小さくても冷却しにくくなった(燃料デブリ質量が 1000kg の場合、10000 kgよりも最終的に温度が高くなる逆転現象を生じた)。

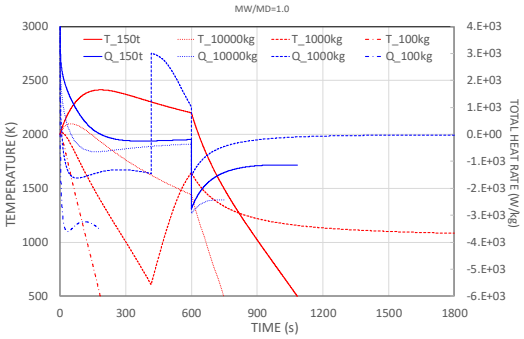


図 1. 燃料デブリ温度と熱収支の経時変化

3. 結論

燃料デブリの質量に依存して、熱収支が異なり冷却現象が変化することを示した。得られた知見を基に、燃料デブリの効果的な冷却方法（注水量とタイミング）を検討できると考える。

参考文献

[1] 例えば、SWISS, OECD-MCCI など。

*Masashi Himi[1], Hidetoshi Morita[1], Koetsu Itoh[1], Yoshihiro Ide[1] and Koichi Nakamura[2]
[1]AdvanceSoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[2K17-21] Severe Accident Management

Chair: Kiyofumi Moriyama (Pohang Univ. of Sci. &Tech.)

Tue. Mar 27, 2018 4:40 PM - 6:00 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K17] On the consideration of the explosion of the reactor building of the Fukushima Daiichi Power Plant accident and its countermeasures

*Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki （1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group）

4:40 PM - 4:55 PM

[2K18] A study of Emergency Radioactive Nuclides Release Estimation Method Based on Measured Parameters

*Hidetaka Imai[1], Satoshi Kawaguchi[1], Daisuke Fujiwara[2] （1. TEPCO Holdings, Inc., 2. TEPSYS）

4:55 PM - 5:10 PM

[2K19] Development of a Gamma Camera

*Takashi Takeuchi[1], Hidetaka Imai[1], Hideaki Tezuka[1] （1. TEPCO）

5:10 PM - 5:25 PM

[2K20] Development of a Gamma Camera

*Hideaki Tezuka[1], Takashi Takeuchi[1], Hidetaka Imai[1] （1. TEPCO）

5:25 PM - 5:40 PM

[2K21] Physicochemical stability and long-term storability of silver zeolite (AgX / AgR)

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] （1. Rasa Industries, Ltd）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一発電所事故の原子炉建屋爆発原因考察とその対策について
排気塔内サイレンサーの閉塞が主因と特定

Cooling mechanism of fuel debris
Consider mechanism from survey video

*森重晴雄[1]，山敷庸亮[12]，
[1]福島事故対策検討会 [2]京都大学，

排気塔内に設置されていたサイレンサーの閉塞が 1、3 号機の爆発、2 号機のベント失敗、4 号機の漏洩爆発の原因となっていたことを明確に解説し、併せてその対策案を提案した。
キーワード：建屋爆発、サイレンサー、福島第一

1. 緒言

福島第一発電所は 1,2,3 号機が格納容器内で炉心溶融し、格納容器の圧力が上昇し、格納容器爆発を避けるためにベントされた。しかし 1 号機と 3 号機はベント後に格納容器は爆発せずに外側の原子炉建屋が爆発した。2 号機はベントを試みられたが失敗している。4 号機は原子炉に燃料がないにも関わらず建屋が爆発した。3 通りの結果となった。一見別々の原因と思われているが、著者はこれらの一連の事象は排気塔内にあるベント配管の先端部に取り付けているサイレンサー（図 1）の閉塞が原因と見ている。

2.サイレンサーとは

サイレンサーは消音器とも言われ、ガスが配管から放出する際に衝撃音が発生することを防いでおり一般的に放出管の先端部には取り付けられている。同様な装置が車やバイクに取りつけられ、マフラーといわれている。パンチ穴の開いた金属板を何重も重ねガスが直接、放出せず、衝撃音を防ぐ構造となっている。どの原発にも排気塔内のベント先端部に消音のためにサイレンサーが取りつけられている。

3.事故当時サイレンサーを閉塞させた根拠

(1)1 号機のベント直後の写真では排気塔から白煙で出ていたが、爆発時には排気塔から何も出ていない。これらの写真から爆発前から閉塞していたことを示す。
(2)サイレンサー付近の線量が現在も非常に高くことが報告されており、サイレンサーにダストが集積していることを示している。
(3)炉心溶融した格納容器内はコンクリート、鉄、ケーブルなどが溶け蒸気となり粉塵が充満していた。この粉塵がベントとともにサイレンサーを閉塞させた。
(4)ベントしたガスは SC を通過し、水蒸気を多く抱えたまま、サイレンサー内で急膨張し、断熱膨張を起こし、急速に温度が低下し、水蒸気が結露、凍結し、サイレンサーを閉塞させた。
(5)どの事故報告書にもベント時に騒音が報告されていないことから、サイレンサーを経由しダストが放出されたと判断される。

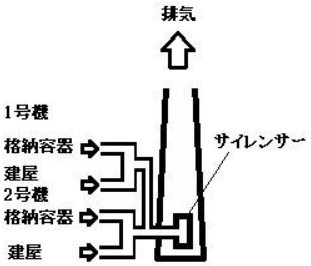


図 1　排気塔模式図

4　サイレンサーの閉塞が及ぼした 1,2,3,4 号機の結果

(1)事故報告書によると 1,号機、3 号機はベント実施後、格納容器内圧力当初は降下したが、その降下が鈍化している。サイレンサーの閉塞が原因により水素ガスがサイレンサーにつながっていた建物の換気ラインに逆流し、建屋内に水素が充満し爆発した
(2)2 号機はベントを実施しようとしたとき、1 号機のベントで共有していたサイレンサーが既に閉塞しており、ラプチャーディスクの外側は外圧が高くなり、内側から圧力を高めても破ることができずベントに失敗した。
(3)事故当時 4 号機は定期検査中であり原子炉内に燃料がなく炉心溶融をしていない。しかし 3 号機の放出ガスがサイレンサーを閉塞させ、同じくサイレンサーにつながっていた 4 号機の建屋排気管に 3 号機で発していた水素ガスが逆流し 4 号機建屋内に水素ガスが充満し爆発した。

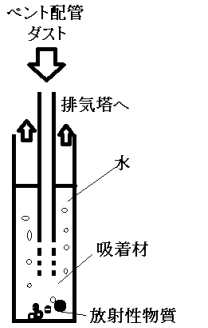


図 2　ベント装置

5.事故対策

重大事故時のときであっても、ダストや断熱膨張による閉塞を防ぐと同時に、ダストの飛散対策、消音が必要である。さらに 2 ラプチャーディスクの改善も必要である。その対策案を図-2 に示す。排気塔横に満水した配管内にベント配管を配置しダストを水中に放出させ、閉塞を防ぐ。ダストはこの水中の圧力を高まったときに放出される。この水圧がラプチャーディスクの機能を代替えさせる。この水中に事故時に放射性物質の吸着材を投入できるようにしておれば放射能物質の飛散も低減できる。

6. 結論

サイレンサーの閉塞が事故拡大の原因になったことを明らかにすることができた。 この原因は各発電所に内在しており、早期にその対策が望まれる。

参考文献

［1］「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について」2011 年 11 月 30 日　東京電力㈱

Haruo Morishige[1] internetkobe@mountain.ocn.ne.jp Yosuke Yamashiki[2,] yamashiki.yosuke.3u@kyoto-u.ac.jp
[1]Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group ,[2]Kyoto Univ..

実測値に基づく緊急時放射性物質放出量推定手法の検討

A Study of Emergency Radioactive Nuclides Release Estimation Method Based on Measured Parameters

*今井　英隆[1]，川口　智史[1]，藤原　大資[2]
[1]東京電力ホールディングス(株)，[2](株)テプコシステムズ

原子力発電所の事故時における実測値に基づく放射性物質放出量推定手法について検討を行った。緊急時における評価の容易さ，即応性，不確かさ等を勘案し，実測可能なデータのうち CAMS（格納容器内雰囲気放射線レベル計）のγ線量率を用いることとした。

キーワード：CAMS，放射性物質の放出，格納容器ベント

1. 背景・目的

仮に原子力発電所で放射性物質の放出を伴う事故が発生した場合に，放出の規模を放出前に把握することは，発電所の復旧活動への影響等を把握する上で重要な情報となる。その一方，放出量の正確な値の推定には困難が伴う。特に，緊急時に把握することを考慮すると，事前の分析を行い，ある程度の保守的な仮定等も取り入れた方法に頼らざるを得ない。本検討では，原子力発電所に設置されている計測機器類を用いて，放出量を予測する手法の検討を行った。

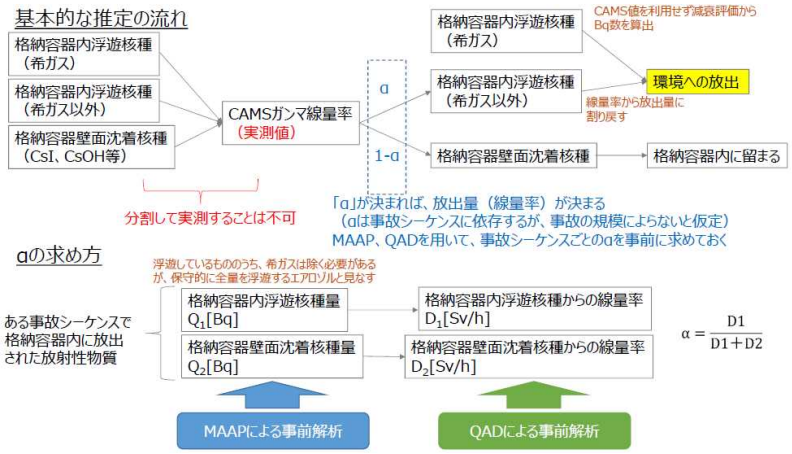
2. 推定手法の検討

2-1. 放出量推定に資する事故時に実測可能なパラメータ

原子力発電所の実測（放射線測定）パラメータのうち，全交流電源喪失事故（SBO）時において利用可能か，放出前に推定できるかどうかの観点から分類。利用可能な候補として CAMS を選定。

2-2. CAMS を利用した推定手法

CAMS で検出するγ線は、格納容器内に浮遊する核種からのγ線と格納容器壁面に沈着した核種からのγ線が合算されて測定される。このうち壁面沈着した核種は、環境には放出されないので，この寄与分を差し引く必要がある。シナリオは仮定せざるを得ないものの，ベントに至る代表的な事故シーケンスを選定し，浮遊／沈着のそれぞれの寄与割合を事故進展解析コード（MAAP）及びγ線遮へい計算コード（QAD）を用いて算出し，推定の際の換算係数を算出する。



3. 結論

CAMSγ線量率実測値を用いた放射性物質放出量の推定手法を検討。今回の手法の適用できない範囲（事故シーケンス）等をあらかじめ把握しておくこと等が課題。

---

*Hidetaka Imai[1], Satoshi Kawaguchi[1] and Daisuke Fujiwara[2]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

ガンマカメラの開発
（1）開発

Development of a Gamma Camera
(1) Development

*竹内　崇志[1]，今井　英隆[1]，手塚　英昭[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

原子力発電所においてバウンダリ喪失を伴う大規模な事故が発生した場合に，原子炉建屋損傷箇所近傍から放出される放射性物質の放出箇所を絞り込むことを目的としたガンマカメラを開発した。本ガンマカメラの開発にあたり，事故解析結果等を用い，設計条件を決定した。

キーワード：ガンマカメラ，事故解析

1. 緒言

東京電力柏崎刈羽原子力発電所では，平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，様々な安全対策を講じてきた。大型航空機の意図的な衝突や大規模な自然災害等によりバウンダリ喪失を伴う大規模な事故が発生した場合に，大気への放射性物質の拡散を抑制するため，原子炉建屋放水設備を使用する。大気への拡散抑制を効果的にするため，原子炉建屋損傷箇所近傍から放出される放射性物質の放出箇所を絞り込むことを目的としたガンマカメラを開発した。本稿では，ガンマカメラの開発について報告する。

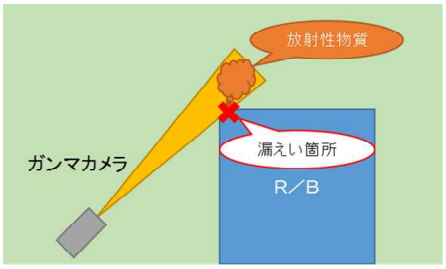


図1：ガンマカメラ使用のイメージ

2. 技術の概要

福島第一原子力発電所２号機において，工業用内視鏡による内部観察の画面中にあらわれる輝点ノイズの点数を数えることにより，カメラを線量計の代わりとして，撮影された動画から滞留水中の放射線量を推定した。この技術を応用し，ピンホールの空いた遮へい材内に CCD 素子のカメラを内蔵させ，測定対象を撮影する。撮影画面中にあらわれる輝点ノイズを画像処理し，画像処理により得られた輝度分布からガンマ線を可視化することが可能である。

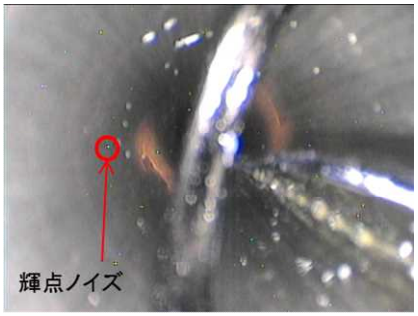


図2：撮影された格納容器内部画像
（福島第一２号機）

3. 設計条件

事故解析コード MAAP(Modular Accident Analysis Program)による解析結果を用い，想定するガンマカメラの測定条件を以下より決定した。

① 原子炉建屋放水設備を使用する位置で，原子炉建屋の屋上から放出される放射性物質の測定を想定
② 最低限ガンマカメラが検知すべき放射性物質の量は，重大事故時における原子炉建屋への漏えい量から算出。漏えい量の算出には MAAP 解析結果を使用
③ 放出される放射性物質のうち，代表 4 核種(^{133}Xe,^{137}Cs,^{134}Cs,^{131}I）によるガンマ線の線量を想定

上記測定条件下において，漏えい箇所を絞り込むことが可能な検知性能を持つこと，降雨時にも使用可能な防水性があること，過酷事故時の環境下での使用に配慮した重さ・操作性であることを設計条件とした。

---

*Takashi Takeuchi[1], Hidetaka Imai[1], Hideaki Tezuka[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

ガンマカメラの開発
（2）数値解析

Development of a Gamma Camera
(2) Numerical Analysis

*手塚　英昭[1]，竹内　崇志[1]，今井　英隆[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

原子力発電所においてバウンダリ喪失を伴う大規模な事故が発生した場合に，原子炉建屋損傷箇所近傍から放出される放射性物質の放出箇所を絞り込むことを目的としたガンマカメラを開発した。本報では，一般的なＣＭＯＳカメラモジュールをガンマカメラの撮像素子として用いた場合について，モンテカルロ法を用いた数値解析を行い，放射線照射と出力される画像に関する検討を行った。

キーワード：ガンマカメラ，　PHITS，　モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

原子力発電所においてバウンダリ喪失を伴う大規模な事故が発生した場合に，原子炉建屋損傷箇所近傍から放出される放射性物質の放出箇所を絞り込むことを目的としたガンマカメラを開発した。本報では，一般的な CMOS センサーカメラをガンマカメラの撮像体として用いた場合について，モンテカルロ法による数値解析を行い，放射線照射と出力される画像に関して検討を行った。

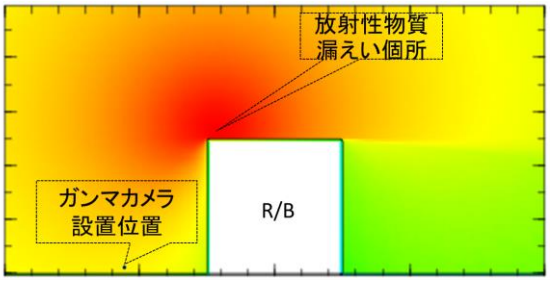


図1　ガンマカメラ設置のイメージ

2. PHITS を用いたガンマカメラの設計解析

ガンマカメラの解析体系を図２に示す。空気雰囲気中に４核種（^{133}Xe,^{137}Cs,^{134}Cs,^{131}I）をそれぞれ照射線源としてガンマ線を発生させ，ピンホールの空いた遮蔽体(Pb)の空洞内に CMOS センサーカメラの撮像素子(Si)を内蔵したガンマカメラを解析モデルとして，撮像素子内の有感層におけるガンマ線の分布，及びガンマ線と素子材(Si)との相互作用により発生した電子の分布について粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]を用いて解析を行った。^{133}Xe を線源とした場合の解析結果を図３に示す。ガンマカメラからの出力画像として，ガンマ線により撮像素子中に発生した電子分布を，ガンマカメラにより撮影された画像にあらわれる輝点ノイズと仮定し，画像の解像度調整等の画像処理を施した場合の結果を図４に示す。

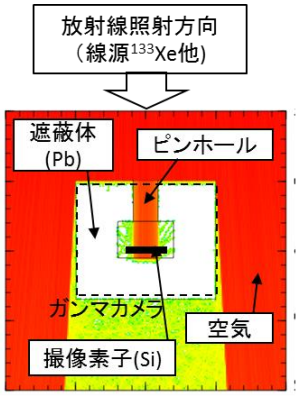
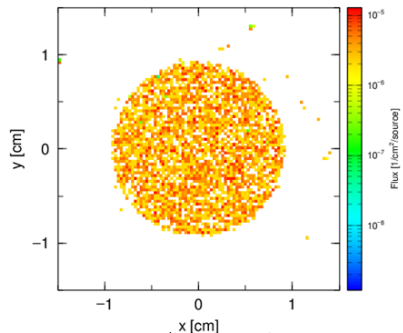
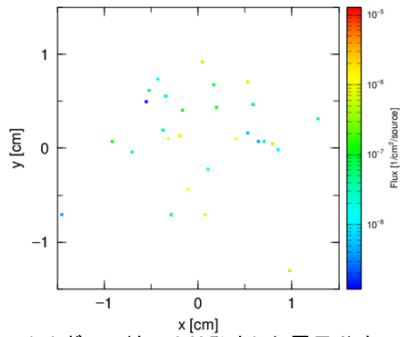


図2 ガンマカメラの 解析体系



（1）ガンマ線分布



（2）ガンマ線により発生した電子分布
（撮影画像にあらわれる輝点ノイズ）

図3　解析結果例（撮像素子内の有感層におけるガンマ線／電子分布）

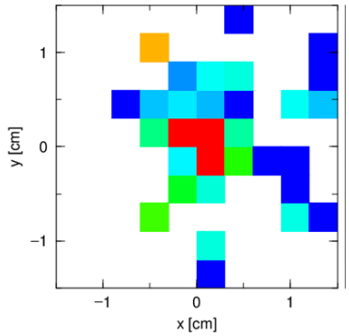


図4　輝点ノイズの画像処理結果例
（ピンホール径、照射時間、解像度調整後）

[1]Sato *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol., 2018, https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1419890

* Hideaki Tezuka[1] , Takashi Takeuchi[1], Hidetaka Imai[1]　[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

銀ゼオライト（AgX / AgR)　の物理化学的な安定性と長期保管性について

Physicochemical stability and long-term storability of silver zeolite (AgX / AgR)

*小林 稔季，王 吉豊，石川 慶浩，宇津山 雄一郎，遠藤 好司
ラサ工業　株式会社　電子材料事業部

シビアアクシデント(SA)対策として、ベントガス中の放射性ヨウ素を吸着するため、高温、高湿度下でも吸着性能が良い銀ゼオライト、AgX および AgR が開発され、フィルターベント向けに使用されている。一方、実際に SA が発生して使われるまでには、長期間、フィルター装置内で放置され、その長期保管性と物理化学的な安定性は重要な因子である。今回、それぞれを調べた結果、長期の安定性が確認された。

キーワード：AgX、AgR、吸着剤、シビアアクシデント対策、放射性ヨウ素、原子力発電所、安定性、長期保管性

1. はじめに

長期保管性として、高湿度下で２年間保管した時と、外気を１年間通気した場合の影響を調べた。また、物理化学的な安定性として、銀ゼオライトを水へ漬けた時、および、高温、高湿度下で保持した場合の影響を調べた。影響は銀ゼオライトへのヨウ化メチルの吸着率の変化で調べた。

2. 高湿度下での長期保管と長期通気試験

表 1 に空調設備の無い建屋に長期間、水を入れた密閉容器内に銀ゼオライトを暗所保管した試料のヨウ化メチルの吸着率の変化を示す。表 2 に実際の外気を接触時間 1 秒で連続的に通気した試料のヨウ化メチルの吸着率の変化を示す。（設置場所の気温はマイナス 6℃からプラス 36℃）ヨウ化メチルの吸着率は、水蒸気 100%のガスを 105℃と 115℃に加熱し、接触時間 約 0.20 秒で流して測定した。この様に、高湿度下で 2 年間、そして、通気期間１年以上でも、開始時の吸着率>99.9%がほぼ維持され、劣化がない事が判った。

表１　高湿度下で長期保管の結果

試料	放置期間	CH_3I 吸着率 (%)	
		105°C DPD:5K	115°C DPD：15K
AgX	開始時	＞99.9	＞99.9
	1.0年	＞99.9	＞99.9
	2.0年	＞99.9	＞99.9
AgR	開始時	99.9	＞99.9
	1.0年	99.8	＞99.9
	2.0年	99.9	＞99.9

3. 物理化学的な安定性の確認

AgX および AgR を一晩水に漬けて、ヨウ素の吸着サイトになる銀の溶出を調べた。その結果、AgX 中の銀は 99.91%、AgR 中の銀は 99.68% 残る事が確認され、試料を乾燥すれば、元の吸着率に戻る事が確認された。また、400℃で 5 日間加熱した時、145℃の水蒸気中で 100 日間保管しても吸着率の劣化がない事も確認され、物理化学的にも安定性が確認された。

これらの結果から、AgX および AgR は、実際にベントを稼動するまでの長期間にわたり、その性能が維持される事が判った。

表２　長期通気試験の結果

試料	通気期間	CH_3I 吸着率 (%)	
		105°C DPD:5K	115°C DPD：15K
AgX	開始時	＞99.9	＞99.9
	0.5年	＞99.9	＞99.9
	1.2年	＞99.9	＞99.9
AgR	開始時	＞99.9	＞99.9
	0.5年	99.7	＞99.9
	1.2年	99.9	＞99.9

*Toshiki Kobayashi, Jifeng Wang, Yoshihiro Ishikawa, Yuichiro Uzuyama and Koji Endo
Rasa Industries, Ltd., Electronic Materials Div.

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

[2L01-05] Safety Case

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:50 AM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L01] Building confidence in the NUMO Safety Case

*Tetsuo Fujiyama[1], Satoru Suzuki[1], Hiroyuki Umeki[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan)

9:30 AM - 9:45 AM

[2L02] Building confidence in the NUMO Safety Case

*Kunio Ota[1], Takanori Kunimaru[1], Takafumi Hamamoto[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO))

9:45 AM - 10:00 AM

[2L03] Building confidence in the NUMO Safety Case

*Keisuke Ishida[1], Takafumi Hamamoto[1], Sanae Shibutani[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan)

10:00 AM - 10:15 AM

[2L04] Building confidence in the NUMO Safety Case

*Kiyoshi Fujisaki[1], Tetsuo Fujiyama[1], Satoru Suzuki[1], Hiroyuki Umeki[1] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan)

10:15 AM - 10:30 AM

[2L05] Development of Quality Management System for geological investigation (2)

*Saori Yamada[1], Kunio Ota[1], Takanori Kunimaru[1], Stratis Vomvoris[2], Niels Giroud[2] (1. Nuclear Waste Management Organization of Japan, 2. Nagra)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

NUMO セーフティケースにおける信頼性確保の取組み
（1）ピアレビューによる技術的妥当性の確認

Building confidence in the NUMO Safety Case
(1) Assessment of technical suitability by peer review

*藤山 哲雄，鈴木 覚，梅木 博之
原子力発電環境整備機構（NUMO）

NUMO セーフティケースでは，技術的信頼性を確保するため，検討過程において専門家によるピアレビューなどを実施している。専門家の指摘を踏まえて，特に安全評価にかかわるデータやモデルの設定，解析の実施に関しては，高い説明性を確保するために慎重な検討を実施し，技術的信頼性の確保に努めた。
キーワード：地層処分，セーフティケース，品質保証，ピアレビュー

1. NUMO セーフティケースの信頼性確保に向けた取組み

NUMO は，わが国における安全な地層処分の実現性を示すことを目的として，サイトが特定されていない，規制基準は今後整備されるといった制約条件のもとでセーフティケース（NUMO セーフティケース）を構築している[1]。NUMO セーフティケースでは，①地層処分に適した地質環境を選定する技術が整っていることを示すとともに，わが国の多様な地質環境の特徴を反映した地質環境モデルを提示する，②地質環境モデルに適合させた所要の安全機能を有する処分場の設計とその工学的な実現性を示す，③国際的に認められた方法論に則って設計した処分場の安全性を評価する，ことを実施している。このセーフティケースの信頼性の確保に向けては次のような取組みを行っている。

- さまざまなデータ設定，モデル構築，解析の実施や安全評価シナリオの構築などは，品質が保証されていると判断された公開情報や知見等に基づいて実施するとともに，一連の作業プロセスや結果などの技術的妥当性について，適宜ピアレビューを行い，専門家の確認や助言を得る。
- 閉鎖後長期に対する安全確保の見通しは，諸外国のセーフティケースとの比較検証，ナチュラルアナログの活用，被ばく線量以外の多面的な指標の提示を行うことなどで説明性を補強する。
- 段階的な事業の実施を念頭に，次のセーフティケースまでに解決すべき技術開発課題を明確にする。

2. ピアレビューによる技術的信頼性の確認

セーフティケースは，広範な分野における最新の科学的知見や技術開発成果を反映する必要があることから，ピアレビューは極めて重要と位置づけ，セーフティケースの作成開始段階から適宜，国内外の有識者や地層処分技術の基盤研究開発機関に属する専門家などに技術的な妥当性について確認してもらい，必要に応じて助言を反映しながら検討を進めた。この過程で重点的に指摘を受け，かつ NUMO セーフティケースの作成において特に慎重を期した点は次のようである。サイトが特定されておらず，現時点の限られた範囲の科学技術的知見しか利用できないという制約条件のもとで，

・データやモデルの設定根拠について高い説明性を確保すること。
・実際のサイト調査段階で行うと考えられる調査・評価等の方法論の適用を念頭においた検討を行うこと。
・閉鎖後長期の安全評価におけるシナリオ・モデル・データの過度に保守的な取り扱いが，処分場のふるまいとして現実的に起こり得るものとの誤解をステークホルダーに与えないこと。

これらの具体的な対応については既報[1]ほかで段階的に紹介を行ってきているが，本報告では，セーフティケースの信頼性の観点で特に注意深く検討を行ったモデル水質の設定とこれに応じた核種移行解析，ならびにこれらの技術的信頼性を補完する多面的な指標を用いた安全性の検討について，(2)～(4)で報告する。

参考文献

[1] 出口朗ほか（2017）：地層処分セーフティケース －進捗状況－ (1)～(5)，日本原子力学会 2017 年秋の大会.

* Tetsuo Fujiyama, Satoru Suzuki and Hiroyuki Umeki
Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO)

NUMO セーフティケースにおける信頼性確保の取組み
（2）モデル水質のバリエーション

Building confidence in the NUMO Safety Case
(2) A variety of model groundwater chemistries

*太田 久仁雄，國丸 貴紀，浜本 貴史
原子力発電環境整備機構（NUMO）

NUMO セーフティケースでは，全国規模で収集した地下水水質データに基づき，深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類の現実的なモデル水質を設定するとともに，溶存成分濃度が極端に高い場合についても，地層処分システムの頑健性の確認を目的としたモデル水質を設定した。

キーワード：地層処分，セーフティケース，データ品質，モデル水質，溶存成分濃度

1. はじめに

NUMO セーフティケースにおいては，わが国の多様な地質環境に係る最新の理解に基づき，サイト選定において現実的に想定される地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し，深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類を検討対象母岩としてわが国における地層処分の安全性および実現性を広く提示するための検討を進めている。この際，安全評価に係る検討に必要となる地下水水質については，地層処分の観点から量や質が必ずしも十分ではない全国規模で収集した地下水水質データに基づき，技術的信頼性を損なわず，かつそのバリエーションを適切に捉えつつモデル化することが重要となる。

2. モデル水質の設定

全国規模で地下水水質データを収集したデータベースに加え，瑞浪および幌延の深地層の研究施設計画や全国各地で実施された資源探査や温泉調査などで取得された地下水水質データを対象に，以下の手順により，それぞれの検討対象母岩における現実的なモデル水質を設定した。

①各データに付随する採水地点や採水深度，岩体・地層名などの情報に基づき，刊行済みの地質図や地質断面図などを用いて対象岩種を特定

②検討対象母岩に該当する地下水水質データひとつひとつを対象に，サイト調査における地下水水質データの品質保証（掘削水による汚染が 10%未満，トリチウム濃度が 1 TU 未満，脱ガスの程度が定量可能，チャージバランスが日本分析化学会のガイドライン[1]に適合）の観点からスクリーニング

③②の要求品質を満たす深度 300 m 以深の低 Cl^-濃度および高 Cl^-濃度の地下水水質データを選定し，これに該当する地下水水質データが得られない場合は，深度 300 m 以深の地下水と同等の地球化学的特徴（例えば，強還元性）を有し，かつ要求品質を満たす深度 300 m 以浅の地下水水質データを選定

④処分場の設計を行っている深度相当の地温（新第三紀堆積岩類：30℃，深成岩類および先新第三紀堆積岩類：45℃）ならびに透水性割れ目および基質において地下水－岩石反応に寄与する鉱物（例えば，方解石，黄鉄鉱，スメクタイト）との化学平衡を考慮した熱力学計算

さらに，地層処分システムの頑健性を確認する観点から，わが国の地下水水質データのばらつきや放射性核種の移行挙動への影響の程度などを考慮し，炭酸物質（溶存無機炭素）濃度が極端に高い地下水水質データに加え，Cl^-濃度が海水と同程度に高い地下水水質データのうち溶存無機炭素濃度が最も高い場合についても可能な限り地球化学的合理性を確保してモデル水質を設定した。

いずれの検討対象母岩においても設定したモデル水質により，わが国の地下深部で認められる地下水水質のばらつきをほぼ網羅することができるものと考えられる。なお，これらのモデル水質を用いた安全評価に係る検討については，「(3)地質環境のバリエーションに応じた核種移行解析」および「(4)多面的な指標を用いた安全性の検討」で報告する。

参考文献

[1] 日本分析化学会北海道支部（編）（1996）：水の分析，第 4 版.

*Kunio Ota, Takanori Kunimaru and Takafumi Hamamoto
Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO)

NUMO セーフティケースにおける信頼性確保の取組み （３）地質環境のバリエーションに応じた核種移行解析

Building confidence in the NUMO Safety Case
(3) Radionuclide migration analyses for a variety of geological settings

*石田圭輔，浜本貴史，澁谷早苗，藤崎淳，石黒勝彦
原子力発電環境整備機構（NUMO）

NUMO セーフティケース（以下、NUMO-SC）では、わが国で処分場として想定される地質環境のバリエーションに応じ、3 種類の母岩に対し、2 種類の塩分濃度地下水環境を想定した計 6 種の地層処分システムにおける核種移行解析を実施した。

キーワード：地層処分，核種移行解析，セーフティケース，地質環境モデル，モデル水質，溶存成分濃度

1. 緒言

NUMO-SC では、わが国の処分場として想定される地質環境のバリエーションとそれを考慮した設計仕様を対象として、それらの特徴に応じた核種移行解析のためのモデル開発、データセットの設定を行っている。核種移行解析に必要な評価対象核種の溶解度等のパラメータは、核種移行経路の熱的-水理学的-力学的-化学的（THMC）状態に依存し、特に化学的状態に大きな影響を与える地下水水質によって設定値が変わる。NUMO-SC では国内で想定される代表的な母岩、深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類と、高 Cl^-濃度または低 Cl^-濃度の地下水水質を組み合わせて計 6 種の地質環境モデルを設定し、それぞれに対し、高レベル放射性廃棄物と TRU 等廃棄物を併置する処分場を設計して安全評価を実施している。本報告においては、こうした処分場のバリエーションに対する安全評価に基づいて処分場間の線量計算結果の相違を分析し、重要なパラメータや注目すべき不確実性要因などについて検討した結果を報告する。

2. 線量結果と考察

NUMO-SC の安全評価では、閉鎖後長期のシナリオを発生可能性に応じて 4 つに区分し、それぞれにめやす線量を設定した[1]。各処分場におけるこれらのシナリオに対して算出した線量はめやす線量以下であり、NUMO-SC で構築した処分場の全バリエーションに対して安全を確保できる見通しを得た。

各処分場に対する基本シナリオと変動シナリオの評価結果において線量を支配する核種や最大値とその出現時期が異なる主要因の 1 つとして、地下水中に含まれる炭酸の濃度が挙げられた。炭酸の濃度が低い地下水環境の場合には、TRU 等廃棄物グループ 1 に含まれ、地下水中において陰イオンとして存在すると想定される I-129 が支配核種となった。一方、高炭酸濃度の地下水環境の場合、高レベル放射性廃棄物中の Np-237 の崩壊により生じる U-233 が全体の線量を支配する核種となった。これは、最新の熱力学データを用いた平衡計算によれば、その環境条件においてウランは 6 価の酸化状態、かつ陰イオンの炭酸錯体として地下水中に存在する可能性が高くなるため、母岩への収着分配係数は極めて小さく、また、高い溶解度が設定されたことによる。上記の結果より、放射線学的影響に関する処分場全体の頑健性を高めるための対策には、核種の移行特性に対する炭酸影響に関する知見の充実などが重要であることが明らかとなった。

参考文献

[1]藤崎他, 地層処分セーフティケース -進捗状況-(5)閉鎖後長期の安全性の評価, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 2017

*Keisuke Ishida, Takafumi Hamamoto, Sanae Shibutani, Kiyoshi Fujisaki and Katsuhiko Ishiguro
Nuclear Waste Management Organization of Japan

NUMO セーフティケースにおける信頼性確保の取組み
（４）多面的な指標を用いた安全性の検討

Building confidence in the NUMO Safety Case
(4) Argument of long-term safety with multiple safety indicators

*藤崎淳，藤山哲雄，鈴木覚，梅木博之
原子力発電環境整備機構

NUMO セーフティケースの信頼性の向上を目的として，安全性の評価に加え，様々な観点から地層処分システムが有する安全機能の頑健性を確認するための検討を実施した。

キーワード：地層処分，セーフティケース，技術的信頼性，溶存無機炭素濃度，補完的安全指標

1. はじめに

NUMO セーフティケースにおける安全性の評価によって，報告「(3) 地質環境のバリエーションに応じた核種移行解析」で示したように，地質環境のバリエーションを考慮して設計した処分場が閉鎖後の長期間にわたって安全性を確保できる見通しを得た。しかしながら，セーフティケースの信頼性をさらに高めるために，線量以外の指標の適用や，仮想的な地質環境条件に対する地層処分システム性能の評価といった，システムの安全機能の頑健性について多面的な検討を行うことが重要である。ここでは生活圏モデルに伴う不確実性や，データの信頼性などを考慮して現実的に設定し安全評価の対象とした地質環境条件の範囲を超えるような条件（以下,「仮想的地質環境条件」という）を想定した検討を行った結果を報告する。

2. 補完的指標を用いた検討

NUMO セーフティケースは特定の処分サイトを対象としておらず, 生活圏評価では第２次取りまとめ[1]で示された一般的なモデルを適用している。このため，この条件を参照して設定される線量への換算係数を用いて算出した線量結果に基づく安全性の評価だけでなく，被ばく線量以外の指標（以下,「補完的指標」という）を用いた評価がセーフティケースの信頼性の向上にとって重要である [2]。NUMO セーフティケースでは，地層処分システムの各構成要素中の放射能量の時間変化と，生活圏に移行する放射性核種量によってもたらされる河川中の放射能毒性を補完的指標として評価を行っている。

3. 仮想的地質環境条件を対象とした検討

報告(3)で述べたように，安全性の評価の結果，特に高レベル放射性廃棄物由来の放射性核種の移行に対して，地下水中の溶存無機炭素濃度が大きな影響を与えることが示されている。このため,「(2)モデル水質のバリエーション」で報告したように，3 つの検討対象母岩のモデル地下水の設定の際に用いた，要求品質を満足する地下水水質データ以外に，溶存無機炭酸濃度が極端に高い場合を想定した仮想的水質モデルを考え，これに対して核種移行パラメータを設定して被ばく線量評価を行った。核種移行パラメータの設定については，利用できる情報に限りがあるため，被ばく線量結果への感度が高い核種（例えば U, Am, Th など）に注目して保守的に設定した。このような仮想的な水質モデルに対しても，算出された被ばく線量は，安全性確保のめやす線量である 300 μSv/y よりも小さく，本セーフティケースで対象とした地層処分システムの頑健性を示すことができた。

参考文献

[1]核燃料サイクル機構，わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次取りまとめ, 1999.

[2]OECD/NEA, Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, 2012.

*Kiyoshi Fujisaki, Tetsuo Fujiyama, Satoru Suzuki, Hiroyuki Umeki
Nuclear Waste Management Organization of Japan

地質環境調査・評価に係る品質マネジメントシステムの構築（2）

Development of Quality Management System for geological investigation (2)

*山田 彩織[1]，太田 久仁雄[1]，國丸 貴紀[1]，Stratis Vomvoris[2]，Niels Giroud[2]
[1]原子力発電環境整備機構（NUMO），[2]Nagra

NUMOは，概要調査の段階において，これまでに整備してきた品質管理のガイドラインを用いた地質環境調査に係る品質管理に加えて，調査やモデル化・解析などの作業やそれらの結果について専門家によるレビューやデータマネジメントを通じて品質保証を実施する方針である。

キーワード：地層処分，地質環境調査，品質マネジメントシステム，品質管理，品質保証

1. はじめに

NUMOは，文献調査，概要調査および精密調査の三段階の地質環境調査を通じた一貫性のある品質マネジメントを実践するためのシステムの整備を進めている。本報告では，特に概要調査の段階において実践する品質保証の基本的な考え方および進め方を述べる。

2. 概要調査の段階における品質保証の考え方

概要調査の段階では，文献調査の段階において特定された不確実性を低減させるために優先的に取得するべき地質環境情報を踏まえ，「地質環境調査・評価の計画立案マニュアル」[1]に基づき概要調査計画書を作成し，この計画書に従い一連の地質環境調査を体系的に実施する。また，取得した地質環境データの整合的な解釈を通じて地質環境モデルを構築し，この地質環境モデルを用いて処分場の概念設計および予備的な安全評価を行う。したがって，この結果の信頼性を確保するためには，一連の地質環境調査に伴う活動および評価に用いる地質環境データの品質保証が不可欠である。

概要調査の段階における品質保証は，地質環境調査やモデル化・解析などを対象に，当該作業の品質を確保するうえで重要な確認事項などを取りまとめた「品質管理の手引書」を用いた品質管理を実施することを前提としている。これに加えて，調査の進め方やその結果などについて専門家によるレビューを実施し，地質環境調査に伴う一連の活動の妥当性を確認する。さらに，地質環境データを一元的に管理することにより，地質環境調査に伴う一連の活動および地質環境データの品質を保証する。

3. 概要調査の段階における品質保証の進め方

概要調査の段階では図1に示すように，①品質管理の手引書に基づき作成された調査計画書の専門家によるレビューを通じた処分場の設計や安全評価からの要求事項に対する調査計画の妥当性の確認，②各分野のタスクフォースによる地質環境調査において取得する地質環境データの品質の総合的な確認，③調査報告書や地質環境モデルなどの専門家によるレビューを通じた地質環境調査に係る活動そのものの妥当性の確認，④データ管理担当者による地質環境データの保管，データの運用やデータのバージョンの一元的な管理を通じたデータの追跡性確保を実践する。

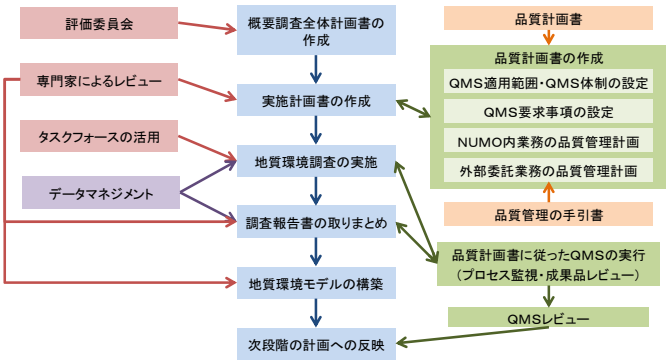


図1 概要調査の段階における地質環境調査・評価の品質保証の概要

NUMOは，以上のような考え方・進め方に従って，概要調査の段階における一連の地質環境調査・評価に係る取り組みの品質を保証する。

参考文献

[1] NUMO（2011）：概要調査計画立案の基本的考え方，NUMO-TR-10-08.

*Saori Yamada[1], Kunio Ota[1], Takanori Kunimaru[1], Stratis Vomvoris[2] and Niels Giroud[2]
[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO), [2]Nagra

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

[2L06-09] Bentonite

Chair: Daisuke Hayashi (RWMC)

Tue. Mar 27, 2018 10:50 AM - 11:55 AM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L06] Filling density of backfill material composed of crushed rock and bentonite pellet

*hitoshi nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1], Okihara Mitsunobu[1], Satohito Toguri[1] (1. Shimizu Corporation)

10:50 AM - 11:05 AM

[2L07] Mesoscopic structures of compacted bentonite studied by small-angle X-ray scattering

*Takumi Saito[1], Natsuki Nagai[2], Ryuhei Motokawa[3], Hitoshi Endo[4] (1. Nuclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Department of Systems Innovation, Faculty of Engineering, The University of Tokyo, 3. Material Science Research Center, Japan Atomic Energy Agency, 4. Neutron Science Division, Institute of Material Structure Science, High Energy Accelerator Research Organization)

11:05 AM - 11:20 AM

[2L08] A study on ultrasonic measurement for water distribution investigation in compacted bentonite

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Kazushi Kimoto[2], Hideharu Takahashi[1], Katsuyuki Kawamura[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech., 2. Okayama Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2L09] Calcium sulfate precipitation enhanced by electric field and consideration of porewater chemistry in compacted bentonite

*Shingo Tanaka[1] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん密度

Filling density of backfill material composed of crushed rock and bentonite pellet

*中島 均[1]，齋藤 亮[1]，矢萩 良二[1]，沖原 光信[1]，戸栗 智仁[1]

[1]清水建設

放射性廃棄物処分施設の埋め戻し材として，掘削ズリとベントナイトペレットを混合した材料を考え、振動などを与えない流し込み操作のみによる充てん密度を室内実験で確認した。掘削ズリとベントナイトペレットの混合割合と充てん密度との関係を明らかにした。

キーワード：ベントナイトペレット，砕石，埋戻し材

1. 緒言

放射性廃棄物処分の埋戻し材には周囲の岩盤相当の低透水性が求められている。掘削ズリを埋め戻しただけでは低透水性が確保できないため、15wt%程度のベントナイトを添加することが考えられている[1]。埋戻し材の施工方法に締固めなどを行わず材料を流し込むだけの方法を用いれば、地下の狭隘な環境において施工が容易である。一方で，低透水性が確保できるように充てん密度を実現することが課題となる。

掘削ズリを模擬した砕石にベントナイトペレットを 15wt%程度混合して，振動などを与えず流し込み充てんした場合，砕石に比べてベントナイトペレットが少なすぎて，比較的大きなすき間が残り，充てん密度が低くなる。このため，残ったすき間を充てんする目的で適量の砂を混合すると，充てん密度が増加することを示した[2]。本報では，砂を用いず，砕石とベントナイトペレットだけを混合した場合の流し込みによる充てん密度を確認した。

2. 充てん実験

2-1. 実験方法

砕石には粒径範囲が異なる 2 種類のコンクリート用砕石（砕石 2005：粒径 20mm～5mm，砕石 2010：粒径 20mm～10mm）を用いた。ベントナイトペレットにはクレイパール（清水建設製：押出し粒径 1mm）を用いた[3]。実験に用いた各材料の自然含水比は、砕石 0.3%、ベントナイトペレット 8.4%であった。

充てん試験では，砕石とベントナイトペレットは事前に混合し，充てん容器の上部からスコップを用いて流し込んだ。充てん容器は直径 100mm、高さ 127mm の円筒形モールドである。混合比率は自然含水比の状態の重量で規定し、砕石と砂の重量比を変えて実験した。充てんされた混合材料の重量から乾燥重量換算の充てん密度を算定した。

2-2. 実験結果

図 1 に試験結果を示す。充てん密度は，砕石（70wt%）とベントナイトペレット（30wt%）を混合したときに最も高くなる。ベントナイトペレットを 15%混合したときは，砕石が作るすき間をベントナイトペレットが十分に埋めることができないが，30%混合すると，このすき間が適切に充てんできたことを示している。また，砕石は粒径範囲が狭い砕石 2010 を用いたほうが，充てん密度の最大値が高くなり，1.63Mg/m^3 であった。

図 2 は，計算により有効粘土密度を求めて，混合比率との関係を示したものである。ベントナイト混合材料の透水性は，有効粘土密度と相関が高いと考えられている。充てん密度が同じであれば，ベントナイトペレットの割合が大きいほど，有効粘土密度が高くなるため，ベントナイトペレットを 15%から 30%に変えると有効粘土密度が 2 倍程度に増加する。さらにベントナイトペレットの割合を大きくすると，40%～50%程度で有効粘土密度は 1.1～1.2Mg/m^3 程度を示し，それよりベントナイトペレットの割合を大きくしても充てん密度が小さくなるため有効粘土密度は増加しないことがわかった。

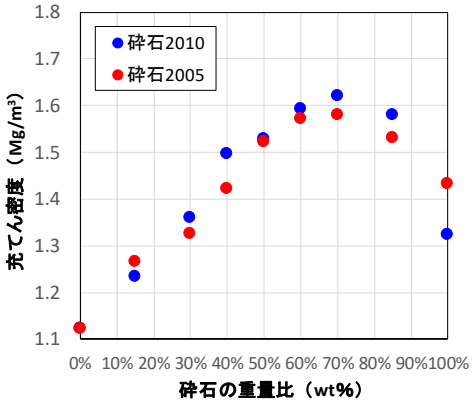


図 1　砕石の混合比率と充てん密度

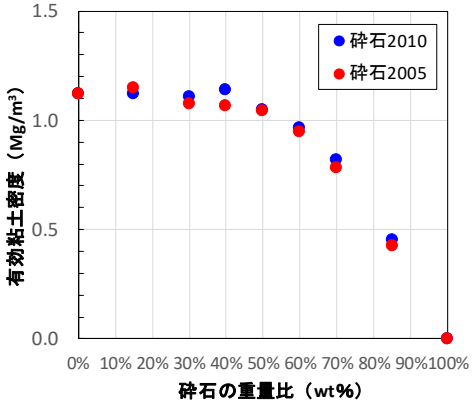


図 2　砕石の混合比率と有効粘土密度

3. 結論

掘削ズリに粒径 1mm のベントナイトペレットを混合した材料を流し込みにより充てんする場合には，ベントナイトペレットの割合を 30%とすると充てん密度が最も高くなる。また，この割合を 50%にすると，最も少ないベントナイトペレット混合量で有効粘土密度を高めることができる。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第 2 次とりまとめ－分冊 2 地層処分の工学技術, JNC TN1400 99-022 (1999). [2] 中島均，齋藤亮，矢萩良二，戸栗智仁：砕石にベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん性，原子力学会，2017 年秋の大会，2H20. [3] 中島均，齋藤亮，石井卓：乾燥収縮を利用したベントナイトペレットの製造方法，原子力バックエンド研究，Vol.21, No.2, pp.83-93 (2014).

*Hitoshi Nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1] Mitsunobu Okihara[1] and Satohito Toguri[1]

[1]Shimizu Corp.

小角 X 線散乱を用いた圧密ベントナイトのメゾスコピック構造評価

Mesoscopic structures of compacted bentonite studied by small-angle X-ray scattering

*斉藤 拓巳[1]，永井 菜月[1]，元川 竜平[2]，遠藤 仁[3]

[1]東大，[2]原子力機構，[3]高エネ研

実際の処分に供される圧密状態のベントナイトを対象に，通常の X 線回折では調べることのできない nm からサブ μm の構造を放射光での小角 X 線散乱を用いて評価した結果を報告する．

キーワード：圧密ベントナイト，メゾスコピック構造，小角 X 線散乱

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物（HLW）処分において，緩衝材として使用されるベントナイトは，処分の長期安全性を担う重要なバリア材料である．環境条件の変化に伴う，そのバリア性能の変化を理解・モデル化し，処分の安全評価に反映させるためには，ベントナイトの構造と機能の関連付けが不可欠である．本発表では，実際の処分に供される圧密状態のベントナイトを対象に，通常の X 線回折では調べることのできない nm からサブ μm のメゾスコピック構造を放射光での小角 X 線散乱（SAXS）を用いて評価した結果を報告する．

2. 実験方法

SAXS は数度以下の角度領域における X 線散乱から散乱体の粒子・細孔の径や形状等の構造情報を取得するための手法であり，X 線回折測定や電子顕微鏡観察とは異なり，nm からサブ μm スケールの平均的な構造のその場測定が可能である[1, 2]．本研究では，高エネルギー加速器研究機構放射光科学研究施設 BL-6A において，波長 1.5 Å の単色 X 線を用いて，SAXS 測定を行った．測定試料には，ベントナイト（クニミネ工業製 Kunipia-F）を精製の上，層間イオンのイオン置換を行ったものを用いた．試料厚さ 1 mm で，異なる乾燥密度となるよう圧密した試料を 1 ヶ月間水溶液中で膨潤させたものを測定に供した．

3. 結果と考察

乾燥密度 0.8, 1.4, 1.8 g/cm^3 の Na 型ベントナイトの散乱プロファイルを図 1 に示す．散乱ベクトル $q = 4\pi\sin\theta/\lambda = 0.34$ Å^{-1} のピークは，主成分であるモンモリロナイトの 001 面の回折ピーク（$d = 18.5$ Å）に相当する．ここで，θ は散乱角度，λ は入射 X 線の波長である．乾燥密度の増加に伴い，001 面の回折ピークの半値幅の減少や $q = 0.1$ Å^{-1} の散乱強度の減少が見られた．これは，乾燥密度の変化に伴う，モンモリロナイトの積層数や粒子間空隙の変化に対応するものと考えられた．一方，より小さな q 領域（大きな構造スケールに相当）の散乱強度の q 依存性は試料間で同等であり，このサイズ領域での試料の構造が乾燥密度に依らない可能性が示唆された．発表では，層間を異なる陽イオンで置換した試料の SAXS プロファイル等の比較から，圧密ベントナイトのメゾスコピック構造を評価した結果を報告する．

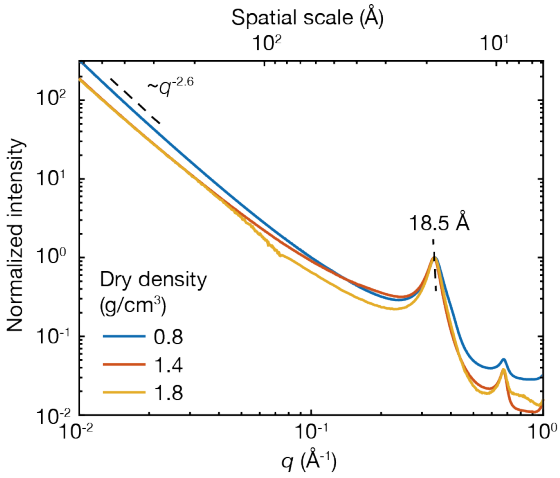


図 1. Na 型圧密ベントナイトの散乱プロファイル．001 面の回折ピークで規格化．

参考文献

[1] Motokawa, R. *et al.*, *Langmuir* **30,** 15127–15134 (2014).

[2] Matusewicz, M., *et al.*. *Clay Minerals* **51,** 189–195 (2016).

*Takumi Saito[1], Natsuki Nagai[1], Ryuhei Motokawa[2], and Hitoshi Endo[3]

[1]The University of Tokyo, [2]JAEA, [3]KEK

超音波を用いた不飽和圧縮ベントナイト中の水分量分布計測に関する研究

A study on ultrasonic measurement for water distribution investigation in compacted bentonite

*木村　駿[1]，北山　一美[1]，高橋　秀治[1]，木本　和志[2]，河村　雄行[1]，木倉　宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]岡山大学

高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるベントナイト緩衝材中の水分浸潤挙動の把握を目的として，超音波伝搬速度を用いた飽和度計測手法の開発を行っている．本研究では，レーザー振動計を用いて不飽和圧縮ベントナイト中の透過波計測を行い，超音波の伝搬時間と振幅の空間的な変化を計測した．
キーワード：地層処分，ベントナイト，超音波，飽和度計測

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分において，長期安全性を確保するために構築される人工バリアの緩衝材には，ベントナイトとけい砂の混合材料の利用が検討されている．このベントナイト緩衝材は、圧縮され不飽和状態で処分場に設置されることが検討されており，地下水の浸潤とともに不飽和状態から飽和状態へと移行することが想定される．ベントナイト中の水分量の変化は，弾性特性等の力学特性に強く影響を与えると考えられ，飽和過程における地下水挙動の把握が地層処分の長期安全性評価を行う上で強く求められている．そこで，ベントナイト緩衝材中の水分量をモニタリングする手法として，超音波の伝搬速度による計測手法を提案してきた[1]．混合材料においては，ベントナイトとけい砂の粒径が異なる材料が混在するために超音波が伝搬する過程において散乱や減衰等の影響を強く受けることが考えられる．超音波で計測した結果を正しく解釈するためにこの緩衝材中の伝搬挙動を把握することが重要となる．そこで，本研究においてはレーザー振動計を用いてベントナイト・けい砂混合供試体の透過波計測を行い，透過波の伝搬時間を呼び振幅の空間的な変化を調査した．

2. 実験方法

混合材料は，Na 型ベントナイトのクニゲル V1（クニミネ工業）と人工けい砂である三河珪砂 6 号（三河珪石）を乾燥質量が 7 : 3 となるように混合することにより準備した．混合材料を圧縮成型することで直径 75 mm，高さ 30.25 mm の供試体を作成した．作成した供試体の含水比は 13.1%，乾燥密度 1.64 g/cm^3，飽和度 55%の均質供試体であった．Figure.1 に超音波透過波計測装置を示す．計測装置は，超音波パルサレシーバ，超音波トランスデューサ，レーザー振動計，オシロスコープ，三軸ステージ，制御用の PC からなる．超音波の発振には，中心周波数 500 kHz，素子径 20 mm の超音波トランスデューサ （B0.5C20N，ジャパンプローブ）を用いた．ベントナイト内部を透過してきた超音波の振動をレーザー振動計(Melectro V100-S，電子技研工業)により計測した．レーザー振動計による透過波計測は 40 × 40 mm の範囲を 2 mm 間隔で行い，透過波の振動の時空間分布を得た．座標系は，供試体の中心を x = 0 mm，y = 0 mm とした．

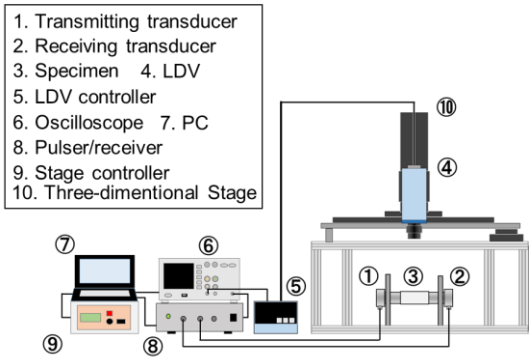


Fig.1 Measurement apparatus.

3. 結果・考察

Figure.2 に x=0 mm における透過波の直径方向の時空間振幅分布を示す．横軸が時間を，縦軸が供試体中心からの y 方向の距離を示しており，振幅を色で示している．振幅は供試体中心で最も大きくなっていることがわかる．図より，y = 0 mm を中心に振幅が対称に分布しており，超音波が均質に伝搬していると考えられる．また，透過波の到達時刻に着目すると供試体中心で一番短く，中心から離れるにつれて伝搬時間が長くなることが確認できる．この結果より，ベントナイト・けい砂混合材料においても，供試体中の含水比が均質であれば超音波が等方的に伝搬していることを確認した．

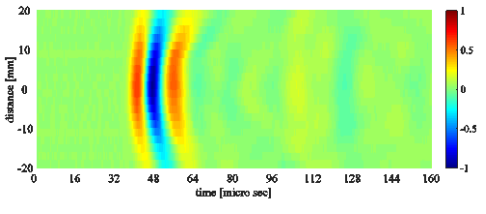


Fig.2 Time and spatial distribution of transmitted wave.

参考文献

[1] 木村駿 *et al.*，超音波を用いた不飽和圧縮ベントナイトの弾性特性評価に関する研究，日本原子力学会　2017 年秋の大会，(2017-9)，2H21

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Hideharu Takahashi[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[1] and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Tech, [2]Okayama Univ.

電場による圧縮ベントナイト中の硫酸カルシウムの析出促進と間隙水化学に関する考察

Calcium Sulfate Precipitation Enhanced by Electric Field and Consideration of Porewater Chemistry in Compacted Bentonite

*田中 真悟　　北海道大学

電場による硫酸カルシウムの析出促進実験、XRD および EPMA による固相分析、ならびに化学平衡計算を行い、圧縮ベントナイト中における硫酸カルシウム（$CaSO_4$）の析出挙動を検討した。

キーワード：放射性廃棄物処分，圧縮ベントナイト，界面動電現象，硫酸カルシウム，間隙水化学

1. 緒言

地層処分において人工バリアの長期変質挙動を正しく評価するためには、圧縮ベントナイト中の間隙水化学を明らかにする必要がある。とくにセメントベントナイト相互作用においては、セメントから溶出した Ca^{2+}イオンの Na 型ベントナイト中での反応性が重要となる。一方、ベントナイト中の物質移行は拡散支配であるため、反応に長時間を要することがこれらの理解を困難にしている。そこで本研究では、Na/Ca 混在型モンモリロナイトにおける Ca^{2+}イオンの反応性に着目し、電場による Ca^{2+}イオンと SO_4^{2-}イオンの対向移動を利用した硫酸カルシウム析出促進実験から、圧縮ベントナイト中における析出挙動を検討した。

2. 実験

図 1 に実験装置の概略図を示す。乾燥密度 1.0 Mg/m^3 となるように圧縮後、イオン交換水で飽和させた Na/Ca 混在型モンモリロナイト（Ca 当量比: 0.10, 0.25, 0.50 または 0.75）と、0.5 M $Na_2{}^{35}SO_4$ 溶液(S-35 で標識)で飽和させた Na 型モンモリロナイトを接触させ、定電流 5 mA にて 24 時間通電した。通電後、試料をスライスし､飽和 $CaSO_4$ 溶液（S-35 を含まない）で 1 時間懸濁後､上澄みを回収することで､析出した $Ca^{35}SO_4$ の溶解を抑制しながら液相の $^{35}SO_4$ を抽出・定量した。その後、残渣を 1 M NH_4Cl 溶液で 24 時間懸濁し、固相として析出した $^{35}SO_4$ を溶解・定量した。一方、スライス片中の Na、Ca は 1 M NH_4Cl 溶液で抽出し ICP-AES にて定量した。さらに Ca 当量比 0.75 の実験においては XRD による鉱物同定と EPMA による析出形態の観察も実施した。

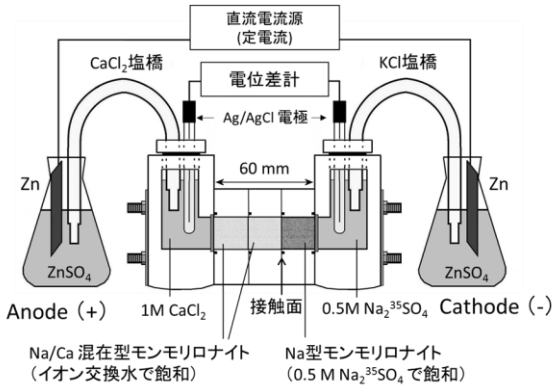


図 1　析出促進実験装置

3. 結果と考察

図 2 に Ca 当量比 0.75 における析出実験結果を示す。点線はモンモリロナイトの陽イオン交換容量（CEC=1.05 eq/kg）である。接触面より Anode 側では、Na、Ca は概ね通電前の濃度を維持していた。一方、接触面近傍から Cathode 側では、固相の SO_4 濃度にピークが認められ 8 mm 程度まで達していた。これに対応して Ca 濃度にも同様のピークが認められた。このことは 0 mm～8 mm の範囲に $CaSO_4$ が析出していることを示唆している。また Na と Ca の合計から CEC を差し引いた濃度は、SO_4 合計濃度と全ての範囲で概ね一致し、電気的中性条件の成立を確認した。本発表では、上記に加え Ca 当量比 0.10, 0.25, 0.50 における析出実験結果、固相分析結果および地球化学計算コード（PHREEQC）による検討結果について報告する。

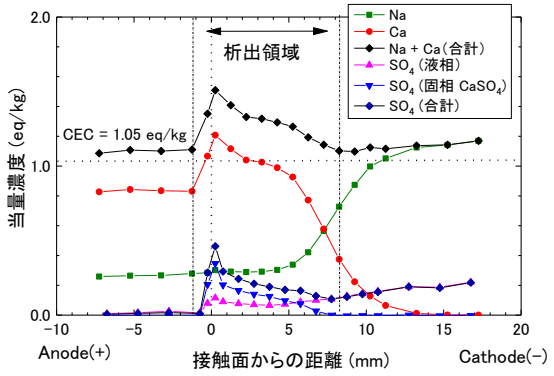


図 2　実験結果（Ca 当量比 0.75）

謝辞　本研究は JSPS 科研費 17K14906 の助成を受けたものです。

*Shingo Tanaka　Hokkaido University

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

[2L10-15] Analysis, Scinario Evaluation and System Development

Chair: Nobutake Horiuchi (MMC)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 4:20 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L10] Calculation of radioactivity evaluation in the Musashi reactor using PHITS・DCHAIN

*Koichi Kashimata[1], Naoto Hagura[1], Keita Funyuu[1] (1. Tokyo City University)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L11] Radioactive Inventory Calculation of KARTINI TRIGA Reactor for Decommissioning Scenario Development

*Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L12] A study on concrete penetration calculation for decommissioning (3)

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Satoshi Chiba[1], Naoki Yamano[1] (1. Tokyo Tech, 2. IAE)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L13] Evaluation and optimization of decommissioning Scenarios considering waste management

*Ryohei Miyoshi[1], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Shingo Tanaka[2], Satoshi Yanagihara[3] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering)

3:30 PM - 3:45 PM

[2L14] Classification methodology of recorded activity data for manpower estimation in nuclear decommissioning.

*Ryota Sugimoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. FUKUI Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2L15] State analysis for Fugen decommissioning progression

*Yasuyoshi Taruta[2,1], Satoshi Yanagihara[2], Yukihiro Iguchi[2,1], Koichi Kitamura[1], Masashi Tezuka[1], Yuya Kouda[1] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

PHITS・DCHAIN 計算コードを用いた武蔵工大炉の放射化物量計算

Calculation of radioactivity evaluation in the Musashi reactor using PHITS・DCHAIN

*樫又 恒一 ， 羽倉 尚人 ， 舟生 慶太
東京都市大学

武蔵工大炉廃止措置時の報告から原子炉廻りの 2 次元体系を作成、原子炉構造材の放射化物量評価を PHITS・DCHAIN 計算コードを用い行う。さらに構造材の初期組成の不確かさが及ぼす放射化物量への影響を検討する。

キーワード：PHITS 、放射化評価 、廃止措置

1. 緒言

東京都市大学原子力研究所の「武蔵工大炉」は、現在、燃料の搬出や運転に関わる系統の隔離といった作業を終え、原子炉本体（生体遮蔽体）等を保管管理している状態にある。放射化物量の評価は、廃止措置に入る時点で実施されており、平成 15 年日立製作所によって報告されている。ここでは、放射化物量計算において構造材料の元素組成に参照値（NUREG 他）を用いている。しかし、コンクリートの元素組成は立地地域や建設時期によって変化する可能性があると当時の報告や原子炉廃止措置研究開発センター「ふげん」での原子力施設の廃止措置における報告[1]で述べられている。

表 1 . 廃止措置におけるコンクリート構造材の所要組成定義値

元素(w%)	NUREG	立教炉	その他
H	0.61	0.57	0.45
O	43.7	44.2	48.2
Na	0.739	1.55	1.86
Mg	2.33	1.36	0.86
Al	3.1	3.76	5.8
Si	16.8	20.4	29.4
S	0.31	0.13	0.09
K	0.75	1.15	2.6
Ca	18.3	8.1	7.8
Fe	3.9	16.5	2.5

2. 目的

PHITS・DCHAIN 計算コード[2]を用い、武蔵工大炉の中性子束分布、放射化物量計算モデルを作成する。原子炉構造材の初期組成の違いから廃止措置時発生する放射性廃棄物の区分と量にどの程度の影響があるか検討する。

3. 方法

武蔵工大炉の図 1 のような原子炉廻り体系を作成し、炉心を中性子源とした輸送計算を行う。炉心からの中性子エネルギースペクトル、原子炉廻りの体系は日立の報告を参考にした。武蔵工大炉運転履歴から燃焼冷却パターンを簡略化し、原子炉廻りのコンクリートの放射化物量計算を行う。

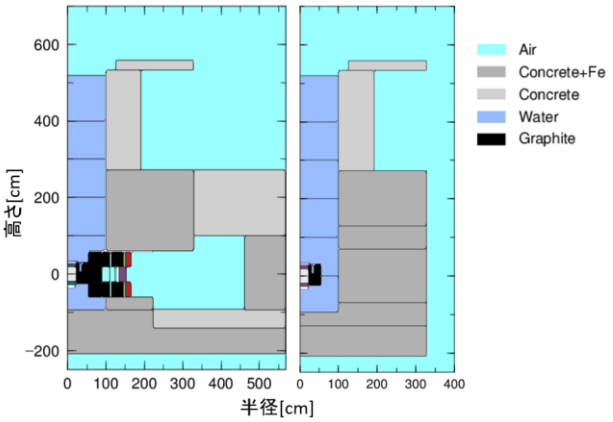


図 1 . 原子炉廻り 2 次元モデル

（右:サーマルコラム側、左:コンクリートバルク側）

4. 今後の展望

建設時期が武蔵工大炉原子炉格納容器本体と同時期であると思われる炉建屋外壁コンクリートのボーリンクサンプルの元素分析を行い、含有元素の割合を調査する。この調査を基に原子炉格納容器コンクリートに含まれる元素組成を予測し、放射化物量の計算を行う計画である。

参考文献

[1] 川太徳夫ほか,日本原子力学会和文論文誌 Vol.9,No.4,P405-418 (2010)

[2] T.Sato et al., Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Koichi Kashimata , Naoto Hagura and Keita Funyuu
Tokyo City Univ.

Radioactive Inventory Calculation of KARTINI TRIGA Reactor for Decommissioning Scenario Development

*Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1]

[1]University of Fukui

The flux distribution and the radioactive concentration were calculated using PHITs and DCHAIN-SP. The radioactive waste category of each reactor component was determined based on its time-dependent radioactive concentration distribution. This information was applied to decide the waste management options such as disposal/storage, and clearance.

Keywords: *TRIGA Reactor, radioactive waste management, decommissioning, activation calculation, waste category*

1. Introduction

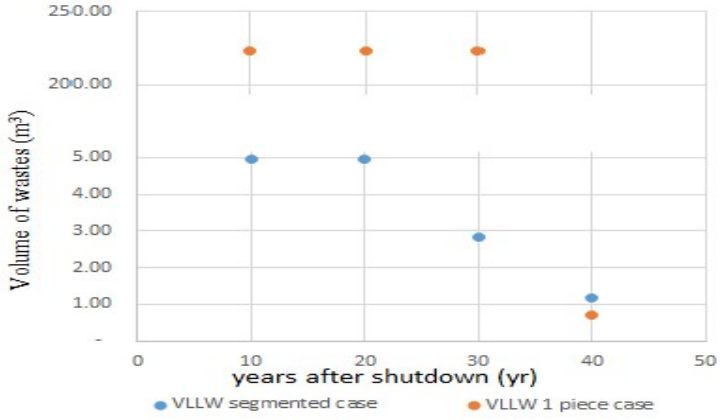
It is important to estimate the volume of radioactive waste as precisely as possible to study scenarios of decommissioning KARTINI TRIGA Reactor with the timeframe to its completion. The objective of the present study is to calculate the radioactive inventory of the reactor by segmenting the big components into smaller part to allow the categorization of the decommissioning waste more precisely.

2. Methodology

We employed the Monte Carlo method based code, PHITs (Particle and Heavy Ion Transport code System) to calculate the neutron fluxes distribution on reactor components. Next, the result of PHITs then used in DCHAIN-SP to calculate the neutron activation in reactor components. Neutron flux distribution in core was extracted from the Safety Analyses Report (SAR) of the KARTINI Reactor and then treated as a fixed source in PHITs simulation. In the current modelling, the biological shielding was segmented to be several sections in such that the flux value and the radioactivity concentration will also be determined for each section. Then the calculation result will be compared to the calculation in which the biological shielding was treated as a single part with a single flux value and radioactivity concentration.

3. Results and Discussion

Table: Volume of Radioactive Waste



The radioactive waste volume from the reactor structure some years after the shutdown of the reactor is shown in the graph. It is shown that by segmenting the biological shielding, the total amount of VLLW decreased drastically compare to the one piece case. For 10 years after the shutdown, the total VLLW will be less than 5 m^3, which is small enough to be anticipated by the available radioactive waste storage facility. This condition resulting the immediate dismantling (10 years after reactor shutdown) become much more feasible.

4. Conclusion

By segmenting the biological shielding to be some parts, resulting the amount of VLLW much lesser compare to treat the biological shielding as a single part. From the point of view of radioactive waste amount, the immediate dismantling become much more feasible to be chosen as the decommissioning scenario

References

[1] Meyer et.all, IAEA-TECDOC-1602, IAEA, 2006.

[2] T.Sato et al., J.Nucl.Sci.Technol.50, 913-923 (2013)

廃止措置のためのコンクリート透過計算に関する研究 (3)
組成感度係数の計算

Study on concrete permeation calculation for decommissioning (3)

Calculation of composition sensitivity coefficient

*中村 陸[1]，田中 健一[2]，山野 直樹[1]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学，[2]エネルギー総合工学研究所

国内の原子力発電所は原子炉等規制法の改訂や採算不適合により、全国のおよそ 4 基に 1 基が廃止措置の段階にあり、今後も増加が見込まれ、廃止措置が新規建設や運転保守と同様に原子力の主要な事業となることは確実である。本研究は①中性子束が炉心から 10 桁以上落ち、正確な評価を行うことが難しい。②組成に地域的な特性がある。③廃棄物の大部分を占める。という理由からコンクリートの材料組成が与える不確実さに着目した。中性子束を求める上で重要な元素を特定し、その後に感度解析を行うことで、コンクリート組成がもたらす中性子束計算の不確かさを求め、廃止措置に関わる中性子束の計算結果に与える影響を示した。

キーワード：遮蔽コンクリート、元素組成、感度解析、透過計算、廃止措置

1. 緒言

2017 年春の学会でコンクリートの中性子束計算を行い、減衰率の差が中重核元素による影響であること。また、2017 年秋の学会で材料組成モデルが与える影響を直接法を用いた感度解析を行い、その内容について述べた。本発表では、遮蔽ベンチマーク実験データベース SINBAD[1]に格納されたコンクリートベンチマーク計算を実施し、実体系に対する留意事項を調査した。さらに、現在廃止措置中の東海発電所の実機データを用いて中性子線量計算及び感度解析を行った。

2. 目的

実体系への材料組成が与える影響を検討するため、ベンチマーク計算を行いその留意事項について検討し、東海発電所のコンクリート組成及びモデルを用いた感度係数しその特徴を示す。

3. 結果

3-1 放射線遮蔽ベンチマークデータベース SINBAD

実体系で評価を行う際にどのような留意事項があるか検討するために、放射線遮蔽ベンチマークデータベース SINBAD[24]に格納されている、コンクリート中の核分裂中性子の減衰についてのベンチマーク実験 : Fontenay aux Roses 60cm NAÏADE 1 Light Water Benchmark (NEA-1517/79)[2]を用い中性子束に対するベンチマーク計算を行い、考察した。

3-2 東海発電所の実機データを用いた計算

東海発電所の廃止措置計画認可申請書[3]に用いられたデータを用いて中性子線量計算を行い、生体遮蔽コンクリート中の材料組成に由来する中性子線量感度係数を導出、その傾向や影響を検討した。コンクリート領域ごとの各元素の感度係数を図に示す。

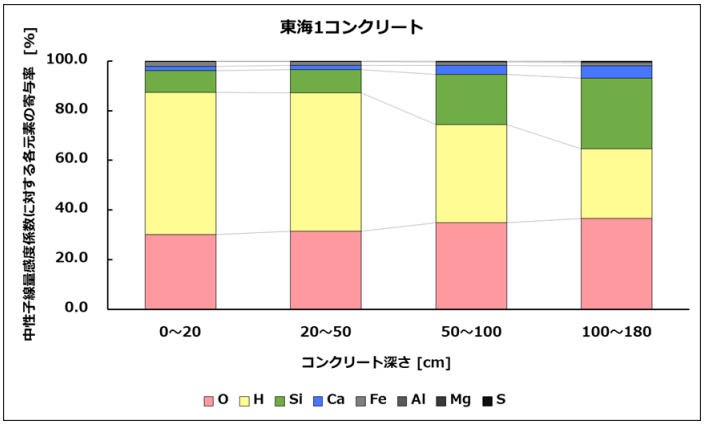


図: 中性子感度係数に対する各元素の寄与率

参考文献

[1]I.Kodeli, E. Sartori and B. Kirk, “SINBAD - Shielding Benchmark Experiments - Status and Planned Activities,” Proceedings of the ANS 14th Biennial Topical Meeting of Radiation Protection and Shielding Division, Carlsbad, New Mexico (April 3-6, 2006).

[2] J.C. NIMAL. NAÏADE 1 experiments relating to the propagation of fission neutrons in ordinary concrete and thermal neutrons in water and concrete (Source diameter 60 cm) Part H , NEA/NSC/WPRS/DOC(2011)12

[3] 日本原子力発電㈱「東海発電所廃止措置計画認可申請書」 (2006 年 3 月)

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[2] , Naoki Yamano[1] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech., [2]The Institute of Applied Energy.

廃棄物処理処分を考慮した廃止措置シナリオ評価･最適化手法の研究

Evaluation and Optimization of Decommissioning Scenarios Considering Waste Management

*三好　亮平[1]，渡辺　直子[2]，小崎　完[2]，田中　真悟[2]，柳原　敏[3]
[1]北海道大学大学院工学院，[2]北海道大学大学院工学研究院，[3]福井大学附属国際原子力工学研究所

原子力発電所の廃止措置を合理的に行うため、放射性廃棄物の処分等を考慮した廃止措置費用を算出した。安全貯蔵期間等を変動させたシナリオを設定し、PHITS による炉心部の放射化計算結果をもとに、作業依存費用、期間依存費用、廃棄物処分費用を評価した。

キーワード：廃止措置，費用，解体，放射性廃棄物，放射化計算，PHITS，処理処分

1. 緒言

我が国では福島第一原子力発電所を含む 17 基で廃止措置が決定している。今後も 40 年または 60 年の運転年数を超える原子力発電所が出てくることから、廃止措置を合理的に実施する必要性は非常に高い。本研究では、110 万 kWe 級の BWR 原子力発電所を対象とし、安全貯蔵期間の異なるシナリオを設定して、作業依存費用、期間依存費用、廃棄物処分費用を含む廃止措置費用を評価した。

2. 方法

原子力施設(1100 MWe BWR)の原子炉建屋、タービン建屋、サービス建屋を対象とし、Smith らの資料[1]に記載されている方法をもとに廃止措置費用を積算した。費用は、インフレを考慮し、米ドルから円に変換した。将来かかる費用は日本の国債の金利（0.05%）を適用した割引率を用いて現在の価値に換算した。放射化による放射能インベントリは、設備利用率 68％で 40 年間運転すると仮定し、PHITS 及び DCHAIN-SP[2]を用いて算出した。放射化計算の対象は、圧力容器と炉内構造物、熱遮蔽壁、および生体遮蔽体である。廃止措置費用は、安全貯蔵期間を 0～100 年の間の変数として評価した。

3. 結果と考察

安全貯蔵期間 20 年、解体 5.1 年で廃止措置を行う場合の費用の内訳を図 1 に示す。総費用は約 595 億円と算出され、解体費用(作業依存費用と期間依存費用)が約 273 億円、廃棄物関連費用は約 322 億円(54.1%)となった。廃棄物関連費用では、放射能レベルの比較的低い廃棄物(L2)及び放射能レベルの極めて低い廃棄物(L3)が大部分を占め、放射能レベルの比較的高い廃棄物(L1)は 4.7%と小さかった。本研究では、総費用の最適化が可能な廃止措置シナリオを検討し、費用項目単価の感度解析を行うことで最適シナリオの考え方のロバストネスを評価した。

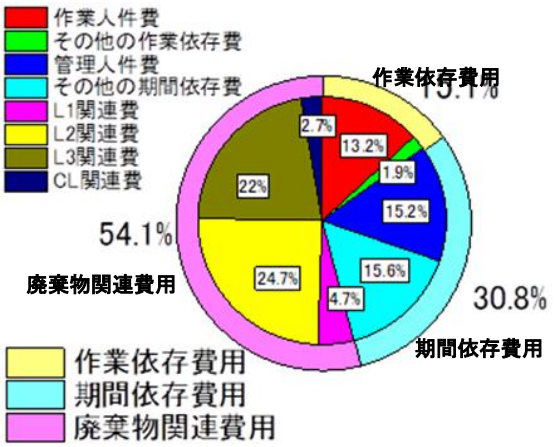


図.1 廃止措置費用の内訳
(安全貯蔵期間 20 年、解体 5.1 年)

参考文献

[1] R.I. Smith, M.C. Bierschbach, G.J. Konzek, P.N. McDuffie, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station,” NUREG /CR-6174, Vol. 1 and 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, July 1996; [2] T.Sato, et al., Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923, 2013

*Ryohei Miyoshi[1], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Shingo Tanaka[2], Satoshi Yanagihara[3],
[1]Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., [2]Faculty of Engineering, Hokkaido Univ., [3]Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui

廃止措置工事における人工数予測のための実績データ区分方法の検討

Classification methodology of recorded activity data for manpower estimation in nuclear decommissioning.

*杉本 涼太[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

廃止措置における合理的な人工数評価方法の確立を目的に，JPDR 解体における機器の種別，解体作業時の条件などに応じて，機器重量に対する人工数の回帰直線を求め、その傾き，切片，残差の標準偏差で k-means 法により作業項目を分類した。また、異なるグループ数に対して人工数計算の不確実性の程度を評価した。

キーワード：廃止措置，人工数評価，JPDR 実績データ，k-means 法，回帰直線，不確実性

1. **はじめに**　廃止措置における人工数の予測では，タンク・ポンプなどの機器種別に応じて作業条件などを設定した上で計算する方法が使われる。しかし，解体対象機器のデータを細かく扱うためには，現場での調査など多くの労力を必要とすることから，より簡便に評価する方法も必要である。そこで，本研究では，作業項目のグループ数が計算結果に及ぼす影響を評価した。

2. **検討方法**　JPDR の解体実績では在来工法が適用される領域における切断・収納作業では，高所部，狭隘部，壁部のように環境条件・作業条件の記録が残されている [2]。切断・収納作業は対象機器種別とこれらの条件により 30 項目に分類される。これらの項目をさらに n 個のグループに区分するために k-means 法を適用した。まず，項目ごとに機器の重量を説明変数とした作業人工数予測のための回帰直線を抽出した。回帰直線の傾き，切片，残差の標準偏差を軸とする空間における距離の近い項目どうしを同じグループに区分した。さらに，グループごとに JPDR 実績データを用いて回帰直線を抽出し直した。得られた n 個の回帰直線を用いて，特定の領域の切断・収納作業に必要な人工数の見積りの試行を行った。グループ数 n を変化させて人工数見積り結果を，その不確実性とともに比較した。

3. **結果・考察**　グループ数を 1～30 の間で変化させ，サービスフロアの機器の切断・収納作業にかかる人工数の見積もりを行った結果を図 1 に示す。グループ数 n=1 は全ての切断・収納作業の人工数を 1 本の回帰直線で表すことに相当する。グループ数を多くするにつれて，算出した作業人工数と標準偏差が小さい値を示すが，その減り幅はしだいに減少することが分かり，この性質は他の領域でも同様の傾向が見られた。サービスフロアの JPDR 実績値と比較すると，いずれの見積もりも期待値±σの範囲に実績値が存在した。

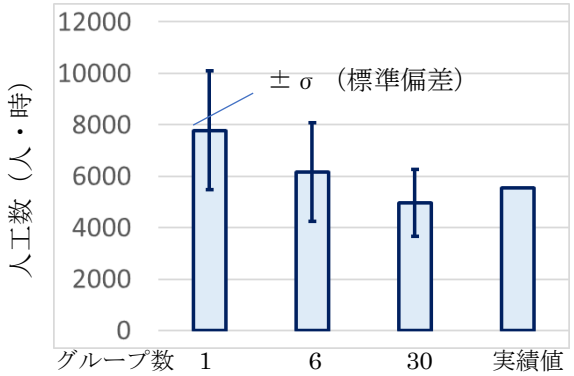


図 1　サービスフロアの切断・収納作業にかかる人工数の見積もり結果

4. **まとめ**　k-means 法を用いて作業項目を区分した上で，グループごとに機器重量に対する人工数の回帰直線を求め，人工数見積りの試行を行った。グループ数が多いほど，不確実性が低減されることが確認された。今後は最適な区分数を探る必要がある。

参考文献

[1] 奥出 他，日本原子力学会 2015 秋の大会, G09, 2015.　[2] 白石 他, JAERI-Data/Code 98-010, 1998.

*Sugimoto Ryota [1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]　[1]University of Fukui

「ふげん」廃止措置に関する知識等の現状分析

State analysis for Fugen decommissioning progression

*樽田 泰宜[1,2], 柳原 敏[2], 井口 幸弘[1,2], 北村 高一[1], 手塚 将志[1], 香田 有哉[1]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]福井大学

抄録　近年，原子炉施設に携わる職員の高年齢化による知識・技術・技能等の伝承・継承課題が指摘されている．本研究の対象である原型炉「ふげん」でも建設時代からの職員が定年退職時期を迎えている．そこで，本研究では SWOT 手法を技術等の伝承に応用するという試験的な取り組みに関して論じる．

キーワード：原子力知識マネジメント，知識マネジメント，廃止措置，ふげん

1. 緒言

福井県敦賀市にある原子炉廃止措置研究開発センター「ふげん」は 2008 年に廃止措置計画の認可を受けて廃止措置業務を進めている．「ふげん」の歴史を遡れば動力炉・核燃料開発事業団（当時）が進めてきた原子炉のナショナルプロジェクトまで遡る．「ふげん」の着工は 1970 年で 1978 年に最小臨界を達成後, 2003 年まで 25 年間，運転された．原型炉として技術・研究開発を進めてきた成果や運転実績など様々な情報が存在している．近年，建設時代や運転初期からの職員が退職時期に入っており，職員の持つ知識・技術・技能等の伝承に関して課題を抱えている．日本では“2007 年問題”と呼ばれる組織を牽引してきた多くのベビーブーム世代が定年退職することで“技術継承の危機”が叫ばれていた[1]．このときは定年退職年齢を引き延ばしたり再雇用したりと指摘されたほどの大きな問題とはならなかった．しかしながら，この課題が解決できたわけではなく，依然として伝承・継承課題は残ったままである．原子力業界では 1996 年頃から原子炉施設職員の高年齢化などに関しては警笛が鳴らされており，職員の教育や訓練の強化に注力されていた[2]．近年は原子力知識マネジメントという大きな枠組みで情報の管理・保存・活用などに対して IAEA が中心となり取り組んでいる. そこで本研究では技術等の継承課題に対して解決するためのアプローチの一つとして職員や組織の「強み」「弱み」といった点から試験的にアプローチして論じる．

2. 内容とまとめ

本研究では，職員の持つ特質に対して SWOT 分析手法という定性分析を用いる．SWOT とは米国で開発された経営戦略ツールの一つであり，「強み」「弱み」「機会」「脅威」の英語の頭文字を取ったものである．「強み」「弱み」とは人や組織が持っている特性などに着目し，「機会」「脅威」とは人や組織が置かれている環境や状況に着目することで意思決定支援などに活用する方法である．そのため何かを継承するための手法ではないが，研究アイデアとして職員や組織の持つ強みや弱みを結びつけることで継承課題にアプローチできないかと着想した．例えば，エキスパート（ベテラン）職員は長年，多くの経験をしており，沢山の「強み」を持っているはずである．結果として，エキスパートの強みと経験の浅い若手職員の「弱み」を結びつける試みはアイデアとしては効果的であるが，日頃，「強み」や「弱み」を考えて表現するという経験が少なく，アウトプットが難しいために効率的な情報収集の手法を開発する必要性が明らかとなった．

参考文献

[1] 高木朋代, 2008, "2007 年問題," 日本労働研究雑誌, 609.

[2] IAEA, 1996, "Nuclear Power Plant Personnel Training and its Evaluation A Guidebook.", Technical Report Series No.380

---

*Yasuyoshi Taruta[1,2], Satoshi Yanagihara[2], Yukihiro Iguchi[1,2], Koichi Kitamura[1], Masashi Tezuka[1], Yuya Kouda[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2].University of Fukui

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

[2L16-19] Dismantling and Decontamination Technology

Chair: Ken-Ichi Tanaka (IAE)

Tue. Mar 27, 2018 4:20 PM - 5:25 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L16] Application of laser peeling and cutting technology to nuclear power plants and general industries

*Eisuke John Minehara[1], Atuso Yamada[2], Hisashi Imai[2] (1. LDD Corporation, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)

4:20 PM - 4:35 PM

[2L17] Study on Applicability of Laser Coating Removal Technique to Nuclear Power Plant

*Hiromitsu Inagaki[1], Takayuki Utsushikawa[2], Kazuaki Toyosawa[3], Kazuhisa Fujita[4] (1. Chubu Electric Power Co., Inc., 2. Japan Environment Research Co., Ltd., 3. Toyokoh Co., Ltd., 4. The Graduate school for the Creation of New Photonics Industries)

4:35 PM - 4:50 PM

[2L18] The dismantling and recycle of electric equipments and materials in the decommissioning of nuclear power plants

*Takayuki Ikeda[2,1], Yasunori Roji[1], Yuji Yamamoto[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Genichiro Wakabayashi[2], Hirokuni Yamanishi[2], Takahiro Yamada[2], Tetsuo Itoh[2] (1. Mitsubishi Electric Corp., 2. AERI, Kindai Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

[2L19] The dismantling and recycle of electric equipments and materials in the decommissioning of nuclear power plants

*Genichiro Wakabayashi[1], Hirokuni Yamanishi[1], Takahiro Yamada[1], Tetsuo Itoh[1], Takayuki Ikeda[2], Yasunori Roji[2], Yuji Yamamoto[2], Masateru Hayashi[2], Tetsushi Azuma[2] (1. AERI, Kindai Univ., 2. Mitsubishi Electric Corp.)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー切削と切断技術の原子力及び一般産業への応用

Application of Laser Peeling and Cutting Technology to Nuclear Power Plants and General Industries

*峰原英介[1]，今井久[2]，山田淳夫[2]
[1]ＬＤＤ（株），[2]（株）安藤ハザマ

抄録　レーザー切削とレーザー切断の技術開発を原子力及び一般産業への応用を目的に進めている。大型と小型のレーザー装置を用いた剥離と解体の予備的な実験結果と開発計画の概要について報告する。

キーワード：レーザー切削技術、レーザー切断技術、原子力産業への応用、一般産業への応用

1. 緒言

原子力及び一般産業への応用を目的にレーザー切削とレーザー切断の技術開発を進めるために、剥離や切断を小さなサンプルではなく実用的な規模で行い、両産業における具体的な応用での隠れた隘路を明確にすると共に新たな解決方法や工夫を図る。レーザー除染［1, 2］或いは剥離の装置の応用の拡張を行うために、10kW と 260W のファイバーレーザーを用いて高速走査が可能なガルバノミラーと比較的低速移動手段のスライドなどを極高パワー密度から低パワー密度まで組み合わせて、コンクリートや金属材料に対して予備的な照射試験を行った。発表では原子力及び一般産業への応用可能性について検討し、報告する。



図 1、10kW 機装置切削試験。



図 2、260W 機と壁面照射試験装置。

2. 試験と概要

2-1. 除染或いは剥離の照射試験

図 1 は、10kW ファイバーレーザーの大型 3 軸スライド照射装置と架台とコンクリート板である。水噴霧後に 7mm 径スポットで 30m 毎分で走査して 1m^2 程度を深さ 10－6mm 除去した。図 2 は、260W ファイバーレーザー除染機或いは剥離機を用いた壁面照射試験装置である。焦点距離 160mmfθレンズでスポット径十数μm 平均走査間隔 25μm で 10m 毎秒で 80mmx80mm 走査して 1m^2 程度を深さ 0. 1mm 除去した。

2-2. 剥離から切断への拡張

上記の試験で元々厚いコンクリートや鉄板を高速で切断可能である 10kW 機は、剥離に利用することが可能であることが示せた。逆に 260W 剥離機も狭い幅での照射を繰り返すことによって鉄板とコンクリート板の切断が可能でスポット径の 2－100 倍の幅で横幅 100mm 程度の切断に利用可能である。この利用方法の拡張は、剥離の深さを局所において自在に変更できるので亀裂等の局所の深部汚染や深部劣化の除去が可能となると考えられる。

3. 結論

通常のレーザー切削装置を切断に、またその逆のレーザー切断装置を切削に用いる利用方法拡張が可能である。この知見を含めて大型の土木建築構造物の保守や製作において種々の応用が可能と考えられる

参考文献

[1] E. J. Minehara, Laser Review, March, 2012, Vol.40, No.3, pp.165-170.、E. J. Minehara and K. Tamura, Journal of the RANDEC, No.48, Mar. 2013, pp.47-55.

[2] E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, Japanese Patent No.5610356, Oct. 2014.、E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, US Patent No. US9174304B2, Nov. 3, 2015.

*Eisuke J. Minehara[1], Hisashi Imai[2] and Atsuo Yamada[2]　[1]LDD Corporation, [2]HAZAMA ANDO CORPORATION.

レーザー塗膜除去技術の原子力プラントへの適用に向けた研究開発
(3)レーザー照射で発生する粉塵処理に関する基礎実験

Study on Applicability of Laser Coating Removal Technique to Nuclear Power Plant
(3)Basic Experiment on Dust Treatment Generated by Laser Irradiation

*稲垣 博光[1] 移川 隆行[2] 豊澤 一晃[3] 藤田 和久[4]
[1]中部電力，[2]日本環境調査研究所，[3]トヨコー，[4]光産業創成大学院大学

レーザー塗膜除去装置の原子力プラントへの適用に向けた研究開発の一環として、レーザー照射で除去する放射性物質を含む粉塵・ガスの処理方法について、基礎実験を行って検討した。
キーワード：レーザー塗膜除去，レーザー除染，粉塵処理，ファイバーレーザー，廃止措置

1. 緒言

大型構造物の塗装の現場除去を目的として開発されたポータブルレーザー塗膜除去装置を、廃止措置の放射能除染技術（レーザー除染）として適用するための研究開発に取り組んでいる。これまでに、処理速度の推定[1]および粉塵飛散防止機構の原理確認[2]を行ってきた。本報では、レーザー除染で発生する放射性物質を含む粉塵・ガスの処理方法について検討するため、金属板へのレーザー照射で発生する粉塵・ガスを分析する基礎実験を行った。

2. 実験

試料として、４種類（ステンレス(SUS)、炭素鋼(SS)、表面がさびで覆われた炭素鋼(錆 SS)および塗装された炭素鋼(塗装 SS)）の金属板を用いた。フィルタを通した清浄空気で換気したグリーンハウス内で、試料表面にレーザーを 1 分間照射し、発生した粉塵の粒径分布とガスの成分濃度（CO, O_3, CO_2, NO_2, NO）を測定した。（図１）

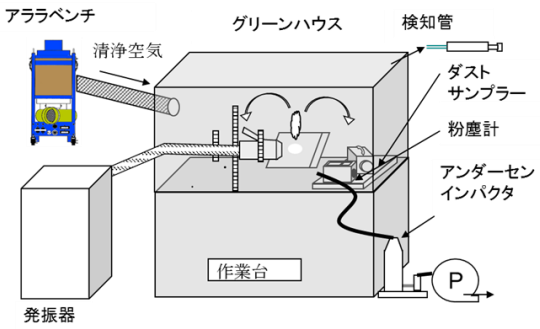


図１　レーザー照射の実験装置

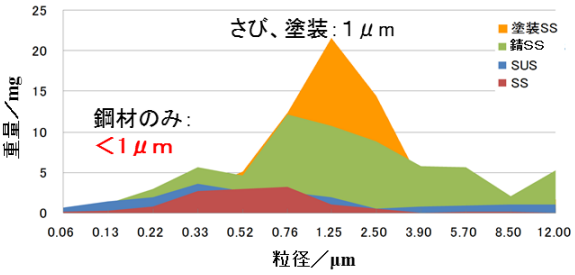


図２　発生した粉塵の粒径分布

測定対象	単位	BG	試料			
			SUS	SS	錆 SS	塗装 SS
CO	ppm	<1	<1	<1	<1	<1
O_3	ppm	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	0.4
CO_2	%	0.04	0.06	0.06	0.08	0.3
NO_2	ppm	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1	1.0
NO	ppm	<10	<10	<10	10	15

表１　発生したガスの成分濃度

3. 結果

鋼材表面にレーザーを照射した場合に発生する粉塵の粒径は 1μm 以下であったが、表面にさびあるいは塗装がある場合には、1～2μm をピークとして 10μm 付近まで分布した（図２）。発生するガスは、表面にさびあるいは塗装がある場合、NO が発生し、塗装では NO2 と O3 も発生した。また、いずれの場合も、CO2 が発生した（表１）。以上の結果を踏まえ、レーザー除染に用いる粉塵・ガスの処理方法を検討し、処理装置を考案した。

参考文献

[1] 稲垣博光 他、日本原子力学会「2015 年春の年会」B41
[2] 藤田和久 他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」E15

*Hiromitsu Inagaki[1], Takayuki Utsushikawa[2], Kazuaki Toyosawa[3], Kazuhisa Fujita[4]
[1]Chubu Electric Power Co., [2]Japan Environment Research Co., [3]Toyokoh Co., [4]The Graduate school for the Creation of New Photonics Industries.

原子力発電所の廃止措置に伴う電気品の解体・再利用
（1）課題と解決方策

The dismantling and recycle of electric equipments and materials
in the decommissioning of nuclear power plants
(1) Issues and targets

*池田 貴幸[1,2]，路次 安憲[1]，山本 悠司[1]，林 真照[1]，東 哲史[1]，
若林 源一郎[2]，山西 弘城[2]，山田 崇裕[2]，伊藤 哲夫[2]
[1]三菱電機，[2]近大原研

原子力発電所に使用されているケーブル等の電気品は，銅などの有用な資源を含むため再利用が望まれるが，放射線管理区域内に設置されている設備を解体し再利用するには放射線問題とアスベスト問題の処理が不可欠である。本研究では，電気品に含まれる資源の再利用に向けて要解決事項の検討を行った。

キーワード：廃止措置，再利用，電気品（ケーブル等），放射線管理，アスベスト

1. 緒言

原子力発電所の電気品の殆どが非放射性廃棄物と考えられているが，非放射性であることと安全な処理方法について手順を踏みながら説明しなければ，廃止措置の際には廃棄物となる。これらの資源を有効活用するため，ここでは解体，撤去，搬出，再利用の過程における体系的な方策を検討するとともに，電気品の中でも物量の多いケーブルについて成分分析を実施している。

2. 要解決事項についての体系的取組み

以下に示す体系的，段階的な取り組みが必要であり，代表的なケーブルについて検証を進めている。

① 放射線問題の解決事項（図 1）

○ケーブル材料物性：代表性のあるケーブルの選定，成分分析
○原子力発電所の放射線：放射線の調査，中性子の影響範囲の検討
○放射化評価：材料物性と放射線による評価，クリアランス判定方法
○測定方法の検討：持出に際しての測定方法の検討

② アスベスト問題の解決事項

○アスベスト含有物の特定
○アスベストの物性調査・特性把握

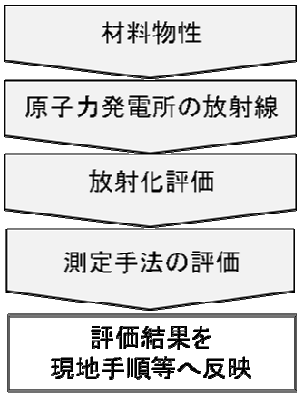


図 1 放射線問題の解決事項

③ 解体，撤去，搬出に際しての法規制(放射線/アスベスト等)を満たす安全で効率的な工法の検討

3. 結論

廃止措置に際し，放射線問題とアスベスト問題を処理するための体系的な手法を検討するとともに，代表的なケーブルでの検証を開始している。今後は，各課題の解決方法の一層の具体化，対象範囲の電気品全般への拡大を実施する予定である。

---

*Takayuki Ikeda[1,2], Yasunori Roji[1], Yuji Yamamoto[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Genichiro Wakabayashi[2], Hirokuni Yamanishi[2], Takahiro Yamada[2], and Tetsuo Itoh[2]

[1]Mitsubishi Electric corp., [2]AERI, Kindai Univ.

原子力発電所の廃止措置に伴う電気品の解体・再利用
（2）PWR ケーブルの成分分析

The Dismantling and Recycle of Electric Equipments and Materials
in the Decommissioning of Nuclear Power Plants
(2) The component analysis of PWR cables

*若林　源一郎[1]，山西　弘城[1]，山田　崇裕[1]，伊藤　哲夫[1]，
池田　貴幸[1,2]，路次　安憲[2]，山本　悠司[2]，林　真照[2]，東　哲史[2]
[1]近大原研，[2]三菱電機

原子力発電所で用いられているケーブルを非放射性廃棄物として処分することができれば，放射性廃棄物を減容することでき，銅などの有用な資源の有効利用にも資する。本研究では，ケーブルの放射化の程度を調査するための基礎データとして，PWRで使用されている代表的なケーブルの成分を調査した。

キーワード：廃止措置，再利用，PWR ケーブル，成分分析

1. 緒言

原子力発電所では様々なケーブルが用いられており，廃止措置の際には廃棄物となるが，非放射性廃棄物として処分できるものがあれば放射性廃棄物の減容が可能となる。また，銅などの有用な資源を再利用できれば，資源の有効利用にも資する。本研究では，ケーブルの放射化の程度を調査するための基礎データとして，PWRで使用されている代表的なケーブルの成分について調査を行った。

2. 実験

PWR で使用されている 5 種類の代表的なケーブルを切断後，切断面を研磨し，光学顕微鏡による断面観察と SEM/EDX（日立ハイテクノロジー社製 SU-8000）による成分元素の化学分析を行った。さらに，分析結果を考慮して 18 元素を対象とし，ICP（エスアイアイ・ナノテクノロジー社製，SPS-3100）による成分分析を行った。また，近畿大学原子炉（UTR-KINKI）を用いて放射化分析法による定性的な成分分析を行い，不純物元素を調べた。

3. 結果

SEM/EDX による分析の結果，銅導体の他，絶縁体及び被覆材の主成分である炭素，酸素，塩素，難燃助材成分のアンチモン等が確認できた。ICP による分析では，これらに加えてマグネシウム，カルシウム，スズ等の不純物を含む微量成分が検出された。原子炉を用いた放射化分析では，SEM/EDX 及び ICP 分析で検出されなかった成分として臭素が検出された（図 1）。今後，分析結果をもとにシミュレーション計算等を行い，廃止措置時にケーブル中に含まれる放射化物を調査する。

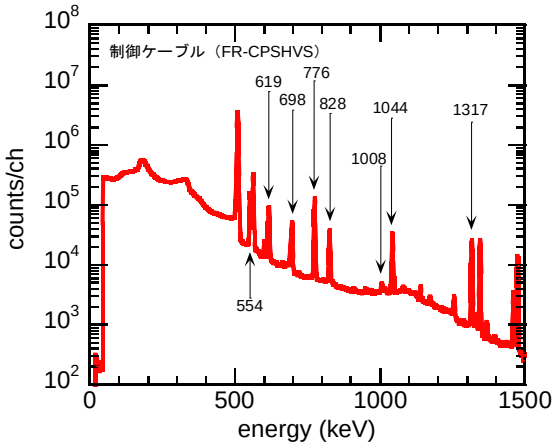


図 1　放射化分析によって検出された Br-82 のピーク

*Genichiro Wakabayashi[1], Hirokuni Yamanishi[1], Takahiro Yamada[1], Tetsuo Itoh[1], Takayuki Ikeda[1,2], Yasunori Roji[2], Yuji Yamamoto[2], Masateru Hayashi[2] and Tetsushi Azuma[2]
[1]AERI, Kindai Univ., [2]Mitsubishi Electric Corp.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M01-05] Radiation Chemistry

Chair: Hideyuki Hosokawa (Hitachi)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:50 AM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M01] Radiolysis of Water in the Presence of Metal Oxide Particles

*John McGrady[1], Shinichi Yamashita[1], Zishou Zhao[1], Zhengang Duan[2], Jingjie Shen[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. Nuclear Professional School, University of Tokyo, 2. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

9:30 AM - 9:45 AM

[2M02] Estimation of Thermal Decomposition Rates of Hydrogen Peroxide in Aqueous Solution Systems of Coexisting Solid Materials

*Ryuji Nagaishi[1], Ryo Kuwano[1], Masao Inoue[1], Matsumura Taichi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[2M03] Evaluation of Energy Spectra around Structural Materials in Radiation Environments

*Taichi Matsumura[2,1], Ryuji Nagaishi[1], Jun-ichi Katakura[2], Masahide Suzuki[2] (1. JAEA, 2. NUT)

10:00 AM - 10:15 AM

[2M04] Pulse radiolysis study on reaction of hydrogen atom with water molecule ($H + H_2O \rightarrow H_2 + OH$) at high temperature

*Yusa Muroya[1], Wataru Kanamori[1], Shinichi Yamashita[2], Lertnaisat Phantira[3], Sunuchakan Sanguanmith[3], Jintana Meesungnoen[3], Jean-Paul Jay-Gerin[3], Yosuke Katsumura[2,4] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. School of Eng., Univ. Tokyo, 3. Univ. Sherbrooke, 4. Japan Radioisotope Association)

10:15 AM - 10:30 AM

[2M05] Pulse radiolysis study on formation process of nanoparticles in organics-free platinum aqueous solution

*Miou Kariya[1], Yusa Muroya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Tsuyoshi Ito[2], Nobuyuki Ota[3], Shinichi Yamashita[4], Takahiro Kozawa[1] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Hitachi, Ltd., Research and Development Group, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. School of Eng., Univ. Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

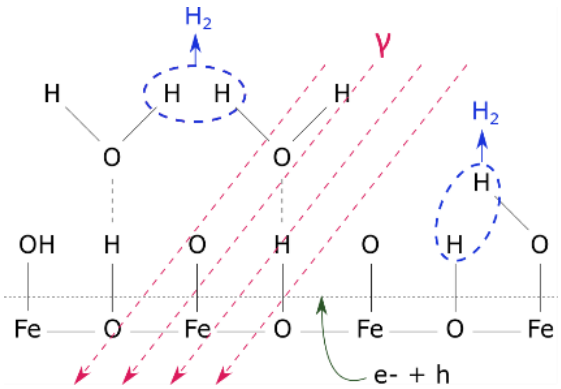
Radiolysis of Water in the Presence of Metal Oxide Particles

*John McGrady, Shinichi Yamashita, Zishou Zhao, Zhengang Duan, Jingjie Shen, Huilong Yang, Sho Kano, Hiroaki Abe

Nuclear Professional School, The University of Tokyo

The rate of water decomposition under irradiation in the presence of metal oxides was studied by γ-irradiation followed by measurement of H_2 production, as well as by pulse radiolysis in order to understand the influence of the water/metal oxide interface which is not currently understood.

Keywords: radiolysis, interface, metal oxide, adsorbed water, γ-rays, pulse radiolysis.



Water radiolysis is a well-researched topic due to its applicability to the nuclear industry. However, the rate of water decomposition has been observed to change in the presence of metal oxide surfaces, a phenomenon which is not currently understood. One of the major products of water radiolysis is H_2 and increased rates of H_2 formation can be problematic for the vitrification and storage of radioactive waste, and for the control of water chemistry and material stability in nuclear water circuits. In this work, the production of H_2 at metal oxide surfaces and the nature of the surface chemistry under irradiation was investigated.

Typical surface oxides (Cr_2O_3, Fe_2O_3, Fe_3O_4, $NiFe_2O_4$, ZrO_2) found on plant structural materials were irradiated with γ-rays in pure water under a sealed argon atmosphere. The amount of H_2 generated due to water radiolysis was analysed by gas chromatography connected with thermoconductivity detector, and changes in the rate of H_2 production were observed for the oxides relative to pure water. In order to investigate the mechanisms that drive these changes, the behaviour of H_2O on the oxide surface was analysed by various complementary techniques (Thermal Gravimetric Analysis and Differential Thermal Analysis (TGA/DTA), Diffuse Reflectance Infrared Fourier Transform Spectroscopy (DRIFT), X-ray Photoelectron Spectroscopy (XPS)) as it is postulated that adsorbed water is an important variable in H_2 generation under irradiation.

Another important variable to consider is the generation of hydrated electrons from the oxide as it is a precursor of H_2. It is believed to affect H_2 production due to electron/hole pair formation in the bulk oxide and donation of the electrons to solution across the metal/water boundary. It is possible that reaction of the solvated electrons with radiolysis products such as hydrogen radicals leads to changes in H_2 production rates. To investigate this, a pulse radiolysis study with metal oxide/water mixtures was also conducted to elucidate the underlying mechanisms involved in H_2 production.

固体共存水溶液系での過酸化水素（H_2O_2）の熱分解の速度評価

Estimation of Thermal Decomposition Rates of Hydrogen Peroxide in Aqueous Solution Systems of Coexisting Solid Materials

*永石 隆二[1]，桑野 涼[1]，井上 将男[1]，松村 太伊知[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

水の放射線分解で生成する過酸化水素は酸化剤であり，水に接する材料を劣化（腐食，構造破壊等）させるため，この生成（G 値）と反応の挙動を調べることは重要である。この反応のベースには単独で減衰する熱分解があるが，この 1 次の反応速度は温度だけでなく pH や固体（触媒）表面の影響を受ける。そこで本研究では，この反応速度を固体（主にゼオライト）が共存した水溶液中で pH 等を変えながら評価した。ここで，反応速度に及ぼす pH や共存する固体（表面）の影響を調べるとともに，材料劣化を及ぼす過酸化水素の影響範囲等について議論した。

キーワード：過酸化水素，熱（自己）分解，pH（酸性度），固体材料，ゼオライト

1. 緒言

これまで汚染水処理等に関連して，吸着材，凝集沈殿物，燃料デブリ等の固体が共存（充填・懸濁・接触）した水溶液系の放射線分解による水素（H_2）発生等に関する研究を進めてきた[1]。水の分解ではその対生成物として過酸化水素（H_2O_2）が生成するが，これは一般的に酸化剤として働くため，福島第 1 原発（1F）事故以降の研究においても，原子炉構造材の腐食や廃棄対象物の劣化に関与することが定性的に指摘されている。ここで，H_2O_2 は熱（自己）分解（$H_2O_2 \rightarrow H_2O+1/2O_2$）することが，特に高温[2-3]や触媒接触の条件下で知られている。これは上記の材料劣化において，生成した H_2O_2 の移動距離，酸化頻度等の範囲（最大）を決めるベースとなるため，その分解速度を調べることは重要であるが，常温や固体共存の条件ではほとんど行われていないのが現状である。

そこで本研究では，固体（主にゼオライト）が共存した水溶液中で溶液の pH や固体の量（濃度）を変えながら H_2O_2 の分解速度を系統的に評価して，そのデータをもとに H_2O_2 の熱分解機構，材料劣化への影響等を考察した。

2. 実験

固体にはゼオライト（多孔性アルミノケイ酸塩）及び金属酸化物（ZrO_2, MnO_2 等）を用いた（等電点 5.0-9.5）。これらをそれぞれ純水または海水の水溶液（中性）と混合して試料とした。純水試料の場合，さらに酸とアルカリにより pH（4.0-13）を調整した。ここで，事前に試料中の固体と水の容積比等を把握するため，固体の見かけ・真密度とガス吸着挙動（表面積，細孔容積等）を測定した。分解実験では，室温（20-25 ℃）で真空脱気した試料中の水溶液に H_2O_2（初期 5.0 %未満）を微量添加した後，その水溶液に溶存している O_2（生成物，光学式モニタ）または H_2O_2（未反応物，電量滴定法）を経時的に測定した[1]。その後，O_2 の生成に至る H_2O_2 の熱分解を全体的に 1 次反応として，測定データの指数関数フィッティング（生成／減衰）により分解速度 k（s^{-1}）を評価した。

3. 結果・考察

結果の一例として，図 1 にゼオライトが浸水した試料（水分率 44 wt%）中の O_2 生成挙動の pH 依存性（室温）を示す。このゼオライトではその表面積の 6 割強を占める水分子と化学的に結合する細孔（ミクロ孔）内の表面でのみ，H_2O_2 の熱分解が起きている[1]。ここで，どの pH の場合でも水溶液のみの試料と比べ 3 桁以上大きな分解速度 k（10^{-3}～10^{-2} s^{-1}）が得られているが，これらは高温（150-200 ℃）の中性水溶液での報告値[2-3]に匹敵する。図 1 では試料中の水の pH の増加（酸解離，表面負電荷の増加）に伴い k が増加していることがわかるが，同様に，固体量の増加（分解表面積の増加）によっても k の増加を確認できる。これらの k から，「溶質と反応しないと仮定」した場合の H_2O_2 の（最長）寿命（半減期 $T_{1/2}=\ln 2/k$ (s)）を求めることができて，さらに，これをもとに H_2O_2 の移動可能な距離を評価できる。

本報告では，上述をもとに材料劣化を及ぼす H_2O_2 影響範囲について議論するとともに，固体表面での H_2O_2 分解・O_2 生成の反応パス（素過程）に基づき pH 依存性等を考察する。

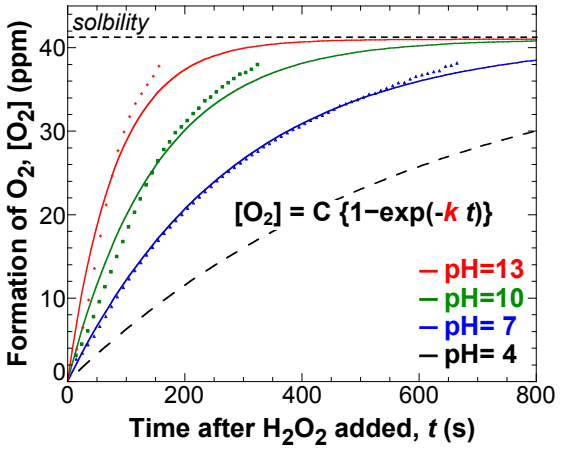


図 1 H_2O_2 分解による O_2 生成の時間プロファイル（ゼオライト浸水条件，室温，$[H_2O_2]_0$～3 %）

参考文献

[1] R. Nagaishi, “Evolution of water radiolysis studies for measures against post-severe accidents”, RADIOISOTOPES, 66(11), 601 (2017) 他.

[2] J. Takagi, K. Ishigure, “Thermal decomposition of H_2O_2 and its effect on reactor water monitoring of BWRs”, Nucl. Sci. Eng. 89, 177 (1985).

[3] 伊藤尚哉，昭和 62 年度卒業論文「過酸化水素の熱分解」，東大工学部 原子力工学科 (1988).

* Ryuji Nagaishi[1], Ryo Kuwano[1], Masao Inoue [1] and Taichi Matsumura[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

放射線環境における構造材近傍のエネルギースペクトル評価

Evaluation of energy spectru around structural materials in radiation environments

*松村 太伊知[1-2]，永石 隆二[1]，片倉 純一[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

構造材近傍の放射線や放射線分解生成物は、腐食をはじめとする構造材の劣化に影響する。ここで、構造材近傍の放射線の線質（種類・エネルギー）及び量は構造材の種類や厚さによって変わるため、これを系統的かつ詳細に調べることは、設置場所等によって異なる構造材（材質・サイズ）を利用する実情に応じた細やかな指針等を与えられる点からも重要である。そこで本研究では、水中の金属構造材（SUS304, SUS316L 等）への放射線（β線・γ線）照射をモンテカルロ計算コード（PHITS）で模擬して、その構造材近傍の放射線のエネルギースペクトルを入射放射線、構造材の種類や厚さを変えながら評価した。

キーワード：金属板構造材・水・放射線・モンテカルロ計算コード・エネルギースペクトル

1. 緒言

これまで汚染水処理に用いた吸着塔内部のゼオライト充填層中のβ・γ線放出核種の吸着分布を考慮した吸収線量評価[1]や、燃料デブリから放出される経過時間毎の線種（α・β・γ線）に依存した放射線エネルギー分布評価[2]を解析的に行ってきた。これらは今後、1F から発生した使用済み吸着塔の処理・処分やデブリの取り出し時に必要な情報を与える。一方、原子炉構造材の放射線照射による影響では構造材や水に与えられる吸収線量に加えて、構造材の種類や厚さが異なるとその近傍の線種やそれらのエネルギーが変化すると考えられるため、構造材の腐食等の劣化評価にはこれらを考慮することが重要である。

本研究では PHITS を用いて入射線種、構造材の種類や厚さを変えながら水中の構造材近傍の放射線環境の再現を行い、これらの結果をもとに構造材近傍の光子・電子のエネルギー分布を解析・評価した。

2. 解析

図 1 に本解析条件の模式図を示す。水中にセットした金属構造材に線源からの放射線を照射して、その近傍に設置した観測領域中の放射線のエネルギースペクトルを入射放射線、構造材の種類や厚さを変えながら取得した。線源は Cs-137（Ba-137m）から放出されるγ線（単色 662 keV）や、Sr-90 とその娘核種の Y-90 から放出されるβ線（連続エネルギー分布）とした。構造材から線源の位置①は Sr-90 の場合には 0.0 mm, 0.5 mm を設定し、他の場合は 1.0 mm も設定した。金属構造材は SUS304, SUS316L, 炭素鋼を対象にした。構造材の厚さ②は 1 mm, 2 mm, 以降 2 mm ステップで 20 mm までを設定した。放射線と構造材の相互作用後の光子・電子の観測領域③は構造材の表と裏の両側の水の厚さ 1 mm に加えて、電子の外挿飛程等を考慮して、裏側のみの 10 mm、表裏両側の構造材表面からの内部 1 mm に設定した。

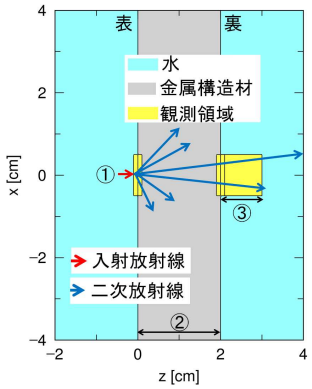


図 1 解析条件の模式図

3. 結果と議論

解析結果の一例として、図 2 に 2.5 mm 離れた位置にある Y-90 線源のβ線（最大 2.28 MeV）を SUS304 に入射したときの裏側の水中のエネルギースペクトルを示す。左右の図はそれぞれ観測領域を水中の厚さ 1 mm (a), 10 mm (b)とした結果である。実線は相互作用後の光子、破線は電子を表す。また、構造材の厚さの違いを線の色（赤：1 mm, 青：20 mm）で示した。光子は主に減速した入射β線の制動放射であるため、その最大エネルギーよりも低いエネルギーが最大の連続エネルギーで観測された。電子は主に光子の相互作用で放出した二次電子であるため、低エネルギー側で観測される。これらスペクトルの平均エネルギーは、構造材の厚さが増加する（1 mm→20 mm）と、光子は高エネルギー側にシフトするのに対して、電子は低エネルギー側にシフトした。

本報告では、構造材に対する線源の位置（距離）の違いがエネルギースペクトルに及ぼす影響等についても述べる。

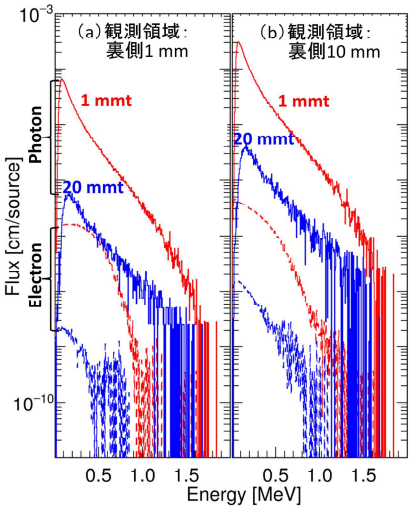


図 2 SUS304 の裏側の水中のエネルギースペクトル

参考文献
[1] 松村太伊知ほか，原子力学会 2016 年春の年会, 2I23 (2016).
[2] 松村太伊知ほか，原子力学会 2017 年秋の大会, 1F06-07 (2017).

*T. Matsumura[1-2], R. Nagaishi[1], J. Katakura[2] and M. Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Nagaoka University of Technology (NUT)

パルスラジオリシス法による高温下の水素原子と水分子との反応 (H + H_2O → H_2 + OH)に関する研究

Pulse radiolysis study on reaction of hydrogen atom with water molecule (H+H_2O→H_2+OH) at high temperature

*室屋 裕佐[1]，金森 航[1]，山下真一[2]，Phantira Lertnaisat[2]，Sunuchakan Sanguanmith[3]，
Jintana Meesungnoen[3]，Jean-Paul Jay-Gerin[3]，勝村庸介[2,4]
[1]阪大産研，[2]東大院工，[3]シャーブルック大，[4]日本アイソトープ協会

水素注入の効果を阻害する反応である水素原子－水分子反応（H + H_2O → H_2 + OH）について、高温パルスラジオリシス法を用いて室温から 350 ℃にわたる反応速度定数を実験的に評価した。亜臨界領域（270～350 ℃）では従来の評価に比べて一桁大きい値（>10^4 ($M^{-1}s^{-1}$)）が得られた。

キーワード：高温放射線化学、パルスラジオリシス、水素注入、水素発生反応、水素原子－水分子反応

1. 緒言

構造材料の腐食抑制に有効な水化学手法として水素注入が知られ、BWR や PWR で広く用いられてきた。放射線環境下で酸化性化学種の著しい抑制効果が発現するが、その反応機構に関わる化学種（H や OH 等）の知見は必ずしも確立してはいない。H 原子－水分子反応（H + H_2O → H_2 + OH）は、水素－OH 反応の逆反応であり、水素注入の効果を阻害するため水化学的には好ましくない反応である。理論的（熱力学的）な考察やミュオン実験から議論が進められてきたが、高温下の反応性について未だ見解の一致を見ていない。そこで今回パルスラジオリシス実験およびスパーモデル計算により、室温～350 ºC の反応性を調べた。

2. 実験

上記反応に関わる化学種はいずれも光吸収が弱く直接観測は困難である。そこで、生成物の OH を速やかに捕捉する I^-を用い、逐次的に生成する I_2^-の時間挙動（室温～350 ºC）を、高温ナノ秒パルスラジオリシスで測定した。得られた時間挙動をスパー拡散モデル計算と比較することで反応速度定数を評価した。

3. 結果と考察

低線量（5.5 および 2.9 Gy/pulse）にて 10 mM NaI 水溶液の照射から生成する I_2^-の時間挙動を観測した。310 ºC の結果を図 1 実線に示す（5.5 Gy）。>270 ºC では、照射直後に生成する成分（<20 ns）に加え、遅れて生成する成分（~μs）が観測された。I^-による OH 捕捉から I_2^-生成は極めて速いため（<<μs）、この遅延立ち上がりは H + H_2O の反応を反映していると考えられる。一方、同じ温度・線量条件でスパーモデル計算で k(H + H_2O)を変化させた時の時間挙動も合わせて示す（点線）。従来の評価値（k ~2.8×10^3 ($M^{-1}s^{-1}$)）より一桁大きい時（k ~ 4.5×10^4 ($M^{-1}s^{-1}$)）に実験と良く一致した。同じ傾向が亜臨界領域全般（270～350 ºC）で見られ、Elliot, Bartels の報告[1]より一桁大きく、Buxton の予測[2]や Ghandi の実験[3]と良い一致が得られた。

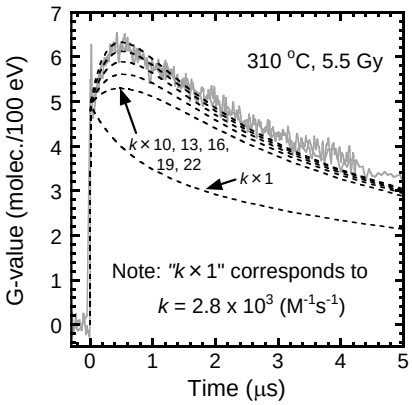


Fig. 1. Time profile of I_2^- formed in 10 mM NaI solution at 310 ºC, irradiated with dose of 5.5 Gy. The solid line represents the experimental result. The dashed lines represent spur reaction simulation results.

参考文献

[1] J. A. Elliot and B. M. Bartels, *AECL report*, 153-127160-450-001 (2009).
[2] D. Swiatla-Wojcik, G. V. Buxton, *Radiat. Phys. Chem.*, **74**, 210 (2005)など.
[3] C. D. Alcorn, et al., *Chem. Phys.*, **435**, 29 (2014).

*Yusa Muroya[1], Wataru Kanamori[1], Shinichi Yamashita[2], Phantira Lertnaisat[2], Sunuchakan Sanguanmith[3], Jintana Meesungnoen[3], Jean-Paul Jay-Gerin[3], Yosuke Katsumura[2,4]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Sch. Eng., Univ. of Tokyo, [3]Univ. of Sherbrooke, [4]Japan Radioisotope Association

パルスラジオリシス法による有機物フリーな白金水溶液中における ナノ粒子形成過程

Pulse radiolysis study on formation process of nanoparticles in organics-free platinum aqueous solution

*仮屋 深央[1]，室屋 裕佐[1]，石田 一成[2]，和田 陽一[2]，伊藤 剛[2]，
太田 信之[3]，山下 真一[4]，古澤 孝弘[1]
(1.阪大産研，2.日立・研開，3.日立 GE，4.東大院工)

ヘキサヒドロキソ白金酸懸濁液への放射線照射による白金ナノ粒子製造プロセスを確立するために、ナノ秒パルスラジオリシス法により水の放射線分解生成物とヘキサヒドロキソ白金酸の反応速度定数を調べた。その結果、反応速度定数が pH に依存し、pH 8 以上で急激に増加することが分かった。

キーワード：放射線化学反応、ヘキサヒドロキソ白金酸、ナノ粒子形成過程、パルスラジオリシス

1. 緒言

沸騰水型原子炉再循環系配管や炉内構造物等の応力腐食割れ抑制技術として白金ナノ粒子を用いた構造材の触媒コーティングの技術開発が進められている[1]。近年、イオン交換して生成したヘキサヒドロキソ白金酸($H_2[Pt(OH)_6]$)懸濁液へのガンマ線照射により有機物等不純物を含まない白金ナノ粒子を形成できることが報告されている[2]。本研究では、白金ナノ粒子製造プロセスを確立するために、水の放射線分解生成物(水和電子:e^-_{aq}、ヒドロキシルラジカル:OH)と $H_2[Pt(OH)_6]$との反応速度定数をパルスラジオリシス法により調べた。

2. 実験

イオン交換して生成した $H_2[Pt(OH)_6]$懸濁液にナノ秒電子線パルスラジオリシスを行い、e^-_{aq}、OH と $H_2[Pt(OH)_6]$の反応速度定数を調べた。試料は Ar または N_2O ガスで脱気し、pH は NaOH で調整した。

3. 結果・考察

pH 8.3 に調整した懸濁液試料にパルスラジオリシスを行い e^-_{aq} と $H_2[Pt(OH)_6]$の反応における過渡吸収スペクトルを図 1 に示す(Ar 飽和、[Pt]=3 mM)。e^-_{aq} の良好な反応性(720 nm)及び生成物の吸収バンド(~380 nm)が確認された。同様のスペクトルから OH も $H_2[Pt(OH)_6]$と速やかに反応することが分かった。

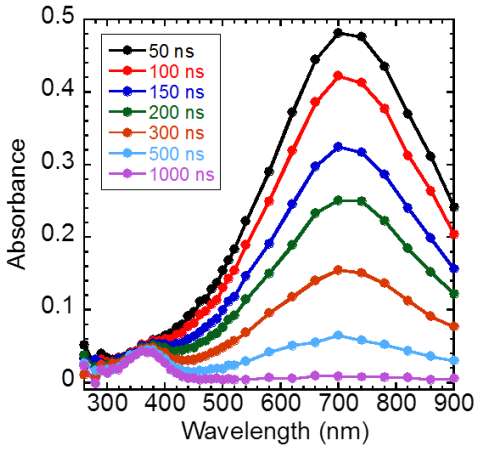


図 1. Ar 飽和溶液のナノ秒過渡吸収スペクトル(pH 8.3、[Pt] = 3 mM)

次に e^-_{aq}、OH と $H_2[Pt(OH)_6]$の反応に関する反応速度定数の pH 依存性を調べた。その結果を図 2 に示す。酸性・中性条件では e^-_{aq}、OH とも反応速度定数は非常に低いが、pH 8 以上で急激に増加し、pH 9 以上で飽和した。$H_2[Pt(OH)_6]$懸濁液へのガンマ線照射による白金ナノ粒子生成では、pH 8.2 以上で白金ナノ粒子生成率が高くなることが報告されており[2]、白金ナノ粒子生成率と反応速度定数の pH 依存性が一致した。

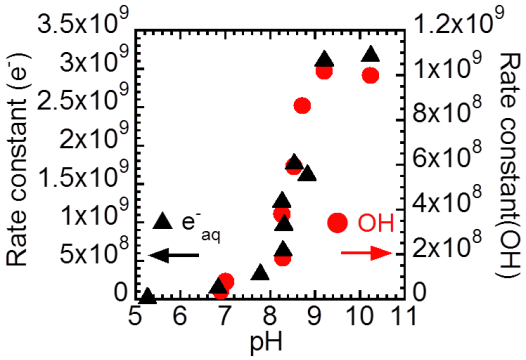


図 2. e^-_{aq}、OH と $H_2[Pt(OH)_6]$の反応に関する反応速度定数の pH 依存性

参考文献

[1] Y.J. Kim, NPC2010, Oct 3-7, Quebec City, CNS (2010)

[2] K. Ishida, *J. Nucl. Sci. Tech.*, **54**, 356-364, (2017).

*Miou Kariya[1], Yusa Muroya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Tsuyoshi Ito[2], Nobuyuki Ota[3], Shinichi Yamashita[4], Takahiro Kozawa[1]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Res. Develop. Gr, Hitachi, Ltd., [3]Hitachi-GE Nucl. Energy, Ltd., [4]Sch. Eng., Univ. Tokyo

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M06-09] Corrosion Chemistry

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 10:50 AM - 12:00 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M06] Formation of oxide deposition on solid surface in metallic aqueous solutions

*Masaya Kimoto[1], Hiroaki Abe[1], Sho Kano[1] (1. The University of Tokyo)

10:50 AM - 11:05 AM

[2M07] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

*Hideyuki Hosokawa[1], Tsuyoshi Ito[1], Makoto Nagase[2], Mayu Sasaki[2] (1. Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2M08] Potential Dependency on Corrosion Characteristics of Stellite No.6

*Masahiko Tachibana[1], Hideyuki Hosokawa[1], Mayu Sasaki[2], Ryosuke Shimizu[2], Nobuyuki Ota[2] (1. Research &Development Group, Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear energy, Ltd.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2M09] Anodic polarization simulation of structural materials of recirculation piping

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Tsuyoshi Ito[2], Hideyuki Hosokawa[2], Mayu Sasaki[3] (1. Tohoku University, 2. Hitachi, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

金属イオンを含む溶液中における表面酸化物層形成に関する研究

Formation of oxide deposition on solid surface in metallic aqueous solutions

*木本 雅也[1]，阿部 弘亨[1]，叶野 翔[1]

[1]東京大学

原子炉を長時間運転すると燃料被覆管の表面には腐食生成物（CRUD）が堆積する。この CRUD は燃料被覆管や配管に含まれた種々の金属が冷却水と作用することで生成する。しかし、CRUD の生成メカニズムや環境の影響については明確ではない。そこで本研究では、金属イオンを含む水溶液を原子炉冷却水として模し、この水溶液から金属酸化物が生成する条件を探索した。

キーワード：水化学，金属酸化物

1. 緒言

原子炉の主流は軽水炉であり、冷却材として軽水が用いられている。そして、原子炉を長く運転すると配管に含まれた種々の金属が冷却水と作用することにより燃料被覆管や配管の表面に腐食生成物が堆積するが、これが系内を循環した後に中性子照射を受け、放射化し CRUD となる[1]。しかし、CRUD の生成メカニズムは明確ではない。そこで本発表では、金属イオンを含む水溶液を原子炉冷却水として模し、ゼオライトを堆積基材として用意し、この水溶液からどのように金属酸化物が生成するかを探索した。

2. 実験

試験管内に 0.1M $NiCl_2$、$ZnCl_2$、$FeCl_2$、$Fe(OH)_3$ 水溶液を用意し、それぞれに A 型ゼオライトを混合する。これを室温下で 3 時間、6 時間、24 時間、7 日間静置した後、ゼオライトを回収し乾燥させ試料を得た。この実験は非照射の元で行った。加えてγ線照射下で実験時間を 70 時間とし、同様の実験を行い試料を得た。

得られた試料は走査型電子顕微鏡（SEM）と SEM に付属するエネルギー分散型 X 線分光器（EDX）、熱重量・示差熱分析装置（TG-DTA）、ラマン分光法を用いて分析した。

3. 結果

SEM による表面形態観察の結果、どの試料も堆積基材であるゼオライト同様、2~3μm の立方晶を中心に構成されていた。また EDX 分析により、全ての試料から水溶液中に溶かした金属元素に由来する金属化合物が存在することが明らかになった。加えて非照射下では $Fe(OH)_3$ 水溶液から得た試料に最も金属が含まれ、$NiCl_2$ 水溶液から得た試料には最も金属が含まれていなかったものの、照射下ではこの関係性の逆転が起こった。

他の分析結果については当日報告する。

参考文献

[1] 山本大輔 (1984): 原子炉 1 次冷却水中の放射性腐食生成物，日本金属学会会報, 23 巻, 9 号, 733-738

---

*Masaya Kimoto[1], Hiroaki Abe[1] and Sho Kano[1]

[1]The University of Tokyo.

原子炉起動時の腐食環境緩和及び放射性核種付着抑制技術の開発
－(10) 炭素鋼への Pt 粒子付き Ni 皮膜形成による Co 付着抑制効果－

Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

-(10)- Suppression effect of Co deposition by Ni coat with Pt particles on carbon steel

*細川秀幸[1]，伊藤剛[1]，佐々木麻由[2]，長瀬誠[2]

[1] 日立･研開，[2] 日立 GE

貴金属注入水質に対応した化学除染後の炭素鋼の Co-60 再取込抑制技術を開発している。炭素鋼表面に Ni 金属皮膜を形成し、その上に貴金属注入を模擬して Pt 粒子を付着させた試験片を作製して Co-60 付着試験を実施し、Pt 付き Ni 金属皮膜による Co-60 付着抑制効果を確認した。

キーワード：コバルト、化学除染、ニッケル、貴金属、白金

1. 緒言

貴金属注入を適用した BWR プラントでは、化学除染した場合 Co-60 を含む酸化皮膜の溶解除去と共に付着した Pt が除去される。このため次サイクル運転開始から貴金属注入施工までの間、除染対象部において腐食環境緩和が不十分な期間が生じると共に、Co-60 の再付着が増加する。そこで、化学除染後のステンレス鋼表面に Pt 粒子を形成する Pt コートを開発し、Co-60 付着を抑制できることを確認した[1]。一方、炭素鋼への Pt コートは Co-60 抑制効果が見られなかったことから新たな対策として炭素鋼表面に Ni 金属皮膜を形成する Ni コートを検討した。これは貴金属注入水質では環境水中の Ni が酸化皮膜への Co 取込抑制に有効と確認されたことに基づいている[2]。今回、予め Pt 粒子が付着した Ni 金属皮膜を炭素鋼表面に形成した試験片を作製し Co-60 付着抑制効果を検証した。

2. 実験

耐水研磨紙(#600)で研磨した炭素鋼試験片を 1 L ビーカーに浸漬し、90℃に加熱後、Ni 濃度 200ppm(ギ酸 Ni)、ヒドラジン濃度 400ppm の水溶液に浸漬した。試験片は同時に 2 枚ずつ適宜取り出し、一方を Ni 金属皮膜量測定用に、他方を Co-60 付着試験用に用いた。Co-60 付着量への影響を調べるため、Ni 金属皮膜量が 0～340μg/cm^2 の試験片を作製した。この試験片を Pt 濃度 1ppm($Na_2[Pt(OH)_6]$)、ヒドラジン濃度 20ppm の 60℃の水溶液に 4h 浸漬して Pt コートした。試験片に形成された Ni 金属皮膜量及び Pt コート量は試験片を王水で溶解し、ICP-MS で Ni 及び Pt を定量して求めた。続いて、Ni と Pt をコートした試験片を、Co-60 を含む 280 ℃高温水(溶存酸素: 100ppb, 溶存水素: 40ppb, H_2O_2:160ppb, Zn: 5ppb)に 500h 浸漬した。取り出した試験片への Co-60 付着量は Ge 半導体γ線検出器で測定した。

3. 結論

Ni 付着処理後の試験片について、X 線回折で形態分析し、Ni 金属の形成を確認した。準備した試験片の Ni 金属皮膜量は 0, 30, 100, 130, 210,及び 340μg/cm^2 で、各試験片にはステンレス鋼で Co-60 付着抑制効果を発現する Pt コート量 0.2μg/cm^2 を超える 1.5～1.9μg/cm^2 の Pt が付着していることを確認した。図 1 に各 Ni 金属皮膜量の試験片への Co-60 付着試験結果を示す。Ni 金属皮膜量 100μg/cm^2 までは Co-60 付着抑制効果が見られなかったが、130μg/cm^2 以上の Ni 金属皮膜量では Co-60 付着量が低下し、340μg/cm^2 では約 1/5 に Co-60 付着量が低下した。Pt 粒子付き Ni 金属皮膜が Co-60 の付着抑制に有効であることを確認した。

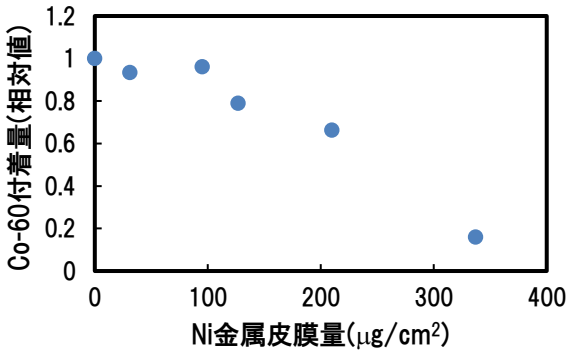


図１　Ni金属皮膜量と Co-60付着量の関係

参考文献　[1] 伊藤他 4 名、 原子力学会 2016 春の年会 1N07

[2] 伊藤他 2 名、原子力学会 2017 秋の大会 1F04

---

*Hideyuki Hosokawa[1], Tsuyoshi Ito [1],Mayu Sasaki[2], Makoto Nagase[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

ステライト６合金の腐食特性の電位依存性

Potential Dependency on Corrosion Characteristics of Stellite 6

*橘 正彦[1]，細川 秀幸[1]，佐々木 麻由[2]，清水 亮介[2]，太田 信之[2]
[1]日立研開，[2]日立 GE

Co 基合金ステライト 6 のアノード分極曲線を測定し，電位と Co 溶出速度との相関を調べた。通常時水質(約 0.2 V*vs*.SHE)の溶出速度 38 μ g/s/m^2 に対して，環境緩和技術により電位を-0.2 V*vs*.SHE 以下に低減した場合は 2 μ g/s/m^2 以下となり，腐食による Co 溶出量が約 1/20 以下となることが分かった。

キーワード：沸騰水型原子炉、腐食、腐食電位、コバルト、コバルト基合金

1. 緒言

近年，ステンレス鋼や高 Ni 合金の応力腐食割れ抑制のために，様々な腐食環境緩和技術を適用する場合がある。通常水質(NWC)と水素注入(HWC)時ではステライトの腐食速度が異なることが知られている[1-3]。腐食環境に応じて Co 溶出速度が異なることが考えられるが，腐食環境強度と腐食速度の相関が明らかでなかった。そこで，配管表面への放射性核種の取り込み量評価において主要な放射線源となる炉水中 Co 濃度の評価精度向上を目的として，弁シートおよび制御棒の摺動部等に使用される Co 基合金ステライト 6 のアノード分極曲線を測定し，代表的な腐食環境パラメータである電位と Co 溶出速度との相関を調べた。

2. 実験

0.5×0.5×15 mm に加工して#2000 までエメリー研磨したステライト 6(Co-28%Cr- 4%W-1%C)製の作用極を循環式オートクレーブに装荷した。280 ℃，8 MPa の脱気純水中で約 25 h 保持し，浸漬電位が安定したことを確認した後に分極曲線を測定した。ジルコニア隔膜型参照電極[4]と Pt 製対極を使用して，電位走査速度 0.01 mV/s でアノード分極曲線を測定した[5]。比較のために，純 Co についても同条件で測定した。

3. 結果

分極曲線測定結果を，純 Cr の分極曲線[6]と併せて図 1 に示す。双方，浸漬電位は約-0.53 V*vs*.SHE であった。ステライト 6 には，-0.46 V*vs*.SHE に小規模な活性態ピーク，電位上昇に伴って電流密度が低下する不働態，および，電位上昇に伴って電流密度が増大する過不働態が観察された。一方純 Co にはピーク様の挙動は観察されず，浸漬電位から比較的単調に電流密度が増大した。このことからステライト 6 の腐食特性は，主として，その成分の一つである Cr の不働態化と過不働態溶解により支配されていると推定した。電流密度は，通常時水質では 20 μ A/cm^2 にも達したが，-0.2 V*vs*.SHE 以下の低電位側では 1 μ A/cm^2 以下であった。電流密度から Co 溶出速度を求めた結果，前者は 38 μ g/s/m^2，後者は 2 μ g/s/m^2 以下と得られ，腐食速度の時間依存性評価式[1, 2]により求めた値とよく一致した。腐食環境緩和技術の適用によって腐食電位を-0.2 V*vs*.SHE 以下に低減した場合，ステライト 6 の腐食による Co 溶出量が約 1/20 以下に低減されることが分かった。

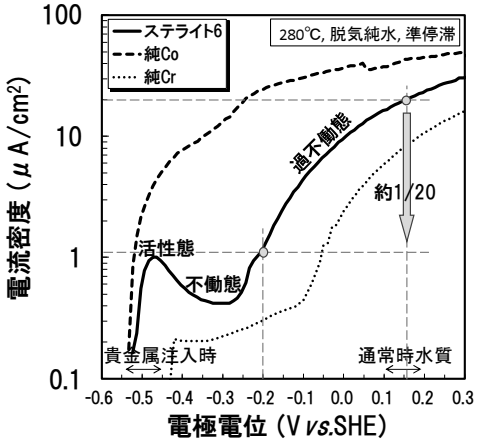


図1 ステライト6, Co, Cr[6]の分極曲線測定結果

参考文献

[1] Y. Hemmi, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **31**, p.443(1994).
[2] C.C. Lin and J.P. Peterson, NEDO-30047 (1983).
[3] H.P. Hermansson, I. Falk, *Scand. J. Metall.*,**14**, p.89(1985).
[4] Y.J. Kim, *Corrosion*, **55**, p.81(1999).
[5] M. Tachibana, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **46**, p.132 (2009).
[6] M. Tachibana, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**, p.253 (2012).

*Masahiko Tachibana[1], Hideyuki Hosokawa[1], Mayu Sasaki[2], Ryosuke Shimizu[2], Nobuyuki Ota[2]
[1]Research & Development Group, Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

再循環系配管構造材のアノード分極曲線シミュレーション

Anodic Polarization Simulation of Structural Materials of Recirculation Piping

*畠山 望[1]，三浦 隆治[1]，鈴木 愛[1]，宮本 明[1]，伊藤 剛[2]，細川 秀幸[2]，佐々木 麻由[3]
[1]東北大学，[2]日立・研開，[3]日立 GE

BWR 炉水放射能挙動評価モデルで用いる、腐食環境に応じた構造材の腐食速度を設定する目的で、アノード分極曲線のシミュレータを開発している。接水面に垂直な一次元モデルとして、電気化学反応式と拡散方程式を解くことにより、測定されている純水中のステンレス鋼のアノード分極曲線を再現した。

キーワード：計算化学，腐食，ステンレス鋼，BWR

1. 緒言

BWR 炉の高温高圧水中における構造材の腐食を解析する、アノード分極曲線シミュレーションの開発を進めている。ステンレス鋼の溶出量および酸化皮膜付着量を計算し、放射能挙動評価モデルに反映することを目的としている。微小細孔内のイオン拡散を考慮することにより、実測[1]と整合する計算結果を得た。

2. 計算手法

計算モデルを図 1 に示す。金属と純水の界面に垂直な一次元の等間隔メッシュを設定し、各電位における溶解析出の電気化学反応系を時間発展微分方程式として解くことにより、アノード分極曲線を得る。金属表面に反応拡散箇所となる多孔層を設定し、金属イオン拡散を考慮してアノード電流を計算した[2]。

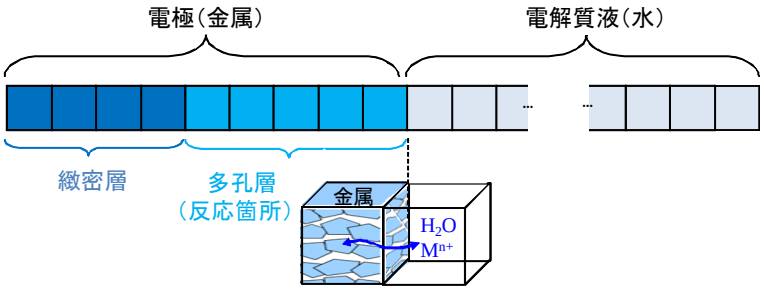


図 1　一次元メッシュ腐食モデル概略図

3. 計算結果

Fe、Cr、Ni を SUS304 の組成比で電極メッシュに配置し、電位上昇履歴も含めた実験条件[1]をそのまま計算条件として、アノード分極シミュレーションを行った。BWR 炉水での条件である-0.5～0.2 V vs. SHE を中心に計算した結果を、図 2 に示す。-0.4～-0.3V での Fe 溶出や-0.2～0V での不動態域など、非常によく特徴を捉えている。

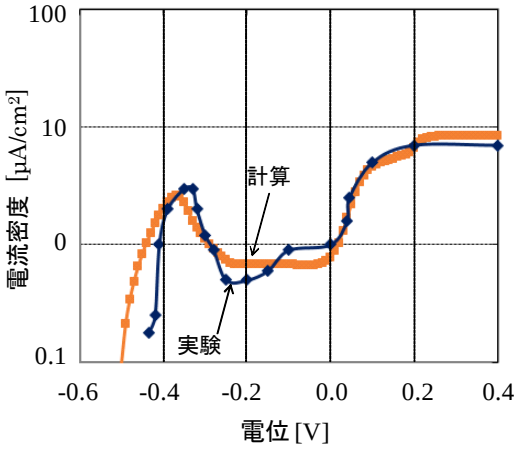


図 2　ステンレス鋼のアノード分極曲線

参考文献

[1] M. Tachibana et al., J. Nucl.Sci. Technol., 46, 132-141 (2009); M. Tachibana, et al., ibid., 49, 253-262 (2012).

[2] V.V. Atrazhev et al., J. Electroanal. Chem., 601, 251-259 (2007).

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Tsuyoshi Ito[2], Hideyuki Hosokawa[2] and Mayu Sasaki[3]
[1]Tohoku Univ., [2]Hitachi, Ltd., Research & Development Group , [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M10-13] Accident Chemistry 1

Chair: Fumihiro Nakamori (Osaka Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 3:50 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M10] barrier performance of oxide layer for metallic fuel FCCI

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Takeshi Doi[1], Koei Sasaki[2], Takashi Onitsuka[1], Ken-ichi Fukumoto[1] （1. University of fukui, Reserarch Institute of Nuclear Engineering, 2. Japan Atomic Energy Agency ）

2:45 PM - 3:00 PM

[2M11] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Shinya Mizokami[4,2,1], Masahiko Ohsaka[4,2], Kenichi Ito[1], Hidetoshi Karasawa[3], Takeshi Honda[1] （1. TEPCO HD, 2. IRID, 3. IAE, 4. JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[2M12] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Kunihisa Nakajima[2,1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[2,1], Masahiko Osaka[2,1] （1. JAEA, 2. IRID）

3:15 PM - 3:30 PM

[2M13] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Shunichiro Nishioka[2,1], Kunihisa Nakajima[2,1], Faoulat Miradji[2,1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[2,1] （1. JAEA, 2. IRID）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

金属燃料 FCCI における酸化被膜のバリア性能

barrier performance of oxide layer for metallic fuel FCCI

*谷垣 考則[1], 田端 優一[1], 土井 武志[1], 佐々木 孔英[2], 鬼塚 貴志[1], 福元 謙一[1]

[1]福井大学附属国際原子力工学研究所, [2]日本原子力研究開発機構

本件は､金属燃料 FCCI の主要元素の一つである Ce とバリア材として酸化被膜を表面に形成させた燃料被覆管との反応試験を実施し、金属燃料 FCCI における酸化被膜のバリア性能の結果について報告する。

キーワード： 燃料-被覆管化学的相互作用、金属燃料、酸化被膜

1. 緒言

近年、小型原子炉の開発が各国で進められており、中でも燃料交換を行わず、数十年単位の長期運転を想定している Na 冷却型小型高速炉では､「燃料-被覆管化学的相互作用(FCCI)」への対処が非常に重要となってくる。過去、金属燃料 FCCI に関して、燃料被覆管の内面に Zr ライナー材を配置する等の低減方法が考えられているが、均一にバリア層を配置するのが困難といった問題点がある。本件では生成が容易であり、均一層形成が期待される酸化被膜をフェライト系燃料被覆管材(PNC-FMS 鋼：Fe-Cr 鋼)に形成させ、Ce との反応試験を実施し、酸化被膜のバリア性能を調査した。

2. 実験

実験に用いたPNC-FMS鋼(11Cr-0.4Ni-0.12C-0.05Si-0.6Mn-0.5Mo-2W-0.05N-0.05Nb-0.2V)は、板材から放電ワイヤーカットにてΦ10mm×2mmの試験片に加工した後、サンドペーパー(～#2000)とダイヤモンド粒子(～粒径0.25μm)を用いて鏡面に仕上げた。研磨後、Mo/MoO_2バッファ材(⊿GO_2= -400kJ/mol, 800℃)にて酸素ポテンシャルを調整した雰囲気で800℃×10hの酸化試験を実施し、酸化皮膜を表面に形成させた。アルゴンガス置換したグローブバッグ内でCe粉末をテーブルプレス機にて円柱に成型し、酸化被膜を形成させたPNC-FMS鋼と重ね合わせてTa箔、Zr箔で覆い、試験体とした。作製した試験体はバルブ付き石英管に装荷し、5×10^{-4}Paの真空下で封入した。これを電気炉にて610℃×100hの加熱試験を実施した。試験後は導電性樹脂に埋め、SEM-EDSによる断面組織観察及び化学分析、TEM-EDSによる詳細構造分析を実施した。

3. 実験結果

図1に酸化試験後の試験片断面SEM像とCr,Fe,Oの元素マッピング図を示す。試験片断面の観察結果から、酸化試験後は母材表面にFe層とその下部に酸化クロム層の形成を確認した。酸化被膜の詳細分析と酸化被膜を形成させた試験片とCeとの反応試験は現在実施中のため、詳細については当日報告する。

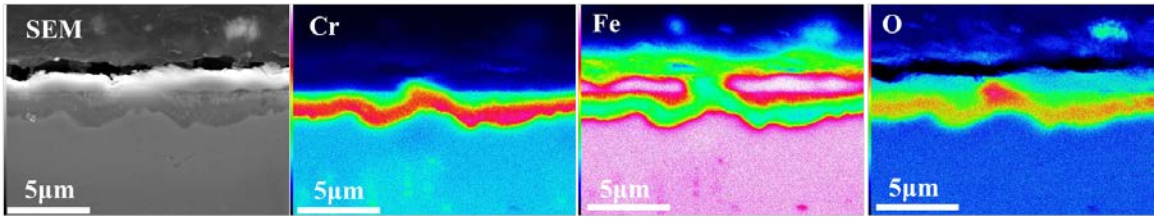


図 1　試験片断面 SEM 像と Cr,Fe,O の元素マッピング図

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Takeshi Doi[1], Koei Sasaki[2], Takashi Onitsuka[1], Ken-ichi Fukumoto[1]

[1]University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering., [2]Japan Atomic Energy Agency.

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討 （1）セシウム化学チームの構成と研究計画

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

(1) Cesium chemistry team formation and research plan

*溝上　伸也[1,2,4]，逢坂 正彦[2,4]，伊東 賢一[1]，唐沢 英年[3]，本多 剛[1]

[1]東京電力 HD，[2]IRID，[3]エネ総研，[4]原子力機構

平成２８－２９年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」事業の一環として実施したセシウム化学チームの研究目的、研究スコープについて概要を紹介する。

キーワード：1.Cs 化学，2.福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震、および、それにより発生した津波により、東京電力福島第一原子力発電所の 1 号機、2 号機、3 号機はシビアアクシデント（以下、「福島第一事故」という）に至った。この事故により、環境中に放射性物質が放出されたが、特にセシウムの放出挙動においては、不溶性セシウム粒子の存在[1]など、従来の知見では説明ができない状況にある。そこで、IRID およびエネ総研が実施する「廃炉・汚染水対策事業（総合的な炉内状況把握の高度化）」では、東京電力 HD と協働し、セシウム化学チームを組織して平成 28 年度 29 年度にわたり検討を実施した。

2. 研究の目的とスコープ

2-1. 研究の目的

福島第一事故が発生する以前は、放出されるセシウムの形態としては、CsI,CsOH,および一部の解析コードにおいて Cs_2MoO_4 が考慮されてきた。しかしながら、前述した環境中にて発見された不溶性セシウム粒子や炉内の鋼材中に取り込まれるセシウムの存在などが明らかとなっている。そのため、本研究では、事故時におけるセシウム全体のマスバランスを改めて評価することを目的とし、個別の化学形態の発現メカニズムについて検討を実施する。

2-2. 研究のスコープ

シリーズ発表の(2)~(11)は以下のような構成とする。

(2)-(4)では、セシウムの鋼材中への取り込み挙動に関する実験と解析についてとりまとめた。

(5)-(7),(10)では、不溶性セシウム粒子の模擬粒子の作成実験と生成メカニズムについてとりまとめた。

(8),(9)では、両者に共通して影響する鋼材中のケイ素の挙動についてとりまとめた。

(11)では、福島原子力発電所の格納容器内から得られたサンプルの分析結果をとりまとめた。

3. 結論

福島第一事故にて生成された複数の化学形態のセシウム化合物について検討を実施し、その生成メカニズムを明らかにした。

参考文献

[1] Adachi, et. al., "Emission of spherical cesium-bearing particles from an early stage of the Fukushima nuclear accident",Sci. Rep., 2013

---

*Shinya Mizokami[1,2,4], Masahiko Osaka[2,4], Kenichi Ito[1], Hidetoshi Karasawa[3] and Takeshi Honda[1]

[1]TEPCO HD, [2]IRID, [3]IAE, [4]JAEA

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討
（2）Cs のステンレス鋼への化学吸着挙動の実験的評価

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident
(2) Experimental investigation of Cs chemisorption behavior onto stainless steel

*中島 邦久[1,2]，鈴木 恵理子[1]，西岡 俊一郎[1,2]，逢坂 正彦[1,2]
[1]原子力機構，[2] IRID

福島第一原発事故時に想定される条件下でのステンレス鋼への Cs 化学吸着挙動の温度・雰囲気依存性を実験により評価した。その結果、非水溶性 Cs の化学吸着の温度依存性の傾向は雰囲気により異なる可能性が示唆され雰囲気や気相中の Cs 濃度等の影響も考慮できる化学吸着モデルが必要であることが分かった。

キーワード：セシウム、ステンレス鋼、化学吸着

1. 緒言

福島第一原発（1F）廃炉に際して重要となる炉内の Cs 分布評価へ資するため、Cs と鋼材との化学反応や反応生成物の化学特性を考慮した化学吸着モデルの構築（本シリーズ発表(3)）を目的として、化学吸着挙動の実験的評価や反応生成物の化学特性の評価（本シリーズ発表(4)）を進めている。最初のステップとして、現状の SAMPSON 等のシビアアクシデント（SA）解析コードに組み込まれているモデル（以下、Bowsher モデル[1]）について再現試験による検証を行った。Bowsher の実験は、気相中の Cs 濃度（以下、C_g）が 1F で想定されているよりも低い条件[#]で行われている。また Bowsher モデルでは、実験結果から Cs 化学吸着の反応速度定数 v_dを求め、v_d－温度依存性の形で示されているが、v_dの実験データは温度依存性のフィッティング線に対してばらつきが大きい。このことから、1F に近い C_gで Bowsher の再現試験を行い、実験データの再現性を確認するとともに、1F で想定される化学条件での Bowsher モデルの適用性を検討した。

2. 試験方法

Cs 吸着試験では、0～20%H_2O 濃度のアルゴン水素混合ガス（Ar-5%H_2）中で CsOH・H_2O を蒸発させ、800℃又は 1000℃で SS304 試験片と CsOH 蒸気とを反応させた。吸着した Cs 量については、30℃の精製水と 120℃の塩酸と硝酸との混酸（HCl:HNO_3=2:1）中に試験片を浸漬させ、得られたそれぞれの溶出液中の Cs 濃度を誘導結合プラズマ質量分析法（ICP-MS）を用いて定量することで導出した。

3. 試験結果

Ar-H_2及び Ar-H_2-H_2O 雰囲気下における反応速度定数 v_dの測定結果を Bowsher の実験データと共に図 1 及び図 2 にそれぞれ示す。Ar-H_2 雰囲気では既存データのように温度と共に単調増加せず、800℃よりも 1000℃で吸着量が低下した。Ar-H_2-H_2O 雰囲気下では 1F で想定される高い C_gの条件下では低下傾向を示した。さらに、v_dは試験片中の Si 濃度の上昇と共に増大する傾向を示すことがわかり、雰囲気や鋼材中の Si 濃度、C_gの影響も考慮できる化学吸着モデルが必要であることが分かった。なお、化学吸着モデルの検討結果については、本シリーズ発表(3)で報告する。

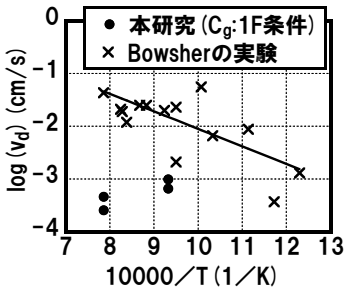


図 1 Cs 吸着試験結果(Ar-H_2)

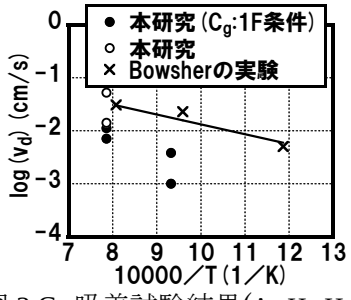


図 2 Cs 吸着試験結果(Ar-H_2-H_2O)

―謝辞―
本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の一部として実施した。

参考文献

[1] B.R. Bowsher et al., AEEW-R 1863 (1990).

* Kunihisa Nakajima[1,2], Eriko Suzuki[1],Shunichiro Nishioka[1,2], and Masahiko Osaka[1,2]　[1]JAEA, [2]IRID

[#]1F 条件の気相中の Cs 濃度については、SAMPSON の解析による。

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討
（3）Cs のステンレス鋼への化学吸着挙動の物質移動モデルによる解析

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident
(3)Analysis of Cs chemisorption behavior onto stainless steel by mass transfer model

*西岡 俊一郎[1,2]，中島 邦久[1,2]，ミラジ ファウラ[1,2]，鈴木 恵理子[1]，逢坂 正彦[1,2]
[1]原子力機構，[2] IRID

実験により得られたステンレス鋼への Cs の吸着速度の温度・雰囲気依存性について、物質移動モデルを用いた解析を行い、気相中の Cs 濃度等が吸着速度に影響を与えることを明らかにした。
キーワード：セシウム、ステンレス、化学吸着、モデル

1. 緒言

福島第一原発（1F）廃炉に際して重要となる炉内の Cs 分布評価へ資するため、Cs と鋼材との化学反応を考慮した化学吸着モデルを構築するための研究を進めている。最初のステップとして、現状の SAMPSON 等のシビアアクシデント（SA）解析コードに組み込まれているモデル（以下、Bowsher モデル[1]）の検証を行った。Bowsher モデルでは Cs 化学吸着の反応速度が温度のみの関数として示されているが、我々が再現実験を行い検証した結果、気相中 Cs 濃度等の違いによって反応速度－温度依存性が Bowsher モデルから外れる傾向が見られた(本シリーズ発表(2)にて報告)。また、我々の過去の研究により、鋼材中 Si 濃度が Cs 吸着挙動に影響することが示唆されており[2]、温度以外にこれらの要素を考慮できるモデルが必要であることが明らかになった。そこで本研究においては、化学反応を考慮した化学吸着モデル構築の一環として、Cs の鋼材への化学吸着の反応速度－温度依存性について、SA 解析コードへの反映が比較的容易な Bowsher モデルに物質移動の理論を導入することにより、気相中 Cs 濃度や鋼材中 Si 濃度の影響等を検討した。

2. モデル式

Bowsher モデルに、物質移動理論を導入したモデル式を以下に示す。

$$\frac{1}{A}\frac{dM_d}{dt} = v_d C_g = H\sqrt{k" C_B D_s} C_g \quad (1)$$

ここで、A は試験片表面積、M_dは Cs 化学吸着量、t は試験時間、C_gは気相中の CsOH 濃度、v_dは反応速度定数、H は溶解度係数、k”は二次反応の反応速度定数、C_Bは固相中の Si 濃度、D_sは固体中の Cs の拡散係数を表す。C_B及びC_gは実験条件から、H、k”、D_sは実験結果からのフィッティングにより求めた。反応速度定数 v_dへの気相中 Cs 濃度の影響については、気相中 Cs 濃度と固相中の Cs 濃度の比である溶解度係数 H を Cs 濃度の関数としてフィッティングすることにより考慮した。

3. 検討結果

図 1 に、Bowsher の実験条件及び本研究での再現実験条件から(1)式のモデルを用いて計算した反応速度定数 v_dを、実験値とともに示す。本研究のモデルを用いて計算される反応速度定数 v_dは、気相中 Cs 濃度・鋼材中 Si 濃度の異なる条件で行ったそれぞれの実験値をよく再現した。このことから、本研究のモデルを用いて、Bowsher モデルを用いている SA 解析コードで計算した 1F 炉内の Cs の鋼材への吸着量を補正可能であると考えられる。

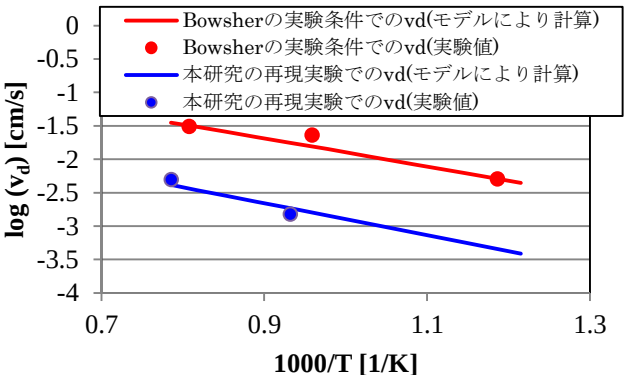


図 1. (1)式のモデルにより計算される反応速度定数 v_d と実験値との比較

—謝辞—
本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の一部として実施した。

参考文献 [1] B.R. Bowsher et al., AEEW-R 1863 (1990). [2] 鈴木恵理子、他、原子力学会 2017 秋の大会 2P06

*Shunichiro Nishioka[1,2], Kunihisa Nakajima[1,2], Faoulat Miradji[1,2], Eriko Suzuki[1], and Masahiko Osaka[1,2] [1]JAEA, [2]IRID

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M14-17] Accident Chemitry 2

Chair: Shinya Mizokami (TEPCO HD)

Tue. Mar 27, 2018 3:50 PM - 4:55 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M14] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Faoulat Miradji[2,1], Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[2,1], Masahiko Osaka[2,1] (1. JAEA, 2. IRID)

3:50 PM - 4:05 PM

[2M15] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Akihiro Suzuki[1], Kenichi Ito[2], Shunichiro Nishioka[4,3], Masahiko Osaka[4,3] (1. NFD, 2. TEPCO, 3. JAEA, 4. IRID)

4:05 PM - 4:20 PM

[2M16] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Takao Sakata[1], Kazuhisa Sato[1], Hidehiro Yasuda[1], Osaka Masahiko[3,2] (1. Osaka Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

4:20 PM - 4:35 PM

[2M17] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Fumihiro Nakamori[1], Yuji Ohishi[1], Muta Hiroaki[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Masahiko Osaka[3,2] (1. Osaka University, 2. JAEA, 3. IRID)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident
(4) Quantum modelling of Cs substances in the case of LWR severe accident

*Faoulat Miradji[1,2], Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1,2] and Masahiko Osaka[1,2]

[1]JAEA, [2]IRID

Abstract

Theoretical calculations were conducted in order to provide the unknown thermochemical properties of Cs-Si-Fe-O systems for the establishment of Cs chemisorption model based on the mass transfer theory. The computational methodology was validated by calculating the thermal properties of $Cs_2Si_4O_9$ revealing a good agreement with the literature data.

Keywords: Cesium, silicates, DFT, thermodynamic, LWR

1. Introduction

Within the framework of the 1-F severe accident (SA), Cs retention onto reactor surfaces should be characterized as it impacts Cs distribution. To build a Cs chemisorption model based on the mass transfer theory [1], the thermal properties of identified Cs-Fe-Si-O chemisorbed species are needed. In particular, the thermodynamic properties of chemisorbed species $CsFeSiO_4$, a newly identified substance in our experiments are unknown[2]. In order to obtain in a reasonable time a first estimation of the target properties, we performed quantum chemical calculations. This methodology allows obtaining accurate properties of substances from the fundamental laws of quantum mechanics, ensuring the independence of the calculated data, allowing minimizing the range of discrepancies of derived values that can be larger when the data are derived from empirical experimental tests. We present in a first part the construction of the computational methodology, which was validated by computing the properties of $Cs_2Si_4O_9$ and in a second part, the results obtained for $CsFeSiO_4$ investigations.

2. Methodology

Density Functional Theory (DFT) was applied to obtain the geometric, electronic and energetic properties of target species. Phonon calculations in the harmonic approximation were performed to derive the thermodynamic data.

3. Results and discussion

In Figure 1, the calculated heat capacities of two $Cs_2Si_4O_9$ prototypes are compared with their corresponding literature values, obtained by Cordfunke using calorimetric measurements of a $Cs_2Si_4O_9$ solution [4].

The calculated data are in good agreement with the literature values, falling into the accuracy of thermochemical data (0.05 eV/atom)[5], validating the appropriateness of built methodology. To compute the fundamental data of $CsFeSiO_4$, several configurations were investigated with only one available in the literature [3]. Indeed, this compound was identified currently in our experiments as a chemisorbed species from CsOH (g) reaction within stainless steel surfaces SS304 and 316[2].

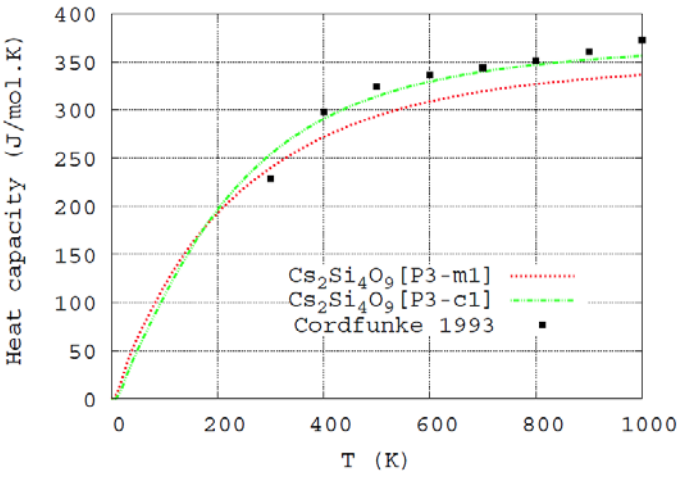


Figure 1 : Calculated heat capacities of $Cs_2Si_4O_9$ compared with literature [4]

4. Conclusion

A computational methodology was established for the first time to calculate the properties of $Cs_2Si_4O_9$ and $CsFeSiO_4$ substances, the later having no existing values in the literature regarding its thermal properties. The results related to $CsFeSiO_4$ substances will be discussed in this presentation as well as the perspectives on the derivation of remaining Cs chemisorbed species unknown properties.

Acknowledgement

The content of this material includes output of the METI subsidy for Project of Decommissioning and Contaminated Water Management (upgrading level of grasping state inside reactor).

References

[1] S. Nishioka et al., AESJ Fall Meeting 2017, 2P09. [2] F.G. Di Lemma et al., J. of Nucl. Mat., 2017. [3] Henry P., Chem. Commun. 1998. [4] E. H. P. Cordfun ke, J. Chem. Therm. 1993. [5] Stevanovic et al., Phys. Review B., 2012.

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討
(5) 気相中凝固プロセスによる不溶性 Cs 粒子の生成試験

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior
in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident
(5) Simulation Study on Cs-bearing formation with vaporized Si and Cs

*鈴木晶大[1]、伊東賢一[2]、西岡俊一郎[3,4]、逢坂正彦[3,4]
[1]NFD、[2]東京電力 HD、[3]原子力機構、[4]IRID

高温で蒸発させた Cs と Si を、高温水蒸気気相中で反応・凝固させることにより、Cs,Si を含む数ミクロンの球形粒子が生成することがわかった。これにより、環境で確認された不溶性セシウム粒子（タイプ A 球状粒子）が高温気相中の反応・凝固プロセスによって生成する可能性を検証した。

キーワード：不溶性セシウム粒子、エアロゾル成長、気相中反応凝固プロセス、Si 蒸気、Cs 蒸気

1. 緒言

環境中にて発見された不溶性セシウム粒子のうち、数ミクロンサイズの球形粒子という特徴をもつ粒子(タイプ A 球状粒子)は、ガラス質の内部まで Cs が侵入した形態を持っており[1]、福島第一発電所内の高温過程で生成したと考えられる。また、ほぼ真球に近いことから、高温気相中で液相ミストを形成・成長し、壁面や底面に触れることなく凝固したものと考えられる。本研究では、1F2 号機 RPV 内における気相中凝固プロセスによってタイプ A 球状粒子が生成する可能性について、模擬試験による検証を行った。

2. 気相中反応凝固試験

1500～1700℃の水蒸気含有雰囲気中にて Cs 材(炭酸セシウム)及び Si 材(石英)から蒸発させたセシウムとシリコンを、十分な体積を持つ気相中で成長・凝固させ、生成したエアロゾルを粘着テープで回収し SEM-EDS 観察を行った。

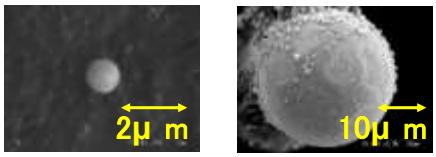


図 1　模擬試験で生成した粒子

雰囲気と Cs 材/Si 材比を変えて試験を行ったところいずれの条件でも Cs を含有した Si-O 粒子が生成したが、H_2+H_2O(露点 10℃)雰囲気下では球形のものがほとんど生じなかったのに対し、Ar+H_2O(露点 30℃)ではすべて真球に近い球形粒子(図 1)となり、水蒸気雰囲気下で選択的に蒸発する $Si(OH)_4$ が球形粒子を生成する可能性が高い。また、Ar+H_2O 下で生成する球形粒子の Cs 比と粒径の関係を図 2 に示す。生成した粒子に含まれる Cs 比が大きいほど粒径が大きくなっており、これは Cs 含有によるガラスの低融点化により、凝固するまでの成長時間が長くなったことに起因すると考えられる。また、一定の Cs 添加割合においては、生成する球形粒子の粒径が 1 ミクロン程度に集中することがわかった。

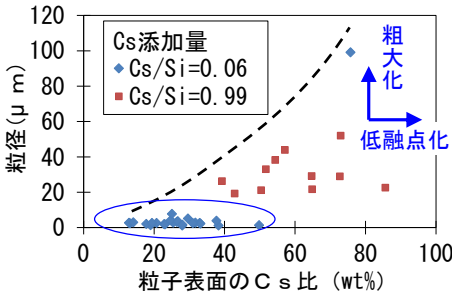


図 2　粒子の Cs 比と粒径の関係

以上により、タイプ A 球状粒子が高温気相中の反応・凝固プロセスによって生成する可能性を検証するとともに、事故進展中の粒子生成タイミング及び生成収量についての知見を得た。

参考文献　[1] N. Yamaguchi, et al., Sci. Rep. DOI: 10.1038/srep20548, 2016

謝辞　本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の研究の一部を含む。

* Akihiro Suzuki[1], Kenichi Ito[2], Shunichiro Nishioka[3,4], Masahiko Osaka[3,4]　(1.NFD, 2.TEPCO, 3.JAEA,4.IRID)

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討
（6）不溶性 Cs 粒子の微細構造の検討

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

(6) Simulation study on microstructure of Cs-bearing particle

*大石 佑治[1]，中森 文博[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1]，坂田 孝夫[1]，佐藤 和久[1]，保田 英洋[1]，逢坂 正彦[2,3]

[1]大阪大学，[2]原子力機構，[3]IRID

不溶性 Cs 粒子の組成を模擬した試料を溶融後に冷却し、フランクリナイト（$ZnFe_2O_4$）の核形成―析出挙動と冷却条件との関係を調べた。また、スピノーダル分解によるフランクリナイト生成の可能性について検討した。

キーワード：不溶性セシウム粒子，微細構造，透過型電子顕微鏡

1. 緒言

不溶性 Cs 粒子（タイプ A 球状粒子）は、SiO_2 ガラスマトリックス内に「ナノサイズのネットワーク状結晶質 $ZnFe_2O_4$」を有していることが報告がされている[1]。本研究では、不溶性 Cs 粒子を模擬的に作製し、構造を評価することで、粒子の生成メカニズムを検討し、当時の原子炉の状況を推定しうる知見を得ることを目的とした。

2. 模擬不溶性 Cs 粒子の作製方法と微細構造観察

本研究では、以下の二種類の方法で模擬試料を作製した。①不溶性 Cs 粒子と同じ組成になるように調整した試料をるつぼに充填し、大気中 1500 ℃で溶融後、水で急冷した。②SiO_2-Fe_2O_3-ZnO を不溶性 Cs 粒子の組成に近く、スピノーダル分解が起こる可能性がある組成に調整し、ガス浮遊・レーザー加熱を用いて溶融後、凝固させた。図 1 (a)に、試料①の透過型電子顕微鏡(TEM)観察像を示す。SiO_2 ガラスマトリックス内に結晶質 $ZnFe_2O_4$ が生成していることを確認したが、ネットワーク状とは異なる「粒子状」であった。もう一方の試料②は、図 1 (b)に示す走査型電子顕微鏡(SEM)観察画像から分かるように Zn-Fe リッチ相がネットワーク状の構造を有していた。これはスピノーダル分解によって生じたと考えられることから、不溶性 Cs 粒子内のネットワーク状構造がスピノーダル分解によって生成した可能性が示唆される結果となった。

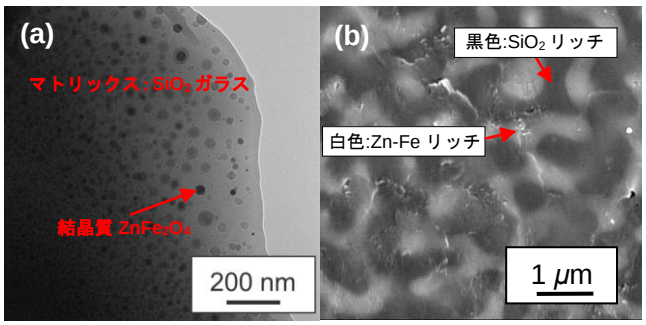


図 1 (a) 試料①の TEM 画像（電子回折結果より相同定） (b) 試料②の SEM 画像（EDS にて元素分析）

―謝辞―

本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の一部として実施した。

参考文献

[1] G. Furuki et al., Scientific reports (2017) 7:42731.

---

*Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Takao Sakata[1], Kazuhisa Sato[1], Hidehiro Yasuda[1] and Osaka Masahiko[2,3]

[1]Osaka Univ., [2]JAEA, [3]IRID

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討
（7）無機亜鉛塗料からの Zn, Si およびその他成分の溶出挙動評価

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

(7) Leaching behavior of Zn, Si and other elements from inorganic Zn-rich paint

*中森 文博[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1]，逢坂 正彦[2,3]

[1]大阪大学，[2]原子力機構，[3]IRID

S/C 内壁塗膜の施工条件を模擬した試料を作製し、隔離時冷却系（RCIC）運転中の水温条件における塗膜からの Zn, Si 及びその他の元素の溶出を調べ、不溶性 Cs 含有粒子の組成に及ぼす塗膜成分の寄与を検討した。

キーワード：不溶性 Cs 粒子，溶出試験

1. 緒言

不溶性 Cs 粒子は、Cs の他、Fe、Si および Zn などの元素を含んでいることが明らかになっている[1,2]。これらの元素の内、特に Zn や Si の起源は明確ではない。どのような材料中で Zn や Si が使用されているかを調べたところ、サプレッションチャンバー（S/C）の内壁に Zn を主成分とし、Si などを含む塗料が使用されていることがわかった。本研究では、当時の S/C の水温において、この塗料から Zn などが水中へ溶出するかを評価し、不溶性 Cs 粒子構成元素の起源になり得るか検討した。

2. 実験方法と結果

S/C 内壁を模して、S/C 内に用いられているものと同じ無機亜鉛塗料（ダイメットコート 9、PPG ジャパン株式会社）を、ブラスト処理を行った炭素鋼の表面に 65–150 μm 形成したものを試料に用いた。本試料を 10 x 25 x ᵗ4.5 mm に加工した試料片を SUS 製の圧力容器に精製水と共に封じ、オイルバスを用いて加熱した。試験条件は、当時の S/C の解析結果から、水温 140 ℃で 30 時間とした。試験前後の試料外観を図 1 に示す。試験前の塗膜に対して化学分析を行った結果、表 1 に示すような組成であり、確かに Zn や Si が含まれていた。また、試験後の精製水からは表 2 のように Zn や Si などが検出された。これより、当時の S/C の水に塗膜から Zn および Si などが溶出する可能性が示唆される結果となった。

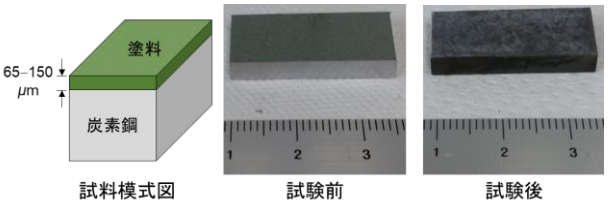


図 1　試料模式図と試験前後の試料外観

表 1　試験前の無機亜鉛塗膜の化学分析結果

mass %	Zn	Si	Al	Cl	K	Ti	Mg
塗膜	79	4.3	1.4	0.17	0.13	0.06	0.03

表 2　試験後の精製水の化学分析結果

μg/ml	Zn	Si	Al	Cl	K	Ti	Mg
試験水	3.6	2.2	<0.01	4.4	1.1	<0.01	0.16

—謝辞—

本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の一部として実施した。

参考文献

[1] N. Yamaguchi et al., Scientific reports (2016) 6:20548. [2] G. Furuki et al., Scientific reports (2017) 7:42731.

*Fumihiro Nakamori[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1] and Osaka Masahiko[2,3]

[1]Osaka Univ., [2]JAEA, [3]IRID

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[2M18-21] Accident Chemistry 3

Chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 4:55 PM - 6:00 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M18] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

Lichun Zheng[1], Kazuya Hosoi[1], *Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Shin-ya Kitamura[1], Yoshinao Kobayashi[2], Masahiko Ohsaka[3] (1. IMRAM Tohoku University, 2. LANE Tokyo Institute of Technology, 3. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2M19] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Yoshinao Kobayashi[1], Rizky Dwi Septian[1], Shigeru Ueda[2], Isamu Sato[3], Masahiko Ohsaka[4] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. Tokyo City University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

[2M20] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Kenichi Ito[1], Akihiro Suzuki[2], Yuji Ohishi[3], Fumihiro Nakamori[3], Shiro Hikida[1], Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Shinya Mizokami[5,4,1] (1. TEPCO, 2. NFD, 3. Osaka Univ., 4. JAEA, 5. IRID)

5:25 PM - 5:40 PM

[2M21] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Masato Mizokami[1], Akihiro Suzuki[2], Koji Maeda[3], Kenichi Ito[1], Ikken Sato[4,3], Shinya Mizokami[4,3,1] (1. TEPCO HD, 2. NFD, 3. JAEA, 4. IRID)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学挙動に関する検討 （8）ステンレス鋼の水蒸気酸化に伴う Si の挙動

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident
(8) Behavior of Si in oxide layer on stainless steel

鄭　立春[1]，細井　一矢[1]，*植田　滋[1]，高　旭[1]，北村　信也[1]，小林　能直[2]，逢坂　正彦[3,4]
[1]東北大学，[2]東京工業大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所の事故により生成した不溶性 Cs 含有粒子の Si 供給源は明らかになっていない。炉内の構造材料および制御棒に用いられているステンレス鋼は Si を含有するため、その供給源となる可能性がある。本研究では、1200℃水蒸気含有雰囲気中で生成したステンレス鋼酸化相および Si の挙動を観察し、Si の気相への移行挙動について考察した。

キーワード：ステンレス鋼、シリコン、酸化物

1. 緒言 シビアアクシデント下において原子炉内ではフィッションプロダクトである Cs が発生し、SiO_2 を含む不溶性放射性酸化物が生成したことが知られている。原子炉内の構造材として Si を多く含むステンレス鋼が用いられていることから、複合酸化物中の SiO_2 の供給源である可能性がある。そこで本研究では、高温で水蒸気酸化されたステンレス鋼の酸化相組織及び Si の分布と存在状態に対する酸化条件の影響を調査することを目的とし、実験を行った。

2. 実験方法厚さ約 2mm の 1.0wt%Si を含有する SUS304 試料を、縦型管状電気抵抗炉を用いて加熱し反応させた。予め炉の温度を 1000~1300℃の任意の温度に保ち、試料を 60~180min 等温保持した。雰囲気は $H_2/H_2O/Ar$ 混合ガスを用いて制御した。SEM-EDS 及び(FE-)EPMA を用いて酸化相組織と Si の分布と酸化状態を観察した。

3. ステンレス鋼の酸化挙動 Fig.1 に、1200℃の H_2O/Ar 雰囲気で 60min 加熱した試料断面を示す。組成の異なる酸化相が二層形成されており、表面側に Fe 系酸化物のみからなる外部酸化相が形成し、金属相と接している内部酸化相は Fe-Cr 系酸化物や Ni-Fe 系金属相、及び Si 系酸化物からなることがわかった。また、金属相中には酸化相との界面付近に SiO_2 が析出した。加熱時間が 60, 90min の結果において、酸化相中の Si は Fe_2SiO_4 として存在し、加熱時間が長くなるにつれ、SiO_2 へと酸化された。一方、$H_2/H_2O/Ar$ 混合ガス条件では酸化相は Cr 系酸化物の薄い単相を形成し、酸化の様子が全く異なった。この時 Si は酸化相と金属相との界面付近の金属相中に SiO_2 の状態で析出していることがわかった。

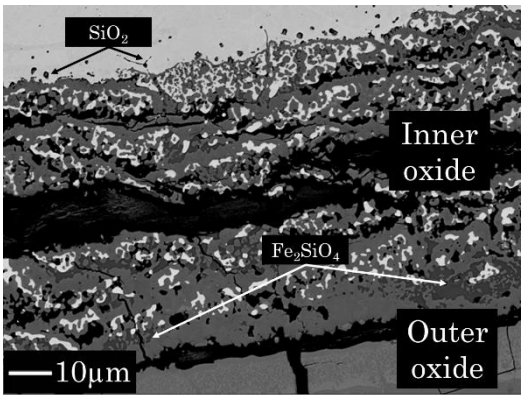


Fig.1 Cross section of sample oxidized in H_2O/Ar atmosphere for 60min

4. 結論 加熱条件によって酸化相中の Si の状態と分布が全く異なることがわかった。酸化相中の Si の状態は主に SiO_2 であるが、水蒸気を含む雰囲気条件下では、酸化相中の Si は一時的に Fe_2SiO_4 として存在することが明らかになった。

―謝辞―
本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の一部として実施した。

参考文献[1] Masao KIKUCHI, Sanyo Technical Report Vol.21 (2014) No.1

*Shigeru Ueda[1], Zheng Lichun[1], Kazuya Hosoi[1], Gao Xu[1], Shin-ya Kitamura[1], Yoshinao Kobayashi[2] and Masahiko Osaka[3,4]
[1]Tohoku Univ., [2]Tokyo Institute of Technology, [3]JAEA, [4]IRID

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討
（9）高温における Si 化合物の蒸発挙動に関する熱力学

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident
(9) Thermodynamics of evaporation of silicon compounds at high temperatures

*小林　能直[1]，Rizky Dwi Septian[1]植田　滋[2]，佐藤　勇[3]逢坂　正彦[4,5]
[1]東京工業大学，[2]東北大学，[3]東京都市大学，[4]日本原子力研究開発機構，[5]国際廃炉研究開発機構

福島第一発電所の炉内化合物・Cs 鋼材反応物および不溶性セシウム粒子のケイ素源として SiO および $Si(OH)_4$がある。これらの蒸気圧の酸素分圧・温度依存性の熱力学的評価を行った。また、これら炉内化合物の物質系である Cs_2O-SiO_2系に着目し、化学平衡法による実験条件を定めた。

キーワード：不溶性セシウム粒子、セシウムシリケート、熱力学、蒸気圧

1. 緒言　福島第一発電所の廃炉作業には、炉内の除染による十分な安全確保が重要となる。核分裂生成物であるセシウムが 2 号機では多く発生した可能性があり、この炉内状況を示す一つの傍証として不溶性セシウム粒子の発生が挙げられる。これは SiO_2を主体とする Cs_2O を含む粒子であり、この粒子の発生メカニズムを知ることは、炉内状況把握の観点から重要である。本研究では、ケイ素源として SiO あるいは $Si(OH)_4$に着目し、これらの蒸気圧が様々な酸素分圧あるいは温度条件でどのように変化するかを熱力学的に評価し、炉内の事故進展状況について考察を行った。ケイ素源の熱力学評価は Cs-Si-O 系化合物を生成する Cs-鋼材反応の評価にも有用である。また、この粒子や鋼材反応物の物質系である Cs_2O-SiO_2系に着目し、化学平衡法による実験条件を定めた。

2. ケイ素源化合物の蒸気圧の評価　ケイ素源候補ガス種 SiO あるいは $Si(OH)_4$は以下のような反応で生成すると考えられる。

$$SiO_2(s) + H_2(g) = SiO(g) + H_2O(g) \quad (1)$$

$$SiO_2(s) + 2H_2O(g) = Si(OH)_4(g) \quad (2)$$

これらの反応および水の生成反応の標準 Gibbs エネルギー変化の値[1,2]を用いて熱力学計算を行い、SiO および $Si(OH)_4$ガスの H_2／H_2O 分圧比依存性などを 1473k および 1723K にて導いた結果を Fig.1 に示す。H_2／H_2O 分圧比が増大し、還元性雰囲気になるほど SiO 分圧は増大することが分かる。また $Si(OH)_4$は H_2／H_2O 分圧比依存性がなく、H_2O 分圧のみに依存するため、10atm および液体が共存する高圧での値を示す。それぞれがケイ素源になりうる条件を得た。

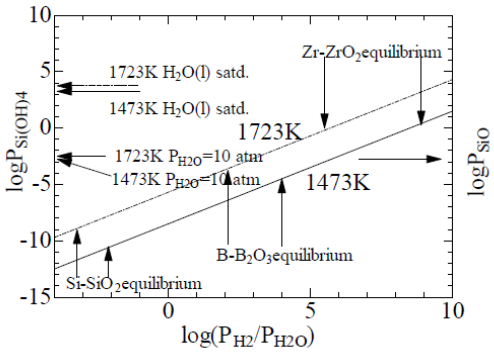


Fig.1 Vapor pressure of SiO and $Si(OH)_4$ along with the pressure ratio of H_2/H_2O.

3. Cs_2O-SiO_2系中成分酸化物の活量測定　黒鉛坩堝中 Ar-CO 混合ガス雰囲下で Cs_2O-SiO_2系融体および溶融金属銅を保持・平衡に到達後に両相の Si 濃度を化学分析により定量し、Cu 中 Si の活量係数[3]および SiO_2、CO の生成自由エネルギー[1]より、SiO_2活量を導出するための実験条件を検討して定めた。

―謝辞―　本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の一部として実施した。

参考文献 [1] E. T. Turkdogan: Physical Chemistry of High Temperature Technology, Academic Press, New York, NY, (1980) 7,12,20.　[2] N. S. Jacobson a,, Elizabeth J. Opila a, Dwight L. Myers b, Evan H. Copland: J. Chem. Thermodynamics 37 (2005) 1130–1137.　[3] 大石敏雄、小野勝敏: 日本金属学会会報第 25 巻第 4 号(1986) 291-299.

*Yoshinao Kobayashi[1], Rizky Dwi Septian[1], Shigeru Ueda[2], Isamu Sato[3] ,and Masahiko Osaka[4,5] [1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tohoku Univ., [3]Tokyo City Univ., [4]Japan Atomic Energy Agency, [5]JInternational Research Institute for Nuclear Decommissioning,

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討 （10）球状 Cs 含有粒子の生成メカニズムに関する現象論的考察

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident
(10) Phenomenological generation mechanisms of spherical cesium bearing particle

*伊東　賢一[1]，鈴木　晶大[2]，大石　佑治[3]，中森　文博[3]，曳田　史朗[1]，
野崎　謙一朗[1]，本多　剛[1]，溝上伸也[1,4,5]
[1]東京電力 HD，[2]日本核燃料開発，[3]大阪大学，[4]原子力機構，[5]国際廃炉研究開発機構

福島県および首都圏で観測された球形のセシウム含有粒子（以下、不溶性 Cs 粒子）は、構成成分および高温からの急冷を必要とする組織上の特徴から、福島第一原子力発電所 2 号機原子炉圧力容器（RPV）で生成したと考えられる。事故進展との関係を含め、不溶性 Cs 粒子の生成メカニズムを現象論的に考察した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、セシウム化学、不溶性セシウム粒子、無機亜鉛塗料、核分裂生成物、原子炉隔離時冷却系、圧力抑制プール

１．はじめに

福島第一発電所事故によって福島県や首都圏に放出された不溶性 Cs 粒子は、Zn, Fe, Cs, Rb, Sn, K, Cl を含有するシリカ質の非晶質粒子である[1,2] 。本シリーズ発表(5)(6)の実験結果から、不溶性 Cs 粒子は高温気相環境中で生成し、急冷却されたものと考えられる。また、発表(9)の無機亜鉛塗膜分析の結果から、圧力抑制室（S/C）内面の無機亜鉛塗膜成分が不溶性 Cs 粒子の組成に関与している可能性が高い。本研究では、2 号機の事故進展の時系列との関係を含め、不溶性 Cs 粒子の生成メカニズムを現象論的に考察した。

２．生成メカニズムの現象論的考察

原子炉隔離時冷却系（RCIC）の運転時において、復水貯蔵タンク（CST）から S/C に水源が切り替えられた 2 号機が、塗膜成分関与の観点から、不溶性 Cs 粒子が発生源と考えられる。

不溶性 Cs 粒子は Mo や Ba をほとんど含んでいない。Cs の放出開始温度は約 1500℃(3)、揮発性が低い Mo, Ba の放出開始温度は約 2000℃(4)との実験例がある。不溶性 Cs 粒子が燃料温度 1500-2000℃ 程度の期間に生成したと考え、2 号機 RPV 圧力測定値（2011/3/14 夜）と対比すると、強制減圧後の炉心加熱から原子炉圧力の最初のピークまでの間（21 時頃）がその条件に対応する。また、その直後の逃がし安全弁開による S/C へのガス放出が急冷の機会と解釈される。なお、塗膜成分の供給可能量から、不溶性 Cs 粒子の生成量は限定的と考えられる。また、燃料温度が 2000℃ を超える条件になると、モリブデン酸セシウムが形成されると、ケイ酸セシウムの生成は抑制される可能性が考えられる。

３．まとめ

環境で観測された球形の不溶性 Cs 粒子は 2 号機で生成したものと考えられる。また、塗膜成分の量などから、その生成量は限定的と考えられる。

謝辞　本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の研究の一部を含む。

参考文献

[1] N. Yamaguchi, et al., Sci. Rep. DOI: 10.1038/srep20548, 2016, [2] T. Kogure, et al., Microscopy, DOI: 10.1093/jmicro/dfw030, 2016, [3] K. Une, S. Kashibe, JNST 27(11)1990,1002, [4] Y.Pontillon, et al., Nucl.Eng.Des.240(2010)1853-1866.

---

*Kenichi Ito[1], Akihiro Suzuki[2], Yuji Oishi[3], Fumihiro Nakamori[3], Shiro Hikida[1], Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Shinya Mizokami[1,4,5], [1]TEPCO, [2]NFD, [3]Osaka Univ., [4]JAEA, [5]IRID

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討
（11）福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内で採取された試料の分析

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident
(11)Analysis of samples from containment in Fukushima Daiichi NPS

*溝上 暢人[1]，鈴木 晶大[2]，前田 宏治[3]，伊東 賢一[1]，佐藤 一憲[3,4]，溝上 伸也[1,3,4]
[1]東京電力 HD，[2]NFD，[3]原子力機構，[4]IRID

福島第一原子力発電所 1 号機格納容器の底部から採取した泥状の試料に対し、放射性固体微粒子に着目して SEM などによる分析を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、放射性微粒子

1. 緒言

廃炉作業の進捗とともに、これまで高線量環境などの課題から得られていなかった、１～３号機格納容器内の固体試料のようなサンプルについても取得されるようになってきている。これら格納容器内のサンプルの分析から得られる情報は、FP の化学的特性や、デブリ分布に関する検討など廃炉に役立つ知見となると考えられるため、東京電力 HD は、資源エネルギー庁の補助事業「総合的な炉内状況把握の高度化」と協働し、福島原子力発電所事故後の原子炉の状態推定に資するサンプル分析を進めている。

2. サンプル分析

1 号機では格納容器底部に堆積物の存在が確認されており、今後の格納容器内部調査やデブリ取り出しの際に障害となる可能性があるため、組成などの情報を得ることを目的として平成 29 年 4 月に堆積物が採取された。堆積物は、砂岩状の固い層の上に浮遊性のものが存在するが、このうち主に浮遊物が採取された。発電所内で実施された簡易な蛍光 X 線分析では、構造材に含まれる元素である Fe、Ni 等や U が検出されている[1]。本サンプルについて、より詳細な情報を取得することを目的として、構外分析施設において SEM-EDS 等を用いた分析を実施した。

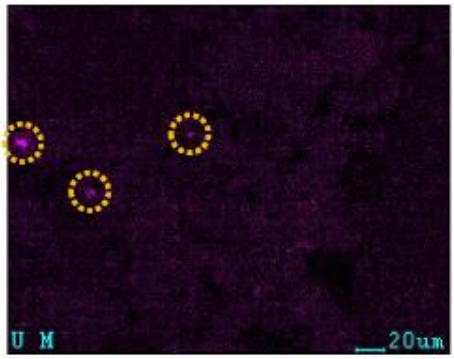


図 EDS による U 元素分布

その結果、発電所内での分析同様、構造材に含まれる元素である Fe、Ni が確認された。また U については、図のようなμm オーダーの U 粒子の形で含まれていることが確認された。

4. 結論

1 号機格納容器底部から採取した堆積物を分析し、U の粒子が含まれることなど、その組成や形状の特徴を明らかにした。得られた分析結果と、そこから推測可能な由来に関する情報は、今後の格納容器内部調査など廃炉作業を進める際に堆積物を撤去・保管する際に活用できる有用な知見である。

—謝辞—

本研究は、経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」の研究の一部を含む。

参考文献

[1] 1 号機原子炉格納容器内部調査について～堆積物の分析結果～,東京電力 (2017)

---

*Masato Mizokami[1], Akihiro Suzuki[2], Koji Maeda[3], Kenichi Ito[1], Ikken Sato[1,3] and Shinya Mizokami[1,3,4]
[1]TEPCO HD, [2]NFD, [3]JAEA, [4]IRID

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

[2N01-03] Isotopic Fractionation and Separation

Chair: Takehiko Tsukahara (Tokyo Tech)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:25 AM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N01] Theoretical calculation of the isotopic fractionation between gallium hydrates

*Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1], Frédéric Moynier[2], Kurumi Asai[3], Minori Abe[3] (1. Osaka University, 2. Institut de Physique du Globe de Paris, 3. Tokyo Metropolitan University)

9:30 AM - 9:45 AM

[2N02] Isotope separation of molybdenum by chemical exchange method using crown ehters

*Kazuki Tanoshiro[1], Chizu Kato[1], Takeshi Ohno[3], Shuhei Sakata[3], Akihiro Uehara[2], Satoshi Fukutani[2], Shun Sekimoto[2], Tsutomu Otsuki[2], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto University Research Reactor Institute , 3. Gakushuin Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[2N03] Preparation of mixed spike with ^{239}Pu and ^{235}U for MOX analysis by isotope dilution mass spectrometry and application to actual sample.

*kazushi horigome[1], shigeo taguchi[1], masahiko yamamoto[1], satoshi inada[1], takehiko kuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ガリウム水和錯体間の同位体分別の理論計算

Theoretical calculation of the isotopic fractionation between gallium hydrates

*加藤 千図[1]，藤井 俊行[1]，Frédéric Moynier[2]，浅井 久瑠美[3]，阿部 穣里[3]
[1]大阪大学，[2]パリ地球物理研究所，[3]首都大学東京

フッ酸、硫酸、リン酸中のガリウム水酸化物の化学種の存在度及び同位体分別効果を理論計算で求めた。形成されるガリウム錯体、存在度及び同位体分別は、酸濃度に依存した。フッ酸とリン酸中では酸濃度が増加するにつれ、ガリウムの軽い同位体が濃縮するが、硫酸中では重い同位体に濃縮することが示された。
キーワード：ガリウム、同位体分別、フッ化物、硫酸塩、リン酸塩、水和物

1. 緒言

近年、地球化学分野において地球物質のガリウム(Ga)同位体分析が盛んである[e.g. 1]。しかし、どのような仕組みで同位体分別が起こるかは解明されていない。先行研究では、クラウンエーテルを用いた溶媒抽出における塩化ガリウム系の同位体分別を理論及び実験で検証した[2]。その結果、一定の同位体分別効果が見られた。本研究では、化学交換反応系におけるガリウム同位体分別の基礎特性を見極める対象を広げ、フッ酸、硫酸及びリン酸中におけるガリウム錯体形成の存在度、及び同位体分別効果を理論計算で求めた。

2. 実験

分子軌道と振動波長は Gaussian 09W、B3LYP/6-311+G(d,p)を用いて計算した。ガリウム六水和物を出発化学種とし、各水分子を対象基と順次置き換え一定の酸濃度範囲でのガリウム錯体の存在度を求めた。酸濃度の最大値は、市販物のそれを利用した。各化学種の同位体分別効果を求め、結果はデルタ表記（‰）で表し、次のように定義した: $\delta^{71}Ga=\{(^{71}Ga/^{69}Ga)_{sam}/(^{71}Ga/^{69}Ga)_{IPGP\ Ga\ std}-1\}x1000$, $\Delta^{71}Ga=\delta^{71}Ga_{org}-\delta^{71}Ga_{aq}$.

3. 結果と考察

形成されるガリウム錯体の存在度は、酸濃度および pH 濃度に依存した。同位体分別効果の一例を図 1 に示す。フッ化物系とリン酸系、水酸化物ではアニオン濃度が増加するにつれ、ガリウムの軽い同位体が Ga^{3+}に濃縮するが、硫酸塩系では逆に Ga^{3+}に重い同位体が濃縮することが示された。自然界の水溶液中においても同様の同位体分別効果が見られると予想される。

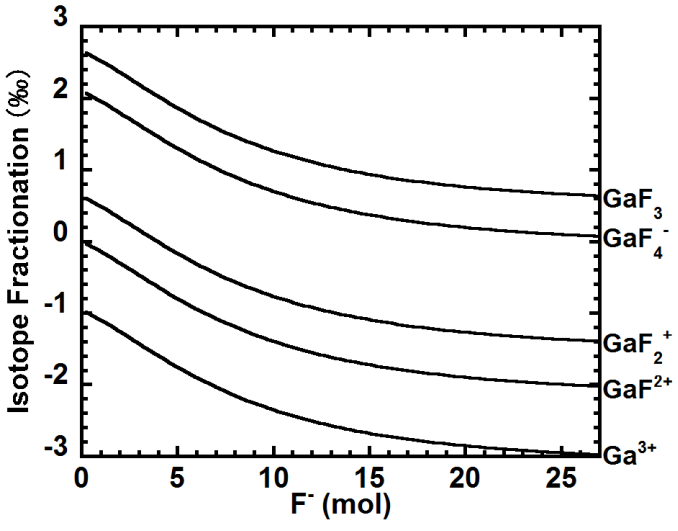


図 1 F-濃度に対するフッ化物ガリウムの同位体分別効果

参考文献

[1] Kato et al. 2017 Chem. Geol. 448. 164-172.
[2] Kato et al. 2017 AESJ Fall meeting 3K01.

*Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1], Frédéric Moynier[2], Kurumi Asai[3] and Minori Abe[3]
[1]Osaka University, [2]Institut de Physique du Globe de Paris, [3]Tokyo Metropolitan University.

クラウンエーテルを用いた化学交換法によるモリブデンの同位体分離

Isotope separation of molybdenum by chemical exchange method using crown

*田野城 一希[1]，加藤 千図[1]，大野 剛[2]，坂田 周平[2]，上原 章寛[3]，福谷 哲[3]，関本 俊[3]，
大槻 勤[3]、藤井 俊行[1]
[1]大阪大学，[2]学習院大学，[3]京都大学原子炉実験所

クラウンエーテルを用いた化学交換法によりモリブデンの同位体分離を行った。塩酸/ジクロロエタン系の溶媒抽出実験を行い、両相に分配したモリブデンの同位体比をマルチコレクター型誘導結合プラズマ質量分析計(MC-ICP-MS)で精密測定した。

キーワード： モリブデン、同位体分離、医療応用、溶媒抽出法、クラウンエーテ

1. 諸言

核医学検査の一つである SPECT には放射性薬剤として ^{99m}Tc が利用されている。^{99m}Tc は ^{99}Mo からのγ崩壊により生成される。現在 ^{99}Mo は全て海外から輸入されており、国産化が検討されている。国産化の一つの手法として ^{100}Mo(n,2n) ^{99}Mo 反応や、^{100}Mo(γ,n) ^{99}Mo 反応を用いた生成法がある。本研究ではこの反応の効率化を目的とし、クラウンエーテルを用いた溶媒抽出法によりモリブデンの同位体濃縮を行った。マルチコレクター型誘導結合プラズマ質量分析計(MC-ICP-MS)で精密同位体分析を行い、同位体濃縮係数を求めた。

2. 実験方法

0.01 M の MoO_2Cl_2 を溶解した塩酸(水相)と、0.01 M で 4 種類のクラウンエーテル(DB15C5、DC18C6、DB18C6、DB24C8)を溶解したジクロロエタン(有機相)を撹拌、遠心分離を行い、正抽出を行った。0.01 M の塩酸を用いて、抽出した有機相と撹拌し、逆抽出を行った。ICP-MS(誘導結合プラズマ質量分析装置)を用いて水相のモリブデン濃度を測定し、分配比を求めた。次に、MC-ICP-MS を用いて、正抽出相と逆抽出相のモリブデン同位体比測定を行った。測定結果から、同位体濃縮係数を求めた。結果はデルタ表記(‰)で表し、以下の式で定義した。$\delta^{100}\mathrm{Mo} = [\,(^{100}\mathrm{Mo}/^{95}\mathrm{Mo})_{\mathrm{sample}} / (^{100}\mathrm{Mo}/^{95}\mathrm{Mo})_{\mathrm{STD}} - 1\,] \times 1000$ [1]

ここで、STD とは出発物質を表す。

3. 結果・考察

同位体濃縮係数はδ^{97}Mo で約 0.5‰、δ^{100}Mo で約 1.5‰であった。図 1 にδ^{100}Mo の計算結果を示す。また、δ^{97}Mo とδ^{100}Mo の質量分別線を作成し、予測値と比較を行うと、誤差範囲で一致していた。このことから、モリブデンの同位体効果は質量依存同位体効果であることが分かった。また、多段の効果の見積もりも行った。

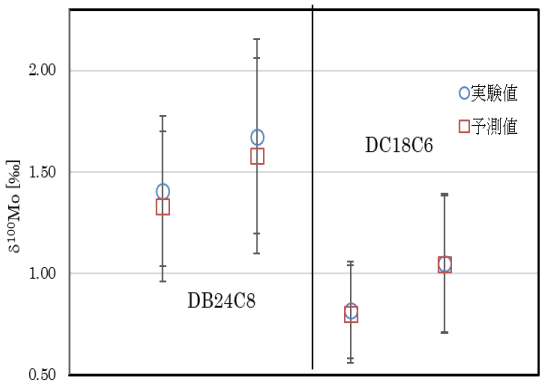


図1 δ^{100}Moの計算結果

参考文献

[1] 誘導結合プラズマ質量分析法における同位体分析技術の進歩と環境地球化学への応用 大野剛 J.Mass Spectrom. Soc. Jpn. Vol.62,No6,2014

Kazuki Tanoshiro[1], Chizu Kato[1], Takeshi Ohno[2], Shuhei Sakata[2], Akihiro Uehara[3], Satoshi Fukutani[3], Shun Sekimoto[3], Tsutomu Otsuki[3], Toshiyuki Fujii[1]
[1]Osaka University, [2]Gakusyuin University, [3] Kyoto University Research Reactor Institute

MOX 粉末の同位体希釈質量分析法用 ^{239}Pu、^{235}U 混合スパイクの調製と実試料への適用

Preparation of mixed spike with ^{239}Pu and ^{235}U for MOX analysis by isotope dilution mass spectrometry and application to actual sample

*堀籠 和志[1]，田口 茂郎[1]，山本 昌彦[1]，稲田 聡[1]，久野 剛彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

同位体希釈質量分析法による U・Pu 混合酸化物（MOX）中の U、Pu 濃度分析に最適化した ^{239}Pu、^{235}U を内標準とする混合スパイクを調製し、MOX 粉末中の U、Pu 濃度を高精度に分析できる結果が得られた。

キーワード：^{239}Pu、^{235}U、スパイク，同位体希釈法、MOX

1. 緒言　U・Pu 混合酸化物（MOX）粉末の核物質計量管理を目的とした U、Pu 濃度分析には、同位体希釈質量分析法（IDMS）を適用している。IDMS は、スパイクと呼ばれる、分析対象物の同位体元素の既知量を内標準として分析試料と混合し、その同位体比の変化から U、Pu 濃度を求める定量法であり、極めて信頼性の高い分析結果を得ることができる。本研究では、MOX 粉末の同位体組成及び U、Pu 含有比に対して、分析値の不確かさが最小となる ^{239}Pu、^{235}U を内標準とする混合スパイク（^{239}Pu：98 wt%、^{235}U：93 wt%、Pu：U = 2 : 1）（混合スパイク）を調製した。本報では、混合スパイクを用いて東海再処理施設で製造された MOX 粉末を分析し、その分析値の不確かさを評価するとともに、国際原子力機関（IAEA）で調製されたスパイク（IAEA スパイク）との比較分析結果について報告する。

2. 実験　混合スパイクの調製には、米国 NBL 製の Pu 標準物質 CRM126（Pu 金属，99.87 wt%）、U 標準物質 CRM116（U 金属，99.97 wt%）を使用し、Pu 金属は電解研磨、U 金属は化学研磨により、予め表面の不純物を除去した後、0.1mg まで正確に秤量し、Pu 金属は 0.1 M フッ酸と 8 M 硝酸の混酸中で、U 金属は 8 M 硝酸中で、それぞれ加熱溶解した。次に Pu と U の含有比が 2 : 1 となるよう各溶解液を混合し、ガラスバイアルに一定量ずつ分取した。MOX 粉末の分析は、試料を加熱溶解後、一定量採取し、スパイクが入ったガラスバイアルに添加した。調製は全て重量法で行った。このガラスバイアルから一部を分取し、U と Pu を陰イオン交換樹脂（Bio-Rad 製 AG1-X2）及び固相抽出樹脂（Eichrom 製 TEVA-resin）を用いて分離した後、表面電離型質量分析計（Thermo Fisher Scientific 製 TRITON）により同位体比を測定し、U、Pu 濃度を算出した。混合スパイクによる MOX 分析値の不確かさは、ISO-GUM [1] に基づき評価した。

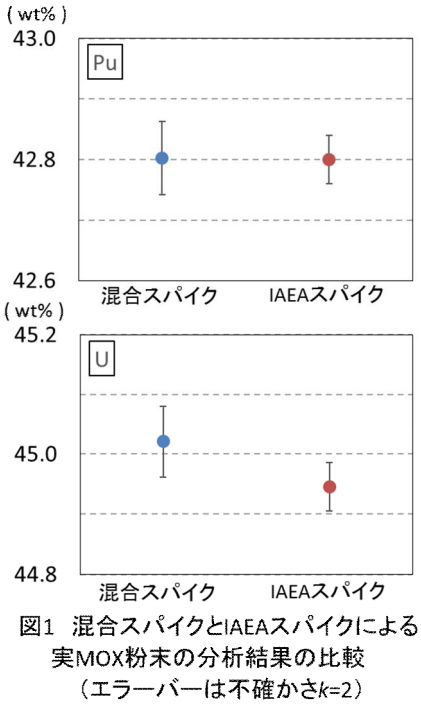


図1　混合スパイクとIAEAスパイクによる実MOX粉末の分析結果の比較
（エラーバーは不確かさk=2）

3. 結果及び考察　混合スパイクによる MOX 粉末の分析値の相対拡張不確かさは、Pu で 0.10 %（k=2）、U で 0.13 %（k=2）であった。混合スパイク及び IAEA スパイクにより得られた MOX 粉末試料の分析値を比較した結果（図 1）、混合スパイクは、Pu；42.80±0.04 wt%（k=2）、U；45.02±0.06 wt%（k=2）に対し、IAEA スパイクの分析結果は、Pu；42.80±0.04 wt%（k=2）、U；44.95±0.04 wt%（k=2）であり、両者の分析値は、不確かさの範囲で良好に一致し、本件で調製した混合スパイクを用いることで MOX 粉末を高精度に分析できることがわかった。

参考文献

[1] JCGM / WG1, Guide to the expression of uncertainty in measurement (GUM), JCGM100:2008.

*Kazushi Horigome[1], Shigeo Taguchi[1], Masahiko Yamamoto[1], Satoshi Inada[1] and Takehiko kuno[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[2N04-09] Separation Analysis

Chair: Masayuki Watanabe (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 10:25 AM - 12:00 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N04] Development of in-situ analytical method of ^{90}Sr in contaminated water using Sr adsorptive fiber

*Miki KONDA[1], Takuma HORITA[1], Shiho ASAI[1], Makoto MATSUEDA[1], Yukiko HANZAWA[1], Kyoichi SAITO[2], Kunio FUJIWARA[3], Takanobu SUGO[3], Yutaka KAMEO[1] (1. JAEA, 2. Chiba Univ. Faculty of Engineering, 3. KJK)

10:25 AM - 10:40 AM

[2N05] Removal of alpha-ray emission nuclide from plutonium solution in reprocessing plant by solid phase extraction method for the analysis of metal impurities.

*Shigeo Taguchi[1], Takahiro Furuse[2,1], Yuji Masaki[2,1], Masahiko Yamamoto[1], Satoshi Inada[1], Takehiko Kuno[1] (1. JAEA, 2. current JNFL)

10:40 AM - 10:55 AM

[2N06] Advanced microchip-based separation analysis system of radionuclides

*Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy,Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

10:55 AM - 11:10 AM

[2N07] Development of novel analytical device of radionuclides using photonic crystal polymer

*Chen Shen[1], Kaname SAGA[1], Takehiko TSUKAHARA[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM

[2N08] Development of novel analytical device of radionuclides using photonic crystal polymer

*Kaname SAGA[1], Frederik H. Kriel[2], Craig Priest[2], Takehiko TSUKAHARA[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Future Industries Institute, University of South Australia)

11:25 AM - 11:40 AM

[2N09] Synthesis and Performances Evaluation of Boron Containing Thermoresponsive Polymer Nanomicelle

*Shuichiro Yoneoka[1], Yasuhiro Nakagawa[3,2], Mitsuhiro Ebara[4,3,2], Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. International Center for Materials Nanoarchitectonics (MANA), National Institute for Materials Science (NIMS), 3. Graduate School of Pure and Applied Sciences, University of Tsukuba, 4. Graduate School of Industrial Science and Technology, Tokyo University of Science)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Sr 吸着繊維を用いた汚染水中の ^{90}Sr その場分析法の開発

Development of in-situ analytical method of ^{90}Sr in contaminated water using Sr adsorptive fiber

*今田　未来[1]，堀田　拓摩[1]，浅井　志保[1]，松枝　誠[1]，半澤　有希子[1]，
斎藤　恭一[2]，藤原　邦夫[3]，須郷　高信[3]，亀尾　裕[1]
[1]原子力機構，[2]千葉大学工，[3]環境浄化研究所

Sr を迅速かつ選択的に吸着できる繊維を作製し，サーベイメータ等を用いて ^{90}Sr を直接測定する迅速分析法について検討した。^{90}Sr の正確な定量を行うためには，繊維による β 線の自己吸収やチェレンコフ光の遮蔽を考慮し，測定試料を作製する必要があることがわかった。

キーワード：グラフト重合，^{90}Sr 分析，クラウンエーテル，繊維，β 線，チェレンコフ光，検出効率，その場分析

1. 緒言　福島第一原子力発電所では，海水・地下ドレン水等に含まれる放射性核種のモニタリングが行われている。その中でも^{90}Srの放射能分析は前処理が煩雑で，測定は放射平衡を待つ必要があり，分析完了まで約1ヶ月を要する。これまで我々は^{90}Sr分析の前処理の簡略化のために，グラフト重合を用いて疎水性の高分子鎖を付与し，疎水性相互作用により繊維表面にSr吸着剤である18-crown-6-ether誘導体を担持したSr吸着繊維を作製してきた[1]。他吸着材料と異なり，Srを材料の表層に吸着する構造であることから自己吸収が低減でき，繊維の直接測定が可能であると予想される。そこで本繊維を使用して多数の試料をその場でスクリーニングする，図1に示すような^{90}Srの放射能測定への適用性を検討した。発表では，繊維の存在が^{90}Srの放射能測定に与える影響の検討結果を報告する。

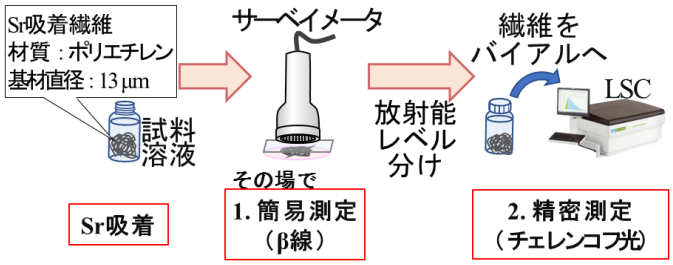


図 1　想定する ^{90}Sr その場分析への Sr 吸着繊維の適用フロー

2. 検討内容

2-1. 繊維形状がサーベイメータによる測定に与える影響　【実験】Sr 吸着繊維 0.1 g（乾燥重量）を図 2②のように枠に固定し，検出器方向から見た網部分の面積（以下「網面積」という。）がサーベイメータの検出窓と同じ（約 20 cm^2）になるように成形した。コンディショニングした繊維を ^{90}Sr 標準液（^{90}Sr : 280 Bq/g，Sr : 100 ppm）2 mL に 30 分間浸漬して Sr を吸着させ，8 M HNO_3 2 mL を用いて 2 回洗浄した。網状の繊維を折り畳むことにより網面積を 20，10，5 cm^2（厚さは各 1，2，4 倍）に変化させて GM 計数管式サーベイメータ（日立アロカメディカル社製，TGS-133）により検出効率を比較した。【結果・考察】検出効率は網面積が 10 cm^2 の場合に最大であり，20 cm^2 の約 1.2 倍，5 cm^2 の約 1.3 倍であった。網面積が 20 cm^2 の場合はβ線の幾何学的効率が他の試料より小さく，5 cm^2 の場合は試料の厚さによる自己吸収の影響が大きいと考えられる。



図 2　2-1 および 2-2 実験時の繊維形状

2-2. 繊維形状及び繊維量がチェレンコフ光測定に与える影響　【実験】図 2 に示す①1 cm の短冊状，②網状，③単繊維を撚り合わせた 1 本の糸状，④綿状の 4 種類について，各 0.05 g（乾燥重量）をそれぞれ同濃度の ^{90}Sr が入ったバイアルに浸漬し，LSC（パーキンエルマージャパン社製，Tri-Carb 2550TR）を用いて娘核種の ^{90}Y のチェレンコフ光の検出効率を比較した。また，繊維量 0.05，0.5，1 g の試料を同様に測定し，繊維量が検出効率に与える影響を確認した。【結果・考察】バイアル中に繊維が存在する場合は存在しない場合と比較して検出効率が低下した（75%→約 60%）が，①~④の形状による差は見られなかった。繊維量を 0.05 g から 1 g に増量した際，チェレンコフ光の検出効率は約 50%低下した。繊維量の増加に伴い繊維がチェレンコフ光を遮蔽する割合が増加し，検出効率が低下したと考えられる。

3. 結論　2.の結果より ^{90}Sr の正確な定量のためには，サーベイメータによる測定は幾何学的効率および繊維による自己吸収が，LSC による測定は繊維量が重要な要因になることがわかり，測定試料に合わせて繊維の量や形状を調整することで Sr 吸着繊維が ^{90}Sr のその場分析へ適用できる見込みを得た。

参考文献：[1] 堀田 拓摩他，繊維表層部に吸着させた ^{90}Sr の直接 β 線測定，日本原子力学会 2017 年秋の大会，2017. 9. 15

* Miki Konda[1], Takuma Horita[1], Shiho Asai[1], Makoto Matsueda[1], Yukiko Hanzawa[1], Kyoichi Saito[1], Kunio Fujiwara[1], Takanobu Sugo[1], Yutaka Kameo[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2]Chiba Univ. Faculty of Engineering, [3]KJK

再処理プルトニウム溶液中の不純物金属分析のための固相抽出法による α線放出核種の分離除去

Removal of alpha-ray emission nuclide from plutonium solution in reprocessing plant by solid phase extraction method for the analysis of metal impurities.

*田口 茂郎[1]，古瀬 貴広[1,2]，真崎 祐次[1,2]，山本 昌彦[1]，稲田 聡[1]，久野 剛彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]現所属 日本原燃株式会社

使用済燃料から分離回収した硝酸 Pu 溶液中の不純物金属を分析するにあたり、硝酸 Pu 溶液中の Pu、Am 等のα線放出核種を固相抽出樹脂の TRU レジンに吸着し、不純物金属と分離するフローを確立した。
キーワード：不純物分析、プルトニウム、アメリシウム、分離、再処理、

1. 緒言　東海再処理施設では、使用済燃料から分離回収された硝酸プルトニウム（Pu）溶液（回収 Pu 溶液）中の不純物金属の分析に高周波誘導結合プラズマ発光分光分析法（ICP-OES）を適用している。この測定においては、ICP-OES 試料導入部の Pu による汚染及び試料取扱い上の被ばくリスクの低減を図るため、測定に先立ち、従来、Pu の高い吸着性を示す固相抽出樹脂である TEVA レジン ™ を用いて、Pu と不純物金属との分離を行ってきた。しかし、この方法では、アメメリシウム（Am）は除去できないため[1]、Am の含有量が高い回収 Pu 溶液では、分離後の試料に ^{241}Am が混入し、その取扱いにおいては Am からの外部被ばくの影響が無視できなかった。本研究では、多種のα線放出核種に対しても吸着性を示す TRU レジン ™ による回収 Pu 溶液からの Pu 及び Am 等の分離除去試験結果を報告する。

2. 実験　分離カラムは、TRU レジン ™（粒径 100-150 μm, Eichrom 社）を 5 mL をカラム（以下、TRU カラム）に充填し、1 M 硝酸を通液しコンデションニングして使用した。回収 Pu 溶液は、東海再処理施設から採取した回収 Pu 溶液を 22 g/L に希釈して使用した。模擬回収 Pu 溶液は、Pu 標準溶液に既知量の不純物金属（Fe, Cr, Ni, Mn, Al, Cd, V, Cu, Si, Zn, Mo, Sn, Ca, Mg, Na, Ag, Pb, B）を混合して調製した。α放射能（Pu）濃度はαシンチレーションカウンタ、Am 濃度はγ線スペクトル装置、不純物金属は ICP-OES で測定した。

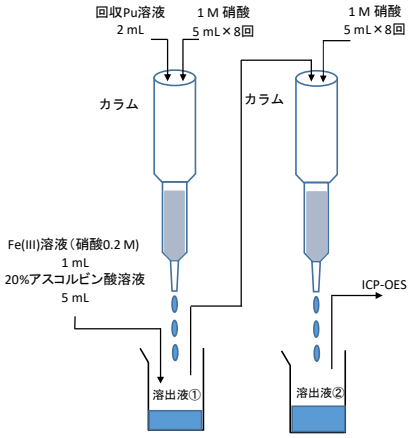


図１　α線放出核種と不純物金属の分離フロー

3. 結果及び考察　**(1) Pu, Am の分離除去**：図 1 に分離フローを示す。TRU カラムに回収 Pu 溶液(22 g/L)を 2 mL(Pu：44 mg , Am：1.5×10^{8}Bq）添加し、溶出液①の Pu、Am 濃度を測定した。その結果、Pu 吸着率は 99.99%以上であり、溶出液中の ^{241}Am は 1.7×10^5 Bq であった。また溶出液①の線量率は＜2 μSv/h まで低下した。本研究では、カラムから漏出したα線放出核種（全α放射能：1.7×10^5 Bq）を、さらに除去するため、溶出液①を再度、TRU カラムに添加した。回収 Pu 溶液は少量の Np を含有しており、この Np についても併せて除去するため、添加に先立ち、Np を TRU レジン ™ に対して高い吸着性を示す Np(IV)に原子価を調整した後、添加した。その結果、回収液②の全α放射能を＜580 Bq まで低減することができた。

(2) 不純物金属の回収率評価：模擬回収 Pu 溶液を用いて、回収液中の不純物金属の回収率を評価した。その結果、測定対象の 18 不純物金属の回収率は、88%～118%であり、本分離操作において全量回収できることを確認した。

4. まとめ　TRU レジン ™ を適用することで、回収 Pu 溶液中の Pu の他、Am 等のα線放出核種も分離除去できることを確認した。この分離においては、測定対象の不純物金属を全量回収できることから、不純物金属分析のためのα線放出核種を除去するための前処理法として有効である。

参考文献　[1] E.P.Horwitz et.al, Anal. Chim. Acta., 310, 63, (1995)

*Shigeo TAGUCHI[1], Yuji MASAKI[1,2], Takahiro FURUSE[1,2], Masahiko YAMAMOTO[1], Satoshi INADA[1], Takehiko KUNO[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Currently, Japan Nuclear Fuel Limited

マイクロ化学チップを用いた核種分離分析システムの高度化

Advanced microchip-based separation analysis system of radionucleides

*塚原 剛彦[1]

[1]東京工業大学 科学技術創成院 先導原子力研究所

表面パターニングによりマイクロ流路内を流れる油水を高度に制御する技術を構築すると共に、熱レンズ顕微鏡と組み合わせ、硝酸水溶液中から金属元素を高速で抽出かつその場定量分析できる手法を構築した。

キーワード：マイクロ化学チップ、核種分析、レーザー計測

1. 緒言

我々は、マイクロ・ナノ化学チップ技術を放射性核種分離分析へ適用すべく様々な研究を行っている。これまでに、マイクロ流路内でのウランの濃度定量や、油水平行二相流を用いたアクチノイド核種の抽出・分析を実現してきた[1,2]。しかし、①平行二相流では液液界面を保持する流体条件を厳密に制御せざるを得ず、一度流れが崩れると自然には復旧できない、②マイクロ流路内におけるその場濃度定量が難しい、という課題があった。本研究では、多段階加工と表面パターニングを組み合わせてマイクロプラグ流を形成・分離させる流体操作法を確立すると共に、熱レンズ顕微鏡(TLM)を用いてプラグ流による金属元素の抽出過程のリアルタイム計測を実現することを目的とした。

2. 実験

石英基板上に絞り構造部と分岐部を有するマイクロ流路を加工し、分岐部の一部をオクタデシルトリクロロシラン(ODS)による親水-疎水パターニングした。ガラス壁面は親水性であるため、絞り部を通過した水相は壁面に濡れるが油相は濡れず、油水が交互に流れるプラグ流を形成する。また、分岐部では、疎水性の流路に選択的に油相が流れるため、油水の分離回収が可能である。モデルケースとして、$Sm(NO_3)_3$ を含む水溶液と抽出剤（ジアミド系抽出剤 TODGA 又はリン酸系抽出剤 CMP）を含むドデカン溶液とを導入し、プラグ流抽出及び各位置での TLM 計測を行った。

3. 結果・考察

水相及び油相の Sm(III)濃度は合流部からの距離が長くなる、すなわち油水接触時間が長くなるに位置においてそれぞれ減少及び増加し、合流部からの距離 50 mm 程で一定値に収束することが分かった。この時の接触時間は約 3 秒に対応することから、マイクロ流路中では数秒で抽出平衡に達すると考えられる。また、抽出の間、油水プラグ流は安定に送液・分離されており、平行二相流に付随していた課題を解決できたことを確認した。

参考文献

[1] Tsukahara T, et al., *J. Flow. Chem.*, 1, 3 (2011).

[2] Tsukahara T, et al., *Prog.Nucl.Energy*, 53, 935 (2011).

---

* Takehiko Tsukahara[1]

[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

高分子フォトニック結晶を用いる核種分析法の開発
（1）ランタノイド分析用 Core/Shell フォトニック結晶の創製

Development of novel analytical device of radionuclides using photonic crystal polymer
(1) Creation of Core/Shell photonic crystal for lanthanide sensing

*シン ジン[1]，佐賀 要[1]，塚原 剛彦[1]
[1]東京工業大学先導原子力研究所

コロイダルナノ粒子とイミダゾール官能基を含有する感応性ポリマーから成る Core-shell 型の高分子フォトニック結晶を用い、ランタノイドイオン分析を可能とする迅速・簡便な分析法を開発し、その特性を評価した。

キーワード：フォトニック結晶、高分子ゲル、放射性核種分析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物の分析は、廃棄物を安全かつ合理的に処理処分する見通しを得るうえで不可欠となっている。現状、ICP-MS や放射線スペクトロメトリ等が用いられるが、難分析核種（Ŭ や ϐ 放出核種）においては、長時間で複雑な分析作業が必要で、二次廃液量も増大するという課題がある。一方、我々のグループでは、フォトニック結晶と金属イオン選択性高分子ゲルを組み合わせた新しい金属イオン分析法を開発してきた。ナノ粒子の規則的な配列から成るフォトニック結晶は特定波長のみ反射するという光学特性を有しており、金属イオン吸着に伴う高分子ゲルの膨潤・収縮に応じて色変化として検出できる。本研究では、この高分子フォトニック結晶の感度向上をめざし、ナノ粒子 1 つ 1 つを高分子ゲル膜で被覆した Core/Shell 粒子を用いた高分子フォトニック結晶を創製すると共に、そのランタノイドセンシング機能を評価することを目的とした。

2. 実験

超純水にスチレンモノマー、N-isopropylacrylamide(NIPAAm)モノマー、1-ビニルイミダゾール(VI)、N, Nô-メチレンビスアクリルアミド（架橋剤）、ペルオキソ二硫酸アンモニウム（開始剤）を溶解させ、Ar 雰囲気下でエマルジョン重合した後、透析によって目的の Core/Shell 粒子懸濁液を得た。粒子懸濁液を親水/疎水処理したガラス基板上に滴下し緩やかに蒸発させることで Core/Shell フォトニック結晶を作製した。

3. 結果・考察

精製した Core/Shell 粒子を動的光散乱法(DLS)によって粒度分布を確認した。さらに、作製したフォトニック結晶を原子間力顕微鏡によって形状観察を行った。その結果、粒子のサイズは 240～320nm であり、規則的に配列していることが分かった。フォトニック結晶の反射光スペクトルを UV-Vis 反射光プローブを用いて測定したところ、400 ~ 430nm 付近に反射光ピークを確認できた。また、このフォトニック結晶に $La(NO_3)_3$, $Sm(NO_3)_3$, $Lu(NO_3)_3$ 水溶液をそれぞれ接触させたところ、それぞれ異なる色を呈することを確認した。

VI 共重合 Core/Shell 粒子を用いて作製したフォトニック結晶は、ランタノイドセンシングに適応可能であることを示唆する結果を得たと言える。

---

*Chen Shen[1], Kaname SAGA[1], Takehiko Tsukahara[1]
[1]Tokyo Tech. Institute of Innovative Research. LANE

高分子フォトニック結晶を用いる核種分析法の開発
（2）オンチップ型アニオン分析への適応性検討

Development of novel analytical device of radionuclides using photonic crystal polymer
(2) Feasibility study for realizing on-chip anion analysis

*佐賀 要[1]，Frederik H. Kriel[2]，Craig Priest[2]，塚原 剛彦[1]
[1]東京工業大学先導原子力研究所，[2]Future Industries Institute, University of South Australia

高分子フォトニック結晶をマイクロ流路に集積化したアニオン分析デバイスを開発し、無機イオンの種類・濃度に応じた構造色の変化から比色分析へ適用できることを明らかにした。

キーワード：フォトニック結晶、マイクロ化学チップ、放射性核種分析

1. 緒言

放射性廃棄物の安全な保管管理や環境影響評価を行うためには、廃棄物の性状把握が不可欠である。特にアニオンは、その化学形に応じて廃棄体の溶解・腐食や環境中の核種移行挙動変化を引き起こす可能性があるため、継続的な分析が必要となる。アニオン分析にはイオンクロマトグラフィが汎用的に用いられるが、作業の長時間化、二次廃棄物の生成、その場分析が難しい、といった課題がある。一方これまで我々は、フォトニック結晶とイオン選択性高分子ゲルを組み合わせた高分子フォトニック結晶を用いることで、1 滴程度の試料で金属イオンを迅速・簡便に比色センシング可能であることを見出してきた[1]。本研究では、高分子フォトニック結晶をマイクロ化学チップ化した小型分析デバイスを開発すると共に、アニオン分析への適用性を検討することを目的とした。

2. 実験

超純水にスチレンモノマー、N-isopropylacrylamide(NIPAAm)モノマー、N, N̂-メチレンビスアクリルアミド（架橋剤）、ペルオキソ二硫酸アンモニウム（開始剤）を入れ、Ar 雰囲気下でエマルジョン重合法によって、ポリスチレン(PS)を Core に、Poly(NIPAAm)ハイドロゲルを Shell に持つ Core/Shell 型ナノ粒子を合成した。次に、ガラス基板上に作製した SU-8 モールド(幅:200-750 μm)の上部に透析膜を乗せ、ナノ粒子懸濁液を滴下・乾燥させることでフォトニック結晶を得た。乾燥後にポリジメチルシロキサン（PDMS）を導入・硬化させ、マイクロ流路内に高分子フォトニック結晶を集積化させた。

3. 結果・考察

高分子フォトニック結晶集積マイクロ化学チップを用いて KCl, KNO_3, KI 水溶液のセンシング試験を行った。蒸留水を通水するとナノ粒子が膨潤し、フォトニック結晶は赤色を呈した。その後、各水溶液を通水したところ、2.0 M の KCl 水溶液では緑色、KNO_3 水溶液ではオレンジ色に変化した。一方、KI 水溶液では色変化が見られなかった。Poly(NIPAAm)と水分子との水素結合ネットワークの切断が進行に伴って、高分子フォトニック結晶内からの脱水が起こり、赤から青色へのブルーシフトが起こったと考えられる。

作製したフォトニック結晶集積マイクロ化学チップは、アニオン分析に適応可能であると期待できる。

参考文献

[1] T.Tsukahara et al., Proc.microTAS2016 (2016)

---

* Kaname SAGA[1], Frederik H. Kriel[2], Craig Priest[2], Takehiko Tsukahara[1]
[1]Tokyo Tech. Institute of Innovative Research. LANE, [2] Future Industries Institute, University of South Australia

ホウ素含有温度応答性ポリマーナノミセルの合成と基礎特性評価

Synthesis and Performances Evaluation of Boron Containing Thermoresponsive Polymer Nanomicelle

*米岡 修一郎[1], 中川 泰宏[2,3], 荏原 充宏[2,3,4], 塚原 剛彦[1]

[1]東京工業大学 科学技術創成院 先導原子力研究所, [2]物質材料研究機構 国際ナノアーキテクトニクス研究拠点, [3]筑波大学大学院 数理物質科学研究科, [4]東京理科大学大学院 基礎工学研究科

ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)用新規ホウ素薬剤創製を志向し、温度応答性高分子を骨格とするホウ素含有ジブロックコポリマーを合成すると共に、その温度応答によるナノミセル化特性について評価した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法、温度応答性ポリマーミセル、ホウ素化合物

1. 緒言

今後有望な放射線ガン治療法の一つに BNCT がある。BNCT ではホウ素を高濃度かつ選択的にガン組織内に集積させることが重要となるため、既存薬剤に比して高機能な次世代型ホウ素薬剤が求められている[1]。100nm 程度のサイズを持ったポリマーミセルはその代表例である。本研究では、新規ホウ素含有ポリマーナノミセルを、温度応答性ポリマーである Poly[*N*-isopropylacrylamide] (Poly[NIPAAm]) を主骨格として合成し、その温度応答によるナノミセル化の基礎的特性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

Poly[NIPAAm]、及び NIPAAm とホウ素含有モノマー 3-(Acrylamido)phenylboronic acid (PBA) との共重合ポリマーである Poly[NIPAAm-*co*-PBA] をそれぞれ親水部及び疎水部とし、それらを共重合したジブロックコポリマー Poly[NIPAAm-*block*-NIPAAm -*co*-PBA] を合成した。このジブロックコポリマーの温度変化によるナノミセル化応答を、下限臨界溶液温度(LCST)、ゼータ電位、粒子径、温度可変 ^{1}H-核磁気共鳴(NMR)等によって測定した。概念図を図-1に示す。

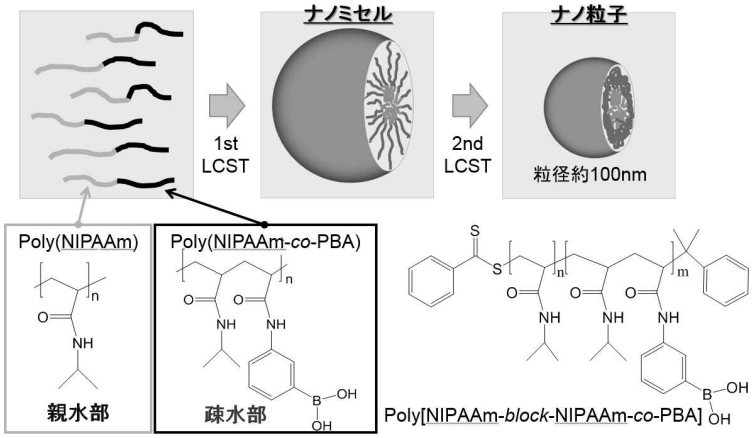


図-1 : Poly[NIPAAm-*block*-NIPAAm-*co*-PBA]の構造と、温度応答の概念図

3. 結果・考察

LCST 測定により、Poly[NIPAAm-*block*- NIPAAm-*co*-PBA]は 2 段階の転移温度を有することが分かった。温度可変 ^{1}H-NMR 測定から、1 段階目の LCST は疎水部 Poly[NIPAAm-*co*-PBA]に、2 段階目の LCST は親水部 Poly[NIPAAm]の転移に基づくことを確認した。温度変化によるゼータ電位の変化も、この結果と整合するものであった。また、ミセルの粒子径は 100nm 程度であることも明らかとなった。

4. 結言

温度応答性高分子を主骨格としたホウ素含有ジブロックコポリマーを合成し、温度変化によって起こるナノミセル化の基礎的な特性を明らかにすることに成功した。

参考文献

[1] ホウ素化合物・薬剤の歴史と現状　中村浩之　*RADIOISOTOPES*, 64, 47-58, **2015.**

---

*Shuichiro Yoneoka[1], Tasuhiro Nakagawa[2,3], Mitsuhiro Ebara[2,3,4] and Takehiko Tsukahara[1]

[1]Tokyo Tech. Institute of Innovative Research. LANE, [2]NIMS MANA. [3]Tsukuba Univ. Faculty of Pure and Applied Sci. [4]Tokyo Univ. of Sci. Graduate Sch. of Industrial Sci. and Tech.

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

[2N10-13] Solid and Solution Chemistry of Nuclides

Chair: Yoshihiro Kitatsuji (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 3:50 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N10] Chemical conversion of uranium dioxide pellet into easily soluble compounds by using thermochemical reaction in gas phase

*Tomohito Katano[1], Yu Tachibana[1], Tatsuya Suzuki[1], Kenji Konashi[2], Tadao Yato[2], Yoshiya Homma[2], Toru Kitagaki[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Tohoku Univ. , 3. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2N11] Synthesis and Magnetic Measurement of Bisphthalocyaninato-uranium

*Hirohito Watanabe[1], Takamitsu Fukuda[2], Kenji Shirasaki[1], Tomoo Yamamura[1] (1. Laboratory of Alpha-Ray Emitters, Institute for Materials Reserch, Tohoku University, 2. Department of Chemistry, Graduate School of Science, Osaka University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2N12] Electrochemical Analysis of Vanadium in Nitric Acid Solutions

*Shuzo Yatsugi[1], Akihiro Uehara[2], Shinya Sato[1], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto Univerisity)

3:15 PM - 3:30 PM

[2N13] Electrochemical analysis of molybdenum in nitric acid solutions

*Shinya Sato[1], Akihiro Uehara[2], Shuzo Yatsugi[1], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka University, 2. Kyoto University Research Reactor Institute)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

二酸化ウランペレットの気相中熱化学反応による溶解性物質への化学転換

Chemical conversion of uranium dioxide pellet into easily soluble compounds by using thermochemical reaction in gas phase

*片野 智仁[1]，立花 優[1]，鈴木 達也[1]，小無 健司[2]，八登 唯夫[2]，本間 佳哉[2]，北垣 徹[3]
[1]長岡技術科学大学，[2]東北大学，[3]JAEA

使用済み燃料の塩酸系への溶解は再処理技術において課題となっている．本発表では，燃料デブリ中の二酸化ウランに注目し，二酸化ウランペレットを気相中の熱化学反応による酸化および塩素化を行い，溶解性物質への化学転換が可能であることを確認したので報告する．
キーワード：二酸化ウラン，八酸化三ウラン，燃料デブリ，ボロキシデーション，塩素化

1. 緒言

我々は塩酸系での核種分離を伴う再処理の研究を行っており，使用済み燃料の溶解は，この研究開発における課題の一つである．我々は既にボロキシゼーションと過酸化水素添加による燃料溶解[1]を確認しているが，更なる穏やかな溶解法を模索している．その方法として，ボロキシゼーションの後に塩素化による塩化物転換を提案する．今回は，二酸化ウランペレットを用いて，気相中の熱化学反応による酸化，塩素化を行い，溶解性物質への化学転換が可能であることを確認したので報告する．

2. 実験方法，結果，結論

本発表では，二酸化ウランペレットを用いて，図 1，表 1 の通り，気相中の熱化学反応により酸化，塩素化を行った．

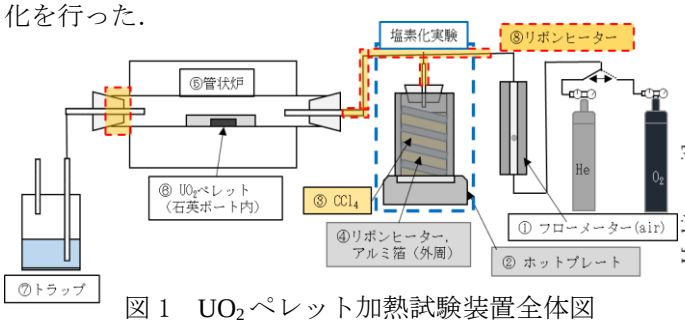


図 1　UO_2 ペレット加熱試験装置全体図

表 1　加熱実験条件

	酸化実験	塩素化実験
gas, flow rate	O_2:0.7L/min	He:0.7/min + CCl_4 vapor
temp, time	400°C, 2hr	400°C, total 10hr

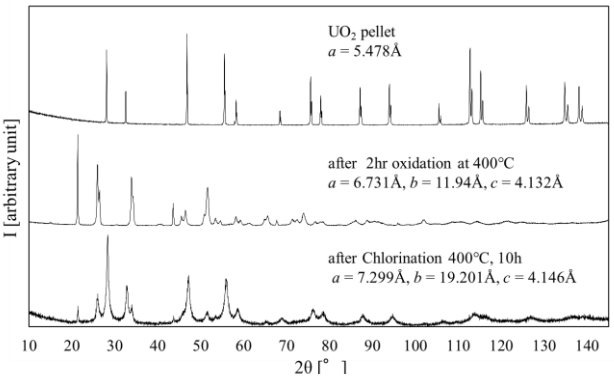


図 2　加熱酸化，塩素化実験後 XRD スペクトル

UO_2 ペレットの加熱酸化実験により，ペレットの粉体化を確認し，XRD 測定にてこの粉末が U_3O_8 であることを確認した．また，塩素化実験後に試料を大気中に取り出したところ，潮解した．試料を XRD 測定で分析したところ $U_5O_{12}Cl$ の格子定数とピークがほぼ一致し，U_3O_8 粉末が塩素化されたことを確認した．また，潮解したことから，この物質は水に容易に溶解すると推測でき，本法により，UO_2 ペレットの易溶解性物質への化学転換が可能であることを示したと結論付けた．

本研究は，文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」「放射性廃棄物処理・処分における分離・分析に関する教育」（代表：東北大学）の一環として実施した長期指導型実習の成果を含んでいる．

参考文献

[1] T. Suzuki, et al.Global 2013, (2013) 8169 pp.578-581, Salt Lake City, Utah, USA

---

*Tomohito Katano[1], Yu Tachibana[1], Tatsuya Suzuki[1], Kenji Konashi[2], Tadao Yato[2], Yoshiya Homma[2], Toru Kitagaki[3]

[1]Nagaoaka university of Technology[1], Tohoku Univ[2], JAEA[3]

ウランフタロシアニン錯体の合成と磁化測定

Synthesis and Magnetic Measurement of Bisphthalocyaninato-uranium

*渡邊 博仁[1]，福田 貴光[2]，白崎 謙次[1]，山村 朝雄[1]
[1]東北大学，[2]大阪大学

希土類金属を中心としたフタロシアニン錯体では遅い磁気緩和現象を示すものがあり、同様の構造をもつウラン4価の錯体であるウランフタロシアニン錯体の磁性測定を行うことで、f電子系の違いによる磁性の違いを比較した。

キーワード：ウラン錯体，フタロシアニン，遅い時期緩和現象，単分子磁石

1. 緒言

磁気記憶媒体の小型化が進み、磁性材料の最小単位である単一スピンを用いた高密度記憶デバイスに関心が集まっている。1993年にMnクラスタで遅い磁気緩和現象が観測され[1]て以来、単一分子を磁石として利用する単分子磁石の研究が盛んに行われてきた。2003年には希土類錯体、2009年にはウラン錯体で単分子磁石が発見された[2,3]が、特にアクチノイド錯体では単分子磁石の特性がどのような機構で発現するかは理論の発展途上にある。本研究では単分子磁石として振る舞う希土類錯体の中心金属をウランに置き換えた錯体を合成し、これの磁性を測定し、ランタノイド錯体との比較を行う。

2. 実験方法

2-1. ウランフタロシアニン錯体の合成

塩化ウランとフタロニトリルを1:10の物質量比で混合し、Ar雰囲気で270ºCに加熱することで、緑色の固体を得た。UV-Visスペクトルの測定を行うと、ウランフタロシアニン錯体とフタロシアニンの混合物であることが分かったので、これを真空中550ºC～300ºCの温度勾配をもつ炉で昇華させ、精製した。

2-2. 物質の評価

精製物を真空封入し450ºCに加熱したのち緩やかに冷却すると約0.1mm角の単結晶が得られ、構造解析を行った。元素分析の結果、理論値とのずれは、C:+3.18%、H:+0.69%、N:-1.78%、U:-0.08%であり、出発物質に塩化物を用いたことにより、一部のフタロシアニンが塩素化している可能性がある。

2-3. 磁化測定

精製したウランフタロシアニン錯体をカプセルに封入し、磁化測定試料とした。PPMS、SQUIDを用いて2～300 Kにおける磁化率の温度依存性、2 Kにおける磁化曲線および0.1～10000 Hzの交流変動する外部磁場中の磁化率測定を行った。磁化率の温度依存は常磁性に典型的な曲線となった。磁化曲線はヒステリシスを持たなかった。

3. 結論

本測定では、ウランフタロシアニン錯体は単分子磁石としての性質を示さなかった。5f電子は4f電子より共有結合性が高いために、そのスピン状態は配位子の影響を大きく受ける。単分子磁石として知られるウラン錯体は配位子にNラジカルが含まれており、フタロシアニン錯体においても酸化状態を変化させた場合にスピン状態が変化し異なる特性を示すかもしれない。

参考文献

[1] R. Sessoil *et al.*, *Nature*, **365**, 141-143 (1993).
[2] N. Ishikawa *et al.*, *J. Am. Chem. Soc.*, **125**, 8694-8695 (2003).
[3]J. D. Rinehart *et al.*, *J. Am. Chem. Soc.*, **131**, 12558-12559 (2009).

*Hirohito Watanabe[1], Takamitsu Fukuda[2], Kenji Shirasaki[1] and Tomoo Yamamura[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Osaka Univ.

硝酸溶液中に溶存するバナジウムの電気化学分析

Electrochemical Analysis of Vanadium in Nitric Acid Solutions

*矢次修蔵[1]，上原章寛[2]，佐藤慎也[1]， 加藤千図[1]， 藤井俊行[1]

[1]大阪大学　工学部，[2]京都大学　原子炉実験所，

硝酸溶液中に溶存するバナジウムイオンの酸化還元反応を白金電極を用いたサイクリックボルタンメトリーで研究した。定電位電解法を用いて溶存するバナジウムイオンの原子価を制御し、分子構造の変化を吸光スペクトル及びラマンスペクトルから推定した。

キーワード：バナジウム、硝酸溶液、電気化学、吸光分光分析、ラマン分光分析

1. 緒言

核燃料サイクル中では高原子価のプルトニウム、ネプツニウムの還元による材料腐食が問題となっている。プルトニウムとネプツニウムは不均化反応により高次の原子価に再酸化し材料腐食を促進する。一方、バナジウムはネプツニウムと酸化還元挙動が類似し、代替の非放射性元素として研究に利用できる。電気化学分析、ラマン・吸光分光分析の手法を用いて、硝酸溶液に溶存するバナジウムの酸化還元挙動及び分子構造の知見を深めることを目的とした。

2. 実験

酸化バナジウム(V_2O_5)を硝酸溶液に溶解して溶液を調製した。サイクリックボルタンメトリーでは作用電極として白金電極、参照電極として銀塩化銀電極を用いて実験を行った。定電位電解法では作用電極を棒状電極の代わりにメッシュ電極を用いて実験を行い、実験前後の溶液を吸光分光分析、ラマン分光分析を行った。

3. 結果・考察

希硝酸溶液中のバナジウムは作用電極として白金電極を用いることにより(Ⅱ)～(Ⅴ)の原子価を制御可能であるということが分かった。(図1) ラマンスペクトルでは 925cm^{-1} でバナジウムのオキシカチオンの分子振動を確認した。定電位電解前後のバナジウムの主な原子価は吸光スペクトルから確認できることが分かった。

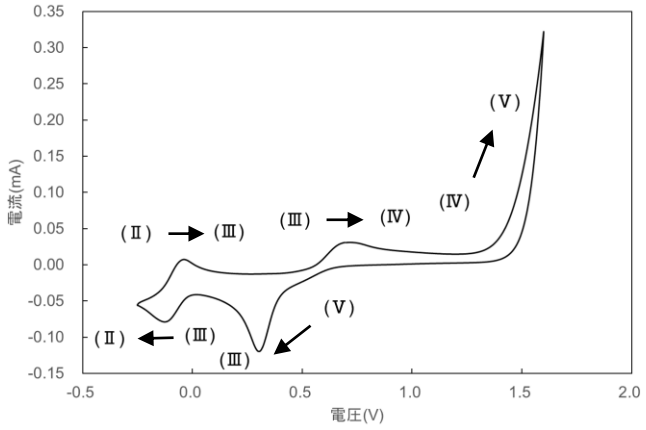


図 1　希硝酸溶液中のバナジウムのサイクリックボルタモグラム

[V]=5 mM [HNO_3]=0.05 M　Scanrate: 50 mV/s

*Shuzo Yatsugi[1], Akihiro Uehara[2], Shinya Sato[1], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1]

1.School of Engineering, Osaka Univ. 2.Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

硝酸溶液中におけるモリブデンの電気化学分析

Electrochemical analysis of molybdenum in nitric acid solution

*佐藤 慎也[1]，上原 章寛[2]，矢次 修蔵[1]，加藤 千図[1]，藤井 俊行[1]

[1]大阪大学，[2]京都大学 原子炉実験所

硝酸溶液中に溶存するモリブデンイオンの酸化還元反応を炭素電極を用いたサイクリックボルタンメトリーで研究した。定電位電解法を用いて溶存するモリブデンイオンの原子価を制御し、分子構造の変化をラマンスペクトルから推定した。

キーワード：モリブデン，硝酸溶液，電気化学，ラマン分光法

1. 緒言

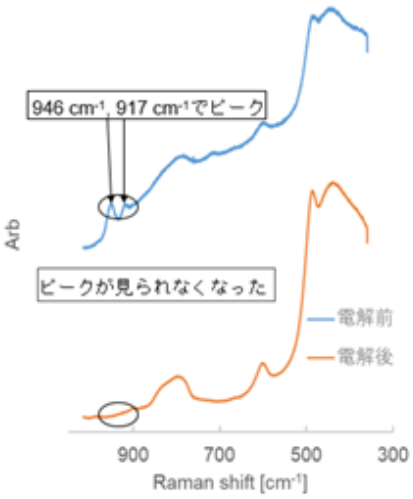
使用済燃料のモリブデンは不溶解残渣を生成し[1]、また高レベル廃液をガラス固化する際にモリブデン酸ジルコニウムを主成分とするイエローフェーズを生成する[2]。これらはガラス固化の操作性、均一性維持に悪影響を及ぼす。このため、ガラス固化技術向上のためにも、モリブデンを高レベル廃液から分離することが検討されている。本研究では、モリブデン分離技術の向上に資するため硝酸溶液中でのモリブデンイオンの化学状態及び酸化還元挙動について電気化学法、ラマン分光法を用いて研究した。

2. 実験

$(NH_4)_6Mo_7O_{24}\cdot 4H_2O$（高純度化学研究所）を用いて 1, 10 mM Mo を含む 0.1 M HNO_3 を調製した。作用電極として炭素電極を用いてサイクリックボルタモグラム CV 測定を行い、酸化還元挙動を調査した。次に定電位電解を行い、還元化学種を電気化学的に調製した。また、ラマン分光法により、定電位電解前後のラマンスペクトルを比較した。

3. 結論

1mM Mo の溶液のボルタグラムは-0.1 V 付近で還元ピークが観察されなかったが、10 mM Mo の溶液では観察された。これは、Mo 濃度が高いときに生成する多量体の還元に起因すると考えられる。次に 10 mM Mo を含む 0.1 M HNO_3 の定電位電解前後のラマンスペクトルを右の図 1 に示す。定電位電解前は 917 cm^{-1}, 946 cm^{-1} にピークあり、Mo オキシカチオンの分子振動が見られた。定電位電解後にピークが消えたのは還元されて生成した Mo の錯体種が変化したためであると考えられる。



(図1) 10 mM Mo in 0.1 M HNO_3の
ラマンスペクトル（電解前後）

参考文献

[1] 湿式分離プロセス化学研究グループ. 再処理プロセス・化学ハンドブック第 2 版. 日本原子力研究開発機構, 2008.

[2] イエローフェーズを含むガラス固化体の処分時影響評価試算結果の妥当性について. 日本原子力学会

*Shinya Sato[1], Akihiro Uehara[2], Shuzo Yatsugi[1], Chizu Kato[1] and Toshiyuki Fujii[1]

[1]Osaka University, [2].Kyoto University Research Reactor Institute

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

[2N14-17] Spectrometry 1

Chair: Hironori Ohba (QST)

Tue. Mar 27, 2018 3:50 PM - 4:55 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N14] Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

*Masahiko Yamamoto[1], Van-Khoai Do[1], Shigeo Taguchi[1], Satoshi Inada[1], Yuzuru Takamura[2], Takehiko Kuno[1] (1. JAEA, 2. JAIST)

3:50 PM - 4:05 PM

[2N15] Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

*Van-Khoai Do[1], Masahiko Yamamoto[1], Shigeo Taguchi[1], Satoshi Inada[1], Yuzuru Takamura[2], Takehiko Kuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Advanced Institute of Science and Technology)

4:05 PM - 4:20 PM

[2N16] Developement of laser spectroscopic system of sputtered thulium by glow discharge

*Daisuke Ishikawa[1], Yuta Yamamoto[1], Fumiko Yoshida[1], Yoshihiro Iwata[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. U-Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

[2N17] Development of high sensitive laser absorption spectroscopy system using optical cavities for isotope analysis

*Akira Kuwahara[1], Takuya Nankawa[1], Makoto Matsui[2] (1. JAEA, 2. Shizuoka University)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

液体電極プラズマ発光分光法による再処理工程試料中の金属元素の分析技術開発
(3) 再処理工程内試料中のテクネチウムの定量

Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

(3) Determination of technetium in reprocessing process solution

*山本 昌彦[1]、Do Van-Khoai[1]、田口 茂郎[1]、稲田 聡[1]、高村 禅[2]、久野 剛彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]北陸先端科学技術大学院大学

液体電極プラズマ発光分光法(LEP-OES)によるテクネチウム(Tc)の測定条件を最適化し、再処理工程試料中の Tc の定量を試みた。

キーワード：液体電極プラズマ、発光分光法、再処理、テクネチウム

1. 緒言

本研究では、小型かつ冷却やプラズマガスが不要な発光源である液体電極プラズマ(LEP)に着目し、これを利用する LEP-OES による再処理工程試料中の金属元素の分析技術開発を行っている。これまでの予備試験において、再処理施設で分析対象とされる核分裂生成物である Cs、Sr、その他 11 元素について、試料のマトリックスによる分光干渉の影響を受けない発光ピークを確認し、LEP-OES が再処理工程試料へ適用できる見通しが得られている[1]。前報では LEP-OES による高レベル放射性廃液(HAW)中の Cs の分析について報告した[2]。本報では、廃棄物の処理･処分の安全評価上重要な元素である Tc の分析について報告する。

2. 実験

LEP-OES 測定システムは、既報と同じものを使用した[1]。発光スペクトルは、分光器のグレーティングを 1800 lines/mm、CCD 検出器の積分時間を 0.5 秒として測定した。Tc 標準試料は、Eichrom Technogloy 製固相抽出クロマトグラフィーである TEVA レジンを用いて、東海再処理プラントの工程内試料から分離･精製し、液体シンチレーションカウンタで濃度を評定した。

3. 結果及び考察

(1)測定条件最適化

LEP は溶液中で直流電圧をパルス出力させて生成するプラズマであり、印加電圧やパルス出力のシーケンスが発光強度に影響する。また、試料の硝酸濃度も発光強度に影響する。そこで、これらパラメータを最適化した結果、印加電圧 1000 V、パルス幅 2 ms、パルス間隔 8 ms、パルス回数 50 回、硝酸濃度 0.4 M が再現性、感度の点で最適条件であった。

(2)分光干渉の影響

再処理工程内では、Tc の大部分が HAW 等の廃液工程及び酸回収工程に移行する。そこで、これら試料中の共存元素による 254.3 nm、261.0 nm、264.7 nm の Tc の発光ピーク(図 1)への分光干渉の影響を調査した。HAW 中には、アクチノイドである U、Pu、Np、白金族元素である Pd、腐食生成物である Fe、Cr、Ni、アルカリ金属･アルカリ土類金属である Na、Ca、K 等が含まれている。このうち、U、Pu、Np は LEP-OES で発光ピークが観測されないため[1]、Tc の発光ピークに干渉することはない。その他の元素については、模擬 HAW の発光スペクトルと Tc の発光ピークを比較した結果、254.3 nm、261.0 nm の発光ピークには Fe の干渉が確認された。264.7 nm の発光ピークは、模擬 HAW 中の共存元素による干渉は見られなかった。また、酸回収工程内の試料の主なマトリックスは、Fe、Cr、Ni 等の腐食生成物のみであることから、模擬 HAW と同様に 264.7 nm の発光ピークに対する干渉は確認されなかった。

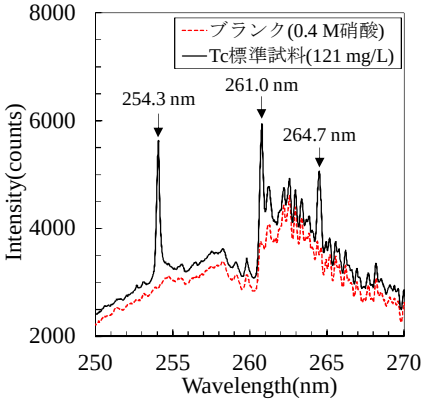


図 1　Tc の発光スペクトル

4. まとめ

LEP-OES では Tc の発光ピークが複数観測され、264.7 nm の発光ピークを適用することで、共存元素による分光干渉を受けることなく HAW、酸回収工程の Tc を定量できることがわかった。現在、実試料の測定試験を実施中である。

参考文献

[1] 田口ら，日本原子力学会 2017 年秋の大会, 3K10.　[2] Do ら，日本原子力学会 2017 年秋の大会, 3K11.

*Masahiko YAMAMOTO[1], Van-Khoai DO[1], Shigeo TAGUCHI[1], Satoshi INADA[1], Yuzuru TAKAMURA[2] and Takehiko KUNO[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Advanced Institute of Science and Technology

液体電極プラズマ発光分光法による再処理工程試料中の金属元素の分析技術開発
(4)　高放射性廃液中のストロンチウムの定量

Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma
(4) Determination of strontium in highly active liquid waste

*Do Van-Khoai, 山本 昌彦[1], 田口 茂郎[1], 稲田 聡[1], 高村 禅[2], 久野 剛彦[1]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 北陸先端科学技術大学院大学.

An analytical technique for determination of elemental strontium in highly radioactive liquid waste (HALW) using liquid electrode plasma optical emission spectrometry (LEP-OES) has been developed. The method is validated using simulated HALW and comparing with inductively coupled plasma spectrometry (ICP-OES).

Keywords: Liquid electrode plasma, strontium, highly radioactive waste, elemental analysis.

1. Introduction　There is a need of determination of Sr, one of the major fission products, in spent nuclear fuels stream for the further treatment of the HALW. Our previous study shows that it is possible to analyze Sr by LEP-OES, which is a compact device recently employed in our laboratory [1,2]. This present work focuses on further characterization and validation of the method in order to realize its practical application.

2. Experiment　The LEP-OES instrument is described in our previous report [1]. Using the same equipment condition, we evaluated the effect of applied voltage from 800 V to 900 V and acidity of matrix from 0.05 M to 1 M. Then, the developed method was validated using a simulated HALW sample in comparison with a standard measurement with an ICP-OES (ICPE-9000, Shimadzu, Japan).

3. Results and discussion　Figure 1 shows Sr emission lines observed by LEP-OES at 407.8 nm, 421.5 nm, and 460.7 nm with relative intensities of 0.15, 0.1, and 1, respectively. Nitric acid concentration is the key factor in sensitivity improvement. Accordingly, the emission intensity of Sr increased by six times as nitric acid concentration increased from 0.05 M to 0.6 M. Then, the intensity almost did not change with further increase of nitric acid concentration up to 1 M. The applied voltage resulted in an improvement by 1.4 times in sensitivity as the voltage increased from 800 V to 900 V. Limit of detection (LOD) and limit of quantification (LOQ) were determined to be 0.05 mg/L and 0.18 mg/L, respectively. The effect of coexisting metal elements was negligible because the simulated HALW was diluted by a factor of 5000. Figure 2 shows a good agreement between LEP-OES and ICP-OES in measurement of Sr. Precision presented as relative standard deviation is about 10 % for the measurement of 5000-fold diluted SHALW. An application to a real HALW sample is being carried out.

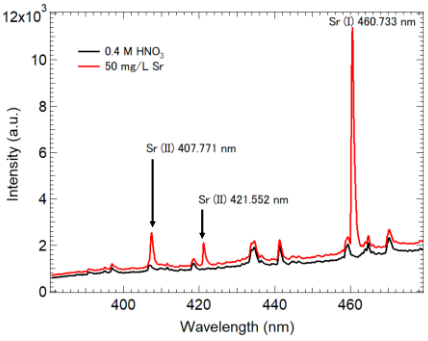


Fig. 1 Emission spectra of Sr

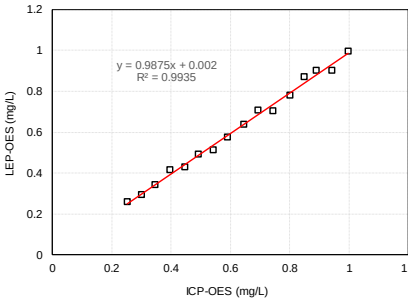


Fig. 2 Comparison of LEP-OES and ICP-OES

References　[1] S. Taguchi et al, Proceedings of 2017 Fall Meeting of AESJ, 3K10. [2] V.-K. Do et al, Proceedings of 2017 Fall Meeting of AESJ, 3K11.

*Van-Khoai DO[1], Masahiko YAMAMOTO[1], Shigeo TAGUCHI[1], Satoshi INADA[1], Yuzuru TAKAMURA[2], Takehiko KUNO[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Adv. Inst. Sci. Tech.

グロー放電によりスパッタされた金属ツリウムのレーザー分光システムの開発

Development of laser spectroscopic system of sputtered thulium by glow discharge

*石川大裕 [1]，山元祐太 [1]，吉田芙美子 [1]，岩田圭弘 [1]，長谷川秀一 [1]

[1] 東大院工

東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生した放射性廃棄物を分析するために，高電圧印加による放電プラズマとレーザーを用いた分光分析システムの開発を行っている。今回はグロー放電の基礎的性質及び分光に関する報告を行う。

キーワード：放電プラズマ，発光スペクトル，吸収スペクトル

直流高電圧印加により発生する放電プラズマは励起断面積及び電子密度に依存するものの，電子衝突により原子を様々なエネルギー準位へ励起できる。これにより励起準位間の光遷移を達成することが可能であるほか，放電電極近傍は電位差が大きく変化することにより,電極へのイオン衝突を起点とした電極表面近傍の原子を叩き出すスパッタリングが起こる。これはイオンインプランテーションを主な目的とするイオンビームにはないような放電プラズマの特長であり，物質加工の表面改質や半導体製造に用いられ，装置系が小規模ながらも硬い試料や溶解しにくい試料などを比較的純粋な原子の状態で供給可能である。

秋の大会で報告したプラズマセルの放電の検討を詳細に進め，グロー放電特有の異常グロー現象を観測した(図 1)。これは電極上のグロー放電の電流密度が上昇することに起因する[1]。図 1 の結果を踏まえて，各種純金属元素への適用を行った。特に放射性廃棄物に関連した元素に着目しており，SUS・制御材・被覆材・海水・コンクリートの代表元素の単成分系の発光信号を取得した。また模擬燃料元素として着目している Tm の発光信号を取得した(図 2)。この他，複数の成分系への適用も検討し，Cu と Zn の二成分系である黄銅の信号も取得した。この結果，各元素が単元素由来のピーク位置に信号を示したことも確認した。

図 2 の結果を踏まえて，Tm のレーザー分光実験を行ったところ，Tm の吸収スペクトルが観測された(図 3)。以上を持って我々が開発してきたグロー放電原子吸収分光及び発光分光法の気相・液相乾固物・固体金属試料への適用可能性を示した。

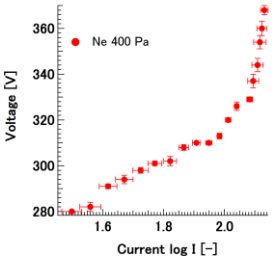


図 1　Ne400 Pa における異常グロー

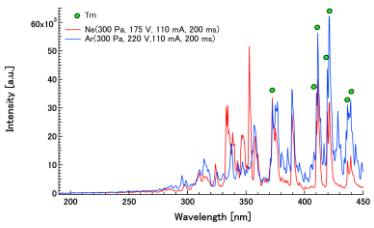


図 2　Tm 箔の発光スペクトル

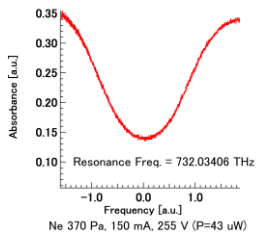


図 3　Tm 箔の吸収スペクトル

参考文献

[1] M. J. Druyvesteyn et al., *Rev. Mod. Phys.* **12**, 87 (1940)

---

*Daisuke Ishikawa[1], Yuta Yamamoto[1], Fumiko Yoshida[1], Yoshihiro Iwata[1] and Shuichi Hasegawa[1]

[1] Univ. of Tokyo

同位体分析のための光共振器を用いた高感度レーザー吸収分光システムの開発

Development of high sensitive laser absorption spectroscopy system using optical cavities for isotope analysis

*桑原 彬[1,2]，南川 卓也[1]，松井 信[2]

[1]原子力機構，[2]静岡大学

従来のレーザー吸収分光は、質量分析等に比べ検出感度が低いことが知られている。本研究では、高反射ミラー2 枚で構成される光共振器を用いた高感度レーザー吸収分光システムを開発した。

キーワード：同位体分析，レーザー分光，高感度

1. 緒言

同位体分析に適用されるレーザー吸収分光は、波長軸上で同位体を識別する分解能を有することから、前処理を省略し迅速な分析を実現できる可能性がある一方で、質量分析装置に比べ検出感度が低く、ダイナミックレンジが狭い欠点がある[1]。そこで、本研究では、高反射ミラー2 枚で構成される光共振器を用いた吸収長の長光路化による高感度レーザー吸収分光システムを開発した[2]。

2. 高感度レーザー吸収分光システム

高感度レーザー吸収分光システムの概要を図 1 に示す。光源として狭線幅の半導体レーザーを用いており、シングルモードファイバー及びモードマッチングレンズによりビーム形状を整えた後、光共振器に入射する。光共振器の透過光が微小であることから、光検出器として光電子増倍管を用いた。また、リングダウンタイムの計測のため、光スイッチとして音響光学素子を適用した。本実験においては、グロー放電プラズマ中のアルゴンの吸収ライン（826nm）を用いてデモンストレーションを行った。

3. 実験結果及び結論

プラズマがない場合のリングダウンプロファイルを図 2 に示す。オシロスコープで観測される 50 個の信号を平均化処理することでノイズのないプロファイルを得ることができる。本研究で使用した光共振器の特性は、リングダウンプロファイルを指数関数にフィッテイングすることで、高反射ミラーの反射率が約 0.9998%、吸収長が約 2.7km であることが示された。

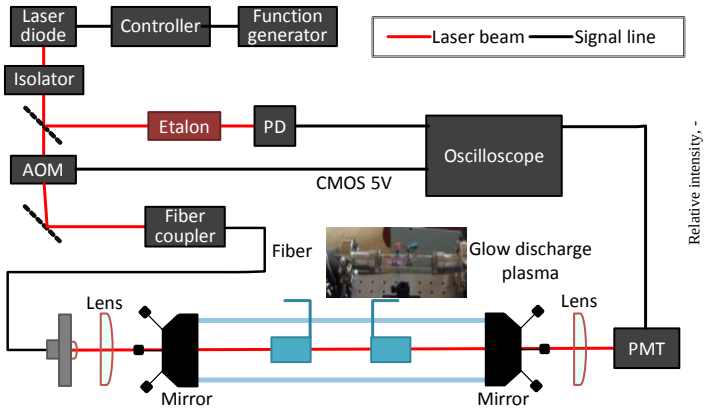


図 1　高感度レーザー分光システムの概要図

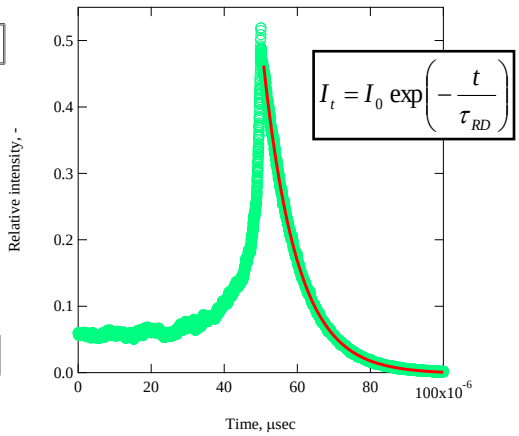


図 2　リングダウンプロファイル

参考文献

[1] P. Jacquet, A. Pailloux, *Journal of Analytical Atomic Spectroscopy*, No. 28, 1298-1302, 2013

[2] P. Jacquet, A. Pailloux, G. Aoust, J. P. Jeannot, D. Doizi, *IEEE Transactions on Nuclear Science*, No. 4, 2011-2016, 2014

*Akira Kuwahara[1,2], Takuya Nankawa[1] and Makoto Matsui[2]

[1]JAEA, [2]Shizuoka University

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

[2N18-21] Spectrometry 2

Chair: Akira Kuwahara (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 4:55 PM - 6:00 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N18] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

*Hironori Ohba[2,1], Koji Tamura[2,1], Morihisa Saeki[2,1], Tomitsugu Taguchi[1], Hwan Hong Lim[3], Takunori Taira[3], Ikuo Wakaida[2] （1. QST, 2. JAEA, 3. NINS）

4:55 PM - 5:10 PM

[2N19] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

*Koji Tamura[2,1], Hironori Ohba[2,1], Morihisa Saeki[2,1], Tomitsugu Taguchi[1], Hwan hong Lim[3], Takunori Taira[3], Ikuo Wakaida[2] （1. QST, 2. JAEA, 3. NINS）

5:10 PM - 5:25 PM

[2N20] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

5:25 PM - 5:40 PM

[2N21] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

*Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] （1. JAEA）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-5
(1) マイクロチップレーザー誘起ブレークダウン分光の遠隔分析への適用-1

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5
(1) Application of microchip-laser induced breakdown spectroscopy to remote analysis-1

*大場 弘則[1,3]，田村 浩司[1,3]，佐伯 盛久[1,3]，田口 富嗣[1]，イム ファンホン[2]，
平等 拓範[2]，若井田 育夫[3]
[1]量研機構，[2]自然機構，[3]原子力機構

遠隔その場分析が可能なファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光(LIBS)において，メガワット尖頭値の超小型ジャイアントパルスレーザーを適用した技術を提案する．
キーワード: 廃炉措置，ジャイアントパルスマイクロチップレーザー，レーザー誘起ブレークダウン分光，レーザーアブレーション

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉措置における燃料デブリ取出しに向けた位置・性状把握のための手段の一つとして，ファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光(LIBS)による遠隔その場分析が期待されている[1]．しかしながらQスイッチ(Q-sw.)パルスレーザー光を光ファイバーで長距離伝送する際，吸収や散乱損失によりレーザー光が減衰し，ファイバー出口にて高出力のレーザー光を得ようとすれば，導入端面での損傷を伴うので，LIBS用パルスレーザー光が伝送可能なファイバー長は約75 mと言われている[2]．そこで我々は発想の転換として，従来の高出力パルスレーザー光をファイバー伝送する方法(図1上図)ではなく，光ファイバーの先端にレーザー光発振機能を持たせることにより，より長距離の分析標的への高いエネルギーを投入して高輝度のプラズマ発光を可能とし，高放射線環境下での炉内デブリ性状等の高感度分析技術を考案した．これを実現するために，セラミックマイクロチップレーザー技術[3, 4]を活用して，短波長化による高感度LIBS分析手法(図1下図)の開発に着手した．今回は，マイクロチップレーザー適用LIBS測定系の構築(その1)及び発振特性(その2)を報告する．

マイクロチップレーザーは，レーザー媒質と可飽和吸収体を組み合わせた簡便な構成されながら高強度パルス駆動することでジャイアントパルス発振が可能な超小型Q-sw.レーザーである．Nd:YAGレーザー媒質を808nmの半導体レーザーで励起して1064nm光を発振させて，Cr:YAG可飽和吸収体に導入すると吸収・光学的ポンピングが起きるが，可飽和状態になるとQ-sw.が起きて吸収体が透過体となり，出力が数mJでパルス幅がサブナノ秒のレーザー光が発振する．これにより，物質の発光を伴うアブレーションが容易に生じるので，図2に示すようにレーザー集光点に分析試料を設置して，プラズマ発光分光する測定系を構築した．

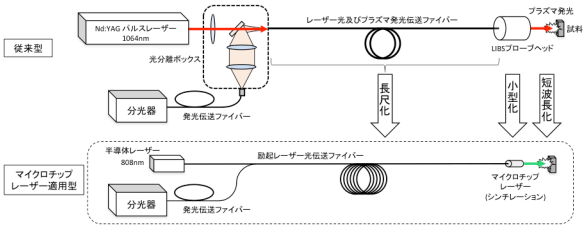


図1　ファイバーLIBS装置の概略図

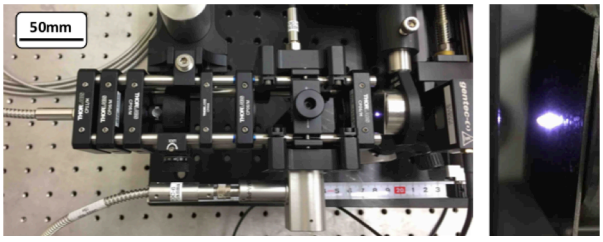


図2　レーザーヘッド（左）とZr試料発光の様子（右）

本報告は，文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます．

参考文献 [1] M. Saeki, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930. [2] A. Whitehouse, *et al.*, Spectrochim. Acta **B56** (2001)821.[3] H. Sakai, *et al.*, Opt. Express **16** (2008) 19891. [4] L. Zheng, *et al.*, Opt. Express **7** (2017) 3214.

* Hironori Ohba[1,3], Koji Tamura[1,3], Morihisa Saeki[1,3], Tomitsugu Taguchi[1], Hwan Hon Lim[2], Takunori Taira[2] and Ikuo Wakaida[2]
[1]QST, [2]NINS, [3]JAEA

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-5
(2) マイクロチップレーザー誘起ブレークダウン分光の遠隔分析への適用-2

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

(2) Application of microchip-laser induced breakdown spectroscopy to remote analysis-2

*田村 浩司[1,3]，大場 弘則[1,3]，佐伯 盛久[1,3]，田口 富嗣[1]，イム ファンホン[2]，
平等 拓範[2]，若井田 育夫[3]
[1]量研機構，[2]自然機構，[3]原子力機構

遠隔レーザー誘起ブレークダウン分光分析への適用を目指し開発している超小型ジャイアントパルスマイクロチップレーザーに関して、そのレーザー発振特性の測定結果を報告する。

キーワード: 廃炉措置，ジャイアントパルスマイクロチップレーザー，レーザー誘起ブレークダウン分光，レーザーアブレーション

1. 緒言

ファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）による遠隔その場分析が、東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しに向けた位置・性状把握のための手段の一つとして期待されている[1]。我々は本分析手法の更なる高感度化を目指し、マイクロチップレーザーを用いた LIBS システムの開発を行っている。本発表では YAG コンポジット結晶を用いたマイクロチップレーザーを構成し、その発振特性の測定結果に関して報告する。

2. 実験方法

図 1 にマイクロチップレーザーの構成を示す。レーザー結晶 (3mm 角) は、Nd:YAG (L=8mm) と Cr:YAG(L=2mm)を接合したコンポジット構造で、Nd:YAG は利得媒質、Cr:YAG は可飽和吸収体として受動的 Q スイッチ動作を担う。結晶出射面は 50%の反射コーティングを施し、共振器長は 10mm である。

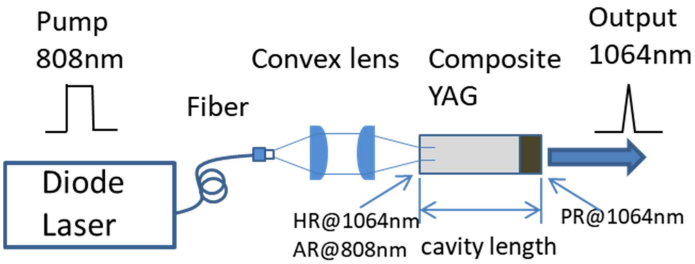


図1 マイクロチップレーザーの構成

ファイバー出力型半導体レーザー (JENOPTIK JOLD-120-QPXF-2P, λ=808nm)光を、準連続波(QCW)モードで非球面レンズ対により集光し、結晶入射面を照射することにより励起した。

3. 結果

励起光入力によりレーザー発振によるパルス光が観測された。図 2 に励起光の投入電流値及び QCW パルス幅と、レーザー出力エネルギーの関係を示す。この構成により数 mJ を超える出力が得られ、LIBS 分析システムとして適用可能なことが示された。

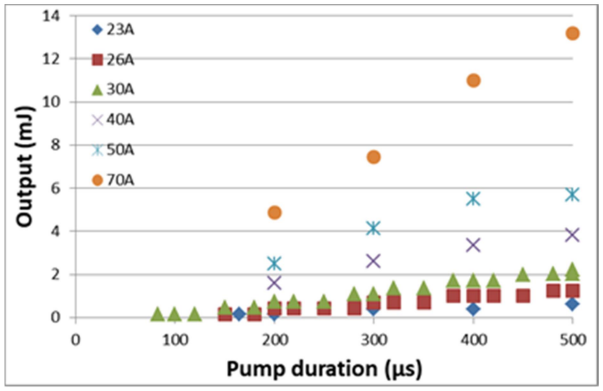


図2 ポンプ光入力とレーザー出力との関係

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

参考文献

[1] M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930.

* Koji Tamura[1,3], Hironori Ohba[1,3], Morihisa Saeki[1,3], Tomitsugu Taguchi[1], Hwan Hon Lim[2], Takunori Taira[2] and Ikuo Wakaida[3]
[1]QST, [2]NINS, [3]JAEA

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-5
（3） レーザー誘起ブレークダウン発光分光法の粉体への適用-2

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-5

(3) Application for powder sample of Laser Induced Breakdown Spectroscopy-2.

*赤岡 克昭[1]，大場 正規[1]、宮部 昌文[1]、若井田 育夫[1]

[1]原子力機構

2017 年春の年会でワセリンを塗布したガラスに塗擦した試料の LIBS による測定について報告した。今年度は、より簡便な方法として、化学雑巾などで粉体を拭取った試料について試験した。その結果、十分な量があれば、拭取り試料においても LIBS による測定が可能であることが示された。

キーワード：レーザーブレークダウン発光分光、LIBS、粉体

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故で発生した燃料デブリやその他の放射性物質の分析への適用を目指して、レーザー誘起ブレークダウン発光分光（LIBS)法の研究開発を行っている。本試験では炉外に存在する粉体や泥体などの様々な形態の物質に対して、固形化や液体化することなしに、粉体を直接 LIBS で測定する方法として 2017 年春の年会では、ワセリンに試料を塗擦するこ方法を試験し、定量測定分析が可能であることを示した。今回はより簡便な方法として、化学雑巾などで粉体をふき取ったサンプルについて試験した結果について報告する。

2. 実験方法

試験には酸化ガドリニウム（Gd_2O_3）粉末の化学雑巾及びスミヤろ紙による拭き取り試料を用いた。レーザー出力 5mJ、繰返し数 10Hz、波長 532nm、ビーム径 5mmφの NdYAG レーザー光を焦点距離 75mm のレンズで試料に集光照射し、観測遅延時間 3μs で 100 ショットを積算し、発光スペクトルを測定した。なお、試料はいずれも 3rpm で回転させることにより 1 ショット毎のレーザーの集光照射位置を変えた。

3. 結果

右に最初の 100 ショットを積算したスペクトルの一部を示す。参考に昨年度の春の学会で報告した焼結(個体)及びワセリン(粉末)の発光スペクトルを同時に示した。化学雑巾で粉末を拭取った試料は焼結試料の 1/5 程度のスペクトル強度ではあるがワセリンに塗擦した粉末試料とほぼ同等のスペクトルが得られた。一方、スミヤろ紙で粉末を拭取った試料においてはさらに 1/5 程度のスペクトル強度であり、焼結試料に比べると 1/25 以下であった。スミヤろ紙は厚みが 1mm 程で柔らかいことから、ワセリンへの添付や化学雑巾に比べてプラズマが発生しにくいためと考えられる。化学雑巾による粉末の拭取り試料の LIBS の結果が、ワセリンの結果とそん色ないことから、化学雑巾による方法によっても繰返し測定をすることによって、定量測定分析が可能であると考えられる。

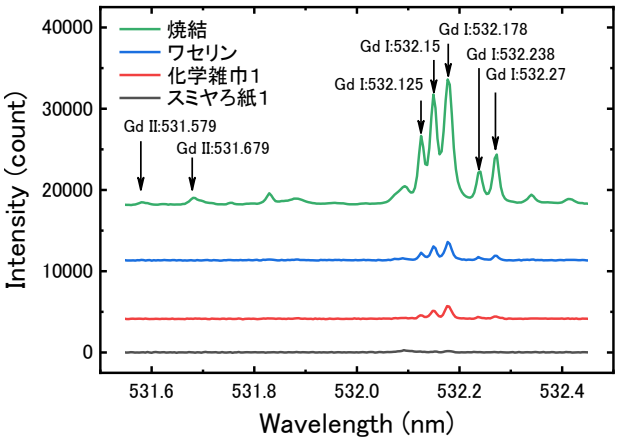


図 Gd2O3 粉末のスペクトル測定例

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-5
（４）マイクロ波 LIBS の特性

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor - 5

(4) Characteristics of microwave LIBS

*大場　正規[1]，赤岡　克昭[1]，宮部　昌文[1]，若井田　育夫[1]

[1]原子力機構

マイクロ波パルスをレーザープラズマにカップリングさせ、プラズマの挙動の時間変化を、高速カメラ等を用いて観測した。

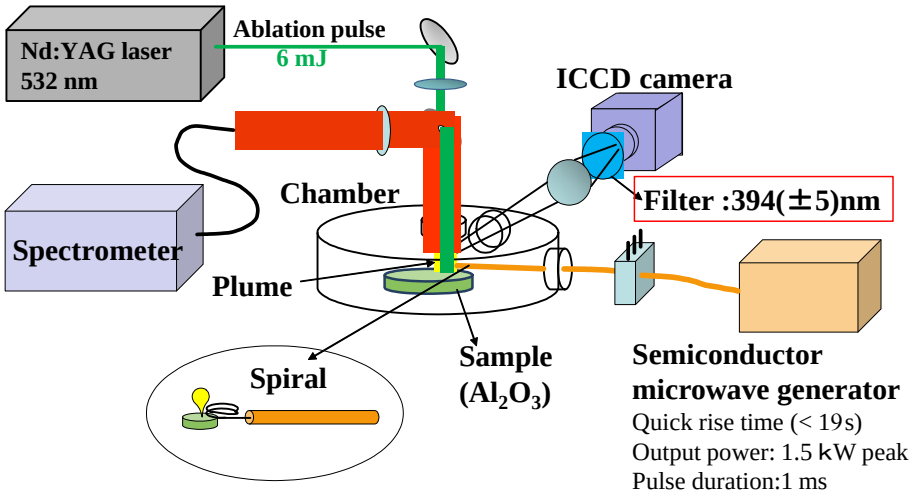
キーワード：LIBS，マイクロ波，電極

1. 緒言

近年、レーザー誘起ブレークダウン発光分光法は、元素分析法として有望視されている。高感度化の方法として、マイクロ波とレーザープラズマと相互作用することにより発光時間を延ばし、発光量を増加される技術も開発されており、発光量の増加が確認されている。しかし、マイクロ波とレーザープラズマとの相互作用メカニズムの解明や最適化法などの道筋はまだ途上であり、今後、明らかにされなければならない。今回は、高速度カメラ等を用いてプラズマの挙動を観測した。

2. 実験装置及び結果

パルスエネルギー6mJ, パルス幅 10ns の Nd:YAG レーザー光を集光して試料 Al_2O_3 に照射し、発生したプラズマに半導体マイクロ波源のマイクロ波パルスを、セミリジッドケーブルを介して、スパイラル状のヘッド電極から注入した。



Experimental　apparatus

プラズマの像をレンズで ICCD カメラに結像する。Al からの発光のみを通すため、カメラの前には 394nm のフィルターを挿入する。数μs では 1mmϕ程度であったプラズマは 100μs で 2.5mmϕに広がり、その後徐々に拡散して1μs で3.5mm まで広がった。マイクロ波出力100kW と1500kW ではあまり差はなかった。

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

*Masaki Oba[1], Katsukaki Akaoka[1] , Masabumi Miyabe[1] and Ikuo Wakaida[1]

[1]JAEA.

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

[2O01-03] Vitrification 2

Chair: Uruga Kazuyoshi (CRIEPI)

Tue. Mar 27, 2018 9:30 AM - 10:20 AM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O01] Construction of Glass Database

*Ippei AMAMOTO[1], Koichi OHYAMA[1], Daigen FUKAYAMA[2], Yuichi NAGANO[2], Tatjana JANTZEN[3], Kraus HACK[3] (1. JAEA, 2. RCCM, 3. GTT Technologies)

9:30 AM - 9:45 AM

[2O02] Fundamental Study on Phase Separation of Borosilicate Glass

*Youichi Enokida[1], Seo Uchimura[1], Kayo Sawada[2] (1. Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., 2. Inst. Materials and Systems for Sustainability, Nagoya Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[2O03] Fundamental Study on the Vitrification Process Using Lead-borate Glass for Reductive Wastes

*Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラスデータベースの構築
−(1) ガラス廃棄体の計算状態図作成に必要な熱力学的諸量の取得−

Construction of Glass Database -(1) Acquisition of required thermodynamic properties for the construction of computational phase diagrams of vitrified wastes-

*天本 一平[1]，大山 孝一[1]，深山 大元[2]，長野 祐一[2]，T. Jantzen[3], K. Hack[3]
[1]原子力機構，[2]計算力学研究センター，[3]GTT-Technologies

高レベル放射性廃液（HALW）のガラス固化研究を進めるために，これまでデータが不足していた固化媒体や核分裂生成物(FP)の熱力学的諸量を CALPHAD 法により取得した。同データを利用して様々な条件におけるガラス廃棄体状態図の作成ができ，一部の FP の充てん範囲が推算可能となった。

キーワード：ガラスデータベース，高レベル放射性廃液(HALW)，核分裂生成物(FP)，ガラス廃棄体，CALPHAD(Calculation of Phase Diagram)法，Gibbs 関数，計算状態図，修正会合溶体モデル

1. 緒言 HALW のガラス固化研究は高温雰囲気で行う場合が多いため，必要とされるデータを数多く取得することは多大な人手や時間を必要とする。よって可能であれば理論計算によって，ある程度，固化媒体や廃棄体の状態を理解したうえで，実際の実験や測定を行った方が合理的である。このような観点から，信頼性の高い既知の状態図やデータを利用して熱力学的諸量の取得を図り，得られた値を利用して計算状態図を作成することについて検討を行った。ここでは，HALW の固化媒体として現在使用されているホウケイ酸塩ガラス，及びさまざまな用途に利用できる可能性のある鉄リン酸塩ガラス，さらにこれらのガラス媒体にモリブデンやパラジウム等の核分裂生成物を充てんした時の各化学種の挙動が推算できるように，主として CALPHAD 法を用いてデータ構築を行った結果を述べる。

2. Gibbs 関数の決定方法 文献調査において Gibbs 関数が見当たらなかった物質については，CALPHAD 法を用いて推算を行った。CALPHAD 法は，実験状態図や活量データ等から計算に必要となる Gibbs 関数を帰納的に与える手法を含む平衡状態図を計算で求める一連の方法である。溶融ガラス(融体)の場合，融体中の原子間に強い引力または斥力の相互作用が働いているので，融体中の成分が会合体となって安定化しているとみなし，融体中の Gibbs 関数を表現した修正会合溶体モデル[1]である $G = \Sigma_i G^0_i x_i + RT\Sigma_i x_i \ln x_i + {}^{ex}G$ を使用した。ここで各記号について，G は溶融ガラスの Gibbs 関数 (Jmol^{-1}), i は会合体を含む i 番目の成分 (-), x_i は i 番目の成分のモル分率 (-), R は気体定数(8.314510 JK^{-1}mol^{-1})，T は温度 (K), G_i^0 は i 番目の成分の Gibbs 関数(Jmol^{-1}),及び ${}^{ex}G$ は，過剰 Gibbs 関数 (Jmol^{-1})を意味しており，${}^{ex}G = \Sigma\Sigma_{i<j} x_i x_j \Sigma_{v=0} L^{(v)}_{ij}(x_i - x_j)^v$ である。また $L^{(v)}_{ij}$ は $L^{(v)}_{ij} = A^{(v)}_{ij} + B^{(v)}_{ij}\cdot T + C^{(v)}_{ij}\cdot T\cdot \ln T + D^{(v)}_{ij}\cdot T^2 + \cdots$ と表すことができる温度に依存する項であり，$A^{(v)}_{ij}$, $B^{(v)}_{ij}$, $C^{(v)}_{ij}$, 及び $D^{(v)}_{ij}$ は定数で，実験状態図と合致するように次の手順に従って設定した。まず仮の定数を指定することにより融体の Gibbs 関数を取得して計算状態図の作成を行った。このとき固体酸化物の $\Delta_f H^0_{298.15}$ や $S^0_{298.15}$ は Neumann-Kopp の法則で推算した仮の値を用いた。そして得られた結果を実験状態図と比較し，計算状態図と実験状態図との間に乖離があるようであれば，定数及び $\Delta_f H^0_{298.15}$ や $S^0_{298.15}$ の大きさを変化させ両状態図の差が収束するまで計算を繰り返し，最終的な Gibbs 関数を決定した。

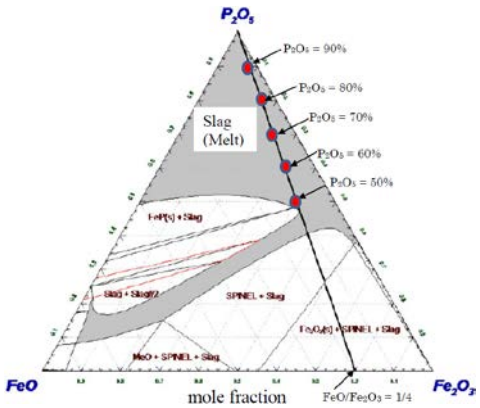


Fig.1 Calculated phase diagram of FeO-Fe_2O_3-P_2O_5 system at 1500 K and 101 kPa.

3. 結果・考察 CALPHD 法によって取得したデータは，多くの酸化物の熱力学的諸量を格納している熱力学計算データバンクシステム“FactSage”の一部として組み入れ，FactSage の機能を状態図作成に適用した。今回,計算状態図が作成可能となったガラス廃棄体は，ホウケイ酸塩ガラスとこれに Pd や Mo 等の FP を充てんした系，及び鉄リン酸塩ガラスとこれに Cs,Ba,Sr を充てんした系であり，既存データについては精度を高めている。ここで，状態図の一例(FeO-Fe_2O_3-P_2O_5 系)を Fig.1 に示す。これまでの試験結果により 1500 K における Fe_2O_3 と FeO の存在比はほぼ 4:1 であり，適切なガラス化範囲の酸化鉄の割合は 30-40mol%であることが知られている[2]。酸化鉄の割合をさらに増加すると，FeO(修飾酸化物)の存在量も必然的に増し，過剰な FeO の存在によりガラス化が困難になる。Fig.1 の状態図から，酸化鉄の割合が増えると融体中に結晶が析出する領域が拡大する傾向を読み取ることができる。

参考文献 [1] T.M. Besmann and K.E. Spear, J. Am. Ceram. Soc. 85 (12), 2887–2894 (2002)
[2] X,Yu, D.E. Day, G.J.Long, R.K. Brow, J.Non-Cryst.Solids 215, 21-31 (1997)

*Ippei Amamoto[1], Koichi Ohyama[1], Daigen Fukayama[2], Yuichi Nagano[2], Tatjana Jantzen[3], and Klaus Hack[3]
[1]JAEA, [2]Research Center of Computational Mechanics, Inc., [3]GTT-Technologies

ホウケイ酸ガラスの分相領域の検討に関する基礎研究

Fundamental Study on Phase Separation of Borosilicate Glass

*榎田　洋一[1]，澤田　佳代[2, 1]，内村　星央[1]
[1]名大院・工，[2]名大・未来研

ホウケイ酸ガラスの分相領域を基礎的実験研究で検討し，得られた実験データを先行して報告されている分相領域と比較した結果，高レベル放射性廃液をガラス固化する際に使用されるホウケイ酸ガラスの組成に近づく方向に分相域が広がっている可能性がある．

キーワード： ホウケイ酸ガラス，分相

1. 緒言　分相領域内組成のホウケイ酸ガラスはガラス転移点以上の温度で熱処理を行うことで B-rich 相と Si-rich 相に分相することがある[1]．B-rich 相は相対的に溶出しやすいので，高レベル放射性廃液をガラス固化した後の環境によって分相が起こることを警戒しなければならない．このため，分相条件を把握することが重要である．本研究ではホウケイ酸ガラスの分相領域を再検討し，基礎実験データを得ることを目的とした．

2. 実験　先行して報告されているホウケイ酸ガラスの分相条件[2]と比較できるように市販試薬の SiO_2,B_2O_3,Na_2CO_3 を採取秤量後に白金るつぼ内で均一に混合した後．マッフル炉（アズワン，HPM-1N）を用いて 1200℃で 3 時間加熱を行うことで融体化した後，炉内から白金るつぼごと取り出して室温まで冷却してガラス化した．試薬の溶け残りが無く，透明なガラスを作製できていることを確認した後，マッフル炉を用いて 700℃で 24 時間での熱処理で分相促進を行った．目視によるガラスの観察を行い，白濁を示したガラスは分相によるものと判断し，図 1 に示すような三成分相図中に実験データをプロットした．

3. 結果・考察　前述の熱処理での分相の有無に係る結果を図 1 に示す．図中の実線は従来報告における 700℃と 750℃の等温線である．700℃の等温線内部領域では 700℃以下で分相が進行することを示す．本研究の結果では，700℃の等温線の外側の領域でも分相を示す組成が確認され，分相域は Na_2O の含有量が増加する方向に対して点線で示すように広がっている可能性を示唆した．一方で，高レベル放射性廃棄物固化用母ガラスの代表的組成では分相が確認されなかった．実験データの蓄積，微細な分相領域特定手法の確立，試験方法の標準化等が今後の課題である．

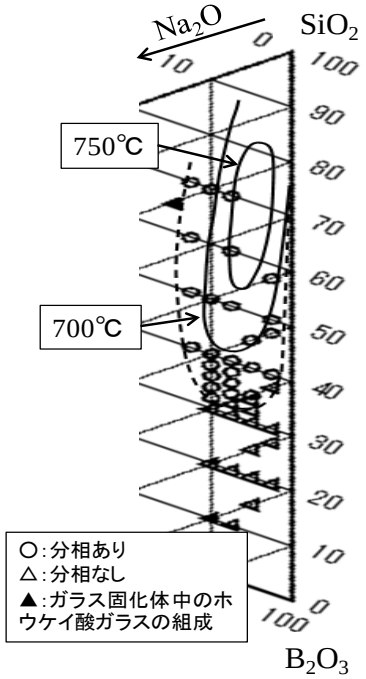


図 1　分相域の再検討結果

4. 結論　ホウケイ酸ガラスの分相域を実験によって再検討し，基礎実験データを得た．この実験データを先行して報告されている分相領域と比較した結果，分相領域の一部に差異がみられる可能性を確認した．

参考文献

[1] Takamori T., Tomozawa M., *Journal of American Ceramic Society*, **60**, 301-304(1977).
[2]Haller W. , Blackburn D. H. , et al., *Journal of American Ceramic Society*, **53**, 34-39(1970).

*Youichi Enokida[1], Kayo Sawada[2] and Seo Uchimura[1]
[1]Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., [2]Institute of Materials and Systems for Sustainability, Nagoya Univ.

鉛ホウ酸ガラスを用いる還元性廃棄物のガラス固化プロセスの原理検討

Fundamental Study on the Vitrification Process Using Lead-borate glass for Reductive Wastes

*澤田 佳代[1]，榎田 洋一[1]，塚田 毅志[2]
[1]名古屋大学，[2]電力中央研究所

酸化鉛の酸化力を利用した還元性廃棄物のガラス固化プロセスの原理検討を行った．廃棄物としてアルミニウムを対象として鉛ホウ酸ガラスと共に溶融することで酸化固化することができた．

キーワード：鉛ホウ酸ガラス，ガラス固化，アルミニウム，酸化

1. 緒言

発電所廃棄物等の固化処理能力向上に資する観点から，代表的な金属元素であるアルミニウムを一例として，これを効率的に酸化し，ガラス固化することを目的とする．酸化剤として酸化鉛に着目し，過去に米国において検討[1]されていた鉛ホウ酸融体の形態で用いることとし，本研究では $PbO・B_2O_3$ と $PbO・2B_2O_3$ の 2 組成の酸化剤を用い，アルミニウムの酸化溶解実験を実施し，1000℃での酸化溶解速度を求めた．

2. 実験

2.1 酸化剤の調整　$2PbO・B_2O_3$ と $PbO・2B_2O_3$ の 2 組成の酸化剤を調整した．計算量の酸化鉛(関東化学)と三酸化二ホウ素(和光純薬工業)をアルミナるつぼ中でよく混合し，マッフル炉(アズワン，HPM-1N)にて加熱して融体とした．これを黒鉛板上に流し出して急冷した後，粉砕した．

2.2 酸化溶解実験　20 ×1 cm^2(約 2.1 g)にカットしたアルミニウム板(関東化学)を丸め，アルミナるつぼの底部に設置した．ここに酸化剤 30 g を加え，1000℃に加熱したマッフル炉で加熱した後，室温下に取り出し，急冷した．また，アルミナ管を用いて空気を 2 cm^3 min^{-1} で試料内に吹込む実験も行った．

2.3 分析　ガラス化していた部分を濃硝酸(関東化学)で溶解し，ICP-AES(島津製作所，ICPE-9000)でアルミニウム，ホウ素，鉛の濃度を測定した．

3. 結果と考察

反応時間 30 分の試料の分析結果を一例として表 1 に示す．2 種の酸化剤のうち，$2PbO・B_2O_3$ の方がアルミニウム含有率が高く，また，いずれの酸化剤も，アルミニウムを添加しない場合でも，アルミナるつぼからのアルミナの混入が確認された．一方，B_2O_3-PbO-Al_2O_3 系ガラスで最もアルミニウムの溶解度の高くなる組成は，図 1 に示すように $0.64PbO・B_2O_3・Al_2O_3$(図中①)であり，本研究で酸化剤として用いた 2 種の鉛ホウ酸ガラスでは，アルミニウムの溶解度の観点から $PbO・2B_2O_3$ の方が優れていると考えられる．そこで，アルミナるつぼからのアルミニウム混入の影響を差し引くため，アルミニウムの酸化は

$$2\,Al + 3PbO \rightarrow Al_2O_3 + 3Pb\downarrow \qquad (1)$$

に従い，B は揮発しないと仮定し，ガラス部分の B/Pb 比を元に算出したアルミニウムの反応量を，空気吹込時の結果も併せて図 2 に示す．空気吹込がない場合，$PbO・2B_2O_3$ ではアルミニウム酸化量は 1 時間後でも 0 であり，一方，$2PbO・B_2O_3$ では 30 分程で一定となり，このときのアルミニウム含有率は図 1 の③に等しかった．2 種の酸化剤によるアルミニウムの酸化溶解速度の違いは融体状態での粘性[1]の影響と考えられる．　$2PbO・B_2O_3$ によるアルミニウムの酸化速度は，初期の傾きから約 1 mmol min^{-1} と算出された．一方，空気吹込を実施した場合は，若干ではあるが，溶解速度が向上する傾向がみられた．

表 1　30 分加熱試料のガラス部分の組成

	Content, wt%		
	Al_2O_3	B_2O_3	PbO
$2PbO・B_2O_3$	5	12	78
$2PbO・B_2O_3$＋Al 片	11	17	66
$PbO・2B_2O_3$	5	36	56
$PbO・2B_2O_3$＋Al 片	3	35	59

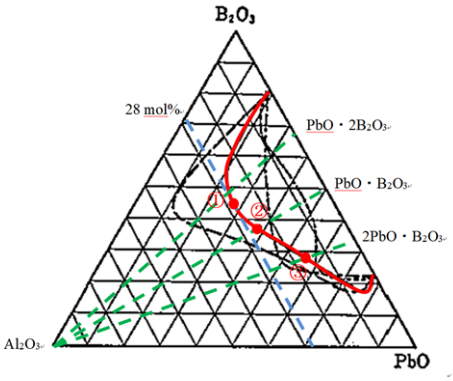


図 1　B_2O_3-PbO-Al_2O_3 ガラス化範囲(赤線)[2])

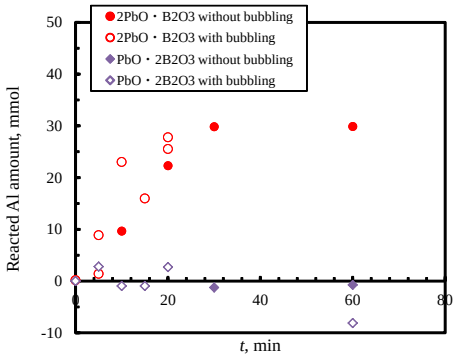


図 2　B/Pb 比から算出した Al の酸化溶解量

3. 結論

鉛ホウ酸ガラスと共に溶融することで金属アルミニウムを酸化しガラス化することができることが明らかとなった．

参考文献

[1] C. W. Forsberg, E. C. Beahm, G. W. Parker, J. Rudolph, ORNL report, CONF-941207-18, 1994.
[2] 山根正之ら,ガラス工学ハンドブック普及版，朝倉書店，2010.

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

*Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] and Takeshi Tsukada[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[2O04-09] Vitrification 3

Chair: Takayuki Nagai (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 10:20 AM - 12:00 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O04] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Yasutomo Tajiri[1], Toshiro Oniki[1], Toshiaki Kakihara[1], Toyonobu Nabemoto[1], Hiroyuki Shibata[2], Sohei Sukenaga[2], Haruaki Matsuura[3] (1. IHI Corporation, 2. TOHOKU UNIVERSITY, 3. TOKYO CITY UNIVERSITY)

10:20 AM - 10:35 AM

[2O05] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

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

10:35 AM - 10:50 AM

[2O06] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Uruga Kazuyoshi[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:50 AM - 11:05 AM

[2O07] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

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

11:05 AM - 11:20 AM

[2O08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

11:20 AM - 11:35 AM

[2O09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

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

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業
（５０）低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術の開発

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(50) Development of vitrification technology for low level radioactive waste

*田尻 康智[1]，鬼木 俊郎[1]，柿原 敏明[1]，鍋本 豊伸[1]，柴田 浩幸[2]，助永 壮平[2]，松浦治明[3]

[1]株式会社 IHI，[2]東北大学，[3]東京都市大学

原子力発電所や再処理施設から発生する低レベル放射性廃棄物（以降、低レベル廃棄物）を対象として、安定化、減容化に優れた廃棄体とするためガラス固化技術の開発を行った。対象廃棄物であるイオン交換樹脂、高硝酸ナトリウム廃液及び焼却灰の組成に応じたガラス組成を検討し、ガラスの調製を行い化学的安定性等のガラスの特性となる項目を評価した。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、放射性廃棄物処理、ガラス固化、ガラス

1. 緒言

低レベル廃棄物は放射能レベルや組成等が多種多様であるため、廃棄物の特徴に応じて焼却、圧縮、セメント固化が一般的に用いられており、ガラス固化は導入されていない。低レベル廃棄物は廃棄物自身に Si、Al、Na 等のガラス成分となる元素が含まれているものもあるため、それらをガラス成分として添加物を最小限に抑えるガラス固化（溶融ガラス化）の研究を実施している。低レベル廃棄物ガラス固化体の「安定性」や「溶融炉運転性」に着目し、ガラス組成の検討を行い、ガラスの物性・特性の評価や添加成分の影響確認を行った。



図 1 イオン交換樹脂の溶融ガラス化の様子

2. 溶融ガラス化試験

イオン交換樹脂(無機化後は主に Fe)、高硝酸ナトリウム廃液(主に Na)、および焼却灰(主に Al,Ca,Fe,Si)に対し、SiO_2 や B_2O_3 をベースとしたガラス組成を検討した。ガラス成分である B_2O_3 やアルカリ金属等をパラメータとして、いくつかのガラス組成を設定し、組成に応じた試薬を電気炉で溶融させ、急冷することで実際にガラスを調製した(図 1)。調製したガラス試料は外観観察、XRD 及び SEM によりガラス化の可否を確認し、PCT-A 試験による化学的安定性の評価や粘度測定による溶融炉運転時のガラス流下性等を評価した。

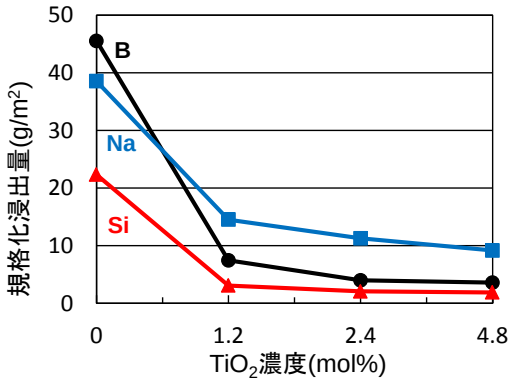


図 2 高硝酸ナトリウム廃液ガラス固化体中の TiO_2 濃度と規格化浸出量の関係

いずれの対象廃棄物も外観上ガラス化することを確認した。高硝酸 Na 廃液の溶融ガラス化では、ガラス組成に TiO_2 を含むことで化学的安定性が大幅に向上することを確認した(図 2)。ガラスの NMR 分析により化学的安定性に影響を及ぼすガラス中の Na の構造に Ti が影響を及ぼす可能性が示唆された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Yasutomo Tajiri[1], Toshiro Oniki[1], Toshiaki Kakihara[1], Toyonobu Nabemoto[1],
Hiroyuki Shibata[2], Sohei Sukenaga[2] and Haruaki Matsuura[3]
[1]IHI Corporation, [2]TOHOKU UNIVERSITY, [3]TOKYO CITY UNIVERSITY

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(51) 酸素によるイオン交換樹脂の無機化に関する検討

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(51) Study on making ion exchange resin inorganic by oxygen

*池田 弘一[1]，宇留賀 和義[1]，古川静枝[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]
[1](一財)電力中央研究所

イオン交換樹脂を対象として既設のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化試験を実施した。適切に溶融ガラス化するためにはイオン交換樹脂を無機化する必要があり、酸素を注入する方法を試行した結果、樹脂の処理速度を高くできた。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、ガラス、無機化、イオン交換樹脂

1．緒言　溶融前の導電性の低い可・難燃物が移行型直流プラズマに投入されるとき、プラズマが不安定になることがある[1]。また、大量の可・難燃物の低レベル放射性廃棄物を溶融ガラス化する際、ガラス中に有機分の残渣を残さずに放射性物質を均質に取り込むには、有機物の無機化が必要である。本報告は、イオン交換樹脂の無機化について、樹脂投入時の炉内雰囲気の温度を指標にして、注入する酸素の効果に関する結果を示す。

2．実験方法　内径 230mm の黒鉛坩堝に耐火蓋を被せてイオン交換樹脂を熱分解・燃焼させる空間（32L 程度）を設け、溶融試料を 30kW 未満の加熱出力でプラズマ溶融した[2,3,4]。まず、坩堝内でガラス原料 1kg を溶融した後、耐火蓋内部に 50～120L/分の窒素と酸素の混合ガス（酸素濃度：20～100%）を注入した。次に、含水率が 30%前後のイオン交換樹脂を 1 回当たり 35～170g の量を数秒間かけて、0.5～5 分間隔で坩堝内に投入した。投入時は、樹脂の投入のタイミング信号は手動スイッチを介して、炉内雰囲気の温度は耐火蓋内に挿入した R 型熱電対を介して、それぞれサンプリング周波数 1Hz で A/D 変換を行い、プラズマの電圧・電流や排ガス中の気体濃度（酸素等）の各種信号と併せて収録した。

3．実験結果　イオン交換樹脂を投入する度に炉内雰囲気の温度の急激な変化が見られた。樹脂投入後、数秒で炉内雰囲気の温度がピーク値に達し、数十秒～数百秒かけて温度上昇が収まっていた。酸素濃度が増加すると、温度のピーク値は高くなり、温度上昇が収まる時間は短くなった（図 1、図 2）。これより、イオン交換樹脂が溶湯上に落下した後に急速に熱分解が進み、酸素と化合して炉内雰囲気の温度を数百度上昇させるほどの燃焼が起こっていると考えられる。下図の場合は、樹脂投入後の排ガスの濃度が投入前のそれに戻るときが樹脂を無機化できていると考えて、樹脂の投入間隔を設定した。注入する酸素濃度を増加させることによって樹脂の投入間隔を短くできており、高い処理速度が得られたものと考えられる。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

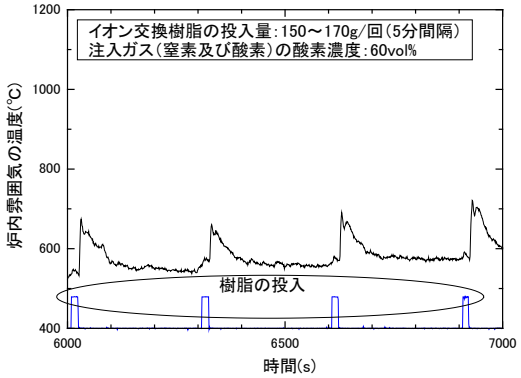


図 1　炉内雰囲気の温度の経時変化
（酸素濃度：60vol%）

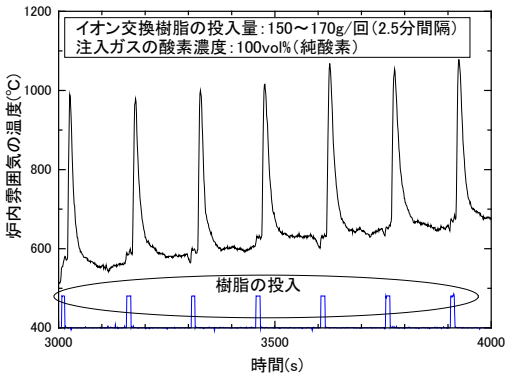


図 2　炉内雰囲気の温度の経時変化
（酸素濃度：100vol%）

参考文献

[1]足立他、電力中央研究所研究報告 W97034　[2]池田他、2016 年秋の大会 1E02　[3]池田他、2017 年春の年会 2L07　[4]池田他、2017 年秋の大会 2A07

* Kouichi Ikeda[1], Kazuyoshi Uruga[1], Shizue Furukawa[1], Tsuyoshi Usami[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry(CRIEPI)

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(52) 硫酸リン酸ガラスによる硫酸含有廃棄物の固化

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(52) Immobilization of radioactive sulfate wastes by sulfophosphate glass

*宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]
[1]電力中央研究所

原子力発電所等から発生する硫黄を含有した放射性廃棄物を安定化処理するため，硫酸リン酸ガラスを用いた固化を検討している。本研究では，ZnO-Na_2O-SO_3-P_2O_5 の 4 成分系ガラスに CaO および Fe_2O_3 を添加した結果，耐水性が飛躍的に向上することを浸出試験により明らかとした。
キーワード：放射性廃棄物，ガラス固化，硫酸，浸出試験，イオン交換樹脂

1. 緒言

原子力発電所等に保管されている低レベル放射性廃棄物には，使用済みイオン交換樹脂等の硫黄(S)成分を含むものが存在する。廃樹脂等は比較的に放射線量が高いため，処分に際しては安定化のためにガラス固化処理の適用が見込めるが，ホウケイ酸ガラスでは S の溶解度が小さいため，廃棄体発生量が増大する可能性が生じる。そこで本研究では，S 含有廃棄物の固化に用いる新たなガラス材として，硫酸リン酸ガラスの検討を行った。同ガラスは，低融点，低毒性，材料の資源量が豊富といった点において，経済的な処理が期待できる一方で，一般的に耐水性が低いことが課題と考えられる。このため本研究では，比較的に耐久性が高い硫酸リン酸ガラスとされる ZnO-Na_2O-SO_3-P_2O_5 系ガラス [1)]に着目し，耐水性のさらなる向上を目的として，同ガラスに少量の酸化物を添加したガラスを作製し，浸出試験を行って耐水性を評価した。

2. 試験方法

母ガラスとして，モル比で $40ZnO$-$20Na_2O$-$20SO_3$-$20P_2O_5$ となるガラスを選定した。この母ガラスに対し，Fe_2O_3 および CaO を共添加した試料を作製した。Fe_2O_3 の添加量は 5 および 10 mol%とし，CaO は，母ガラス中の ZnO を 5 mol%分置換する形で添加した。試料の溶融は白金るつぼ内で 800℃，30 分間行った。その後，ステンレス鋼板上に溶融物を流下して冷却した。浸出試験を行うため，作製した試料を粉砕し，ふるいで 75-150 μm の粉末のみを浸出試料として回収した。浸出液には，純水およびホウ酸緩衝液(pH 9.2)を用いた。粉末試料 1 g および浸出液 10 g をフッ素樹脂製の容器に入れて密栓し，90℃で静置した。一定期間ごとに浸出液を 100 μL ずつ採取し，ICP-AES およびイオンクロマトグラフィーで元素濃度分析を行った。

3. 試験結果および考察

図 1 に作製した試料の写真を示す。母ガラスおよび Fe_2O_3 を 5 mol%添加した試料は透明なガラスで析出物は生じなかったが，10 mol%添加した場合には，ガラス中に $Na_4Ca(SO_4)_3$ と考えられる結晶物が析出した。これら試料の浸出試験結果を図 2 に示す。縦軸は S の浸出割合であり，ガラスから浸出液への移行割合を示している。実線で示した純水での試験結果を見ると，母ガラスは数日で全量が溶出したのに対し，CaO および Fe_2O_3 を添加した試料では，いずれも浸出速度が低下しており，これらの添加が効果的であることがわかった。さらに，地下水と同じアルカリ性であり，pH の変動が小さいホウ酸緩衝液で試験した結果(図 2 破線)，浸出割合はさらに低下した。28 日後の浸出割合から規格化浸出率を計算したところ，Fe_2O_3 を 5 mol%添加した試料で 4.3×10^{-5} kg/m^2/day，同 10 mol%試料で 1.3×10^{-4} kg/m^2/day であった。これは，高レベル放射性ガラス固化体と同程度以下の浸出率であり，廃棄体として十分な耐水性を有しているといえる。なお，ガラス成分のうち Na は S と同程度の浸出割合であり，S と同時に溶出していることが示唆された。P は S よりもおよそ 1 桁小さい浸出率であり，Zn はさらにその 1 桁小さい浸出率であった。


(母ガラス)　(Ca5%Fe5%)　(Ca5%Fe10%)

図 1 作製した試料の写真

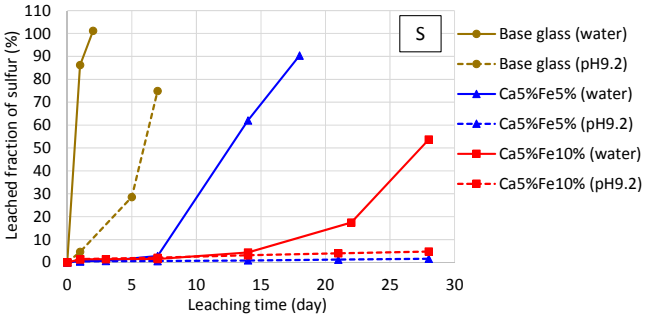


図 2 各試料の S 浸出割合の時間変化

1) S. Sirotkin, R. Meszaros, L. Wondraczek, Int. J. App. Glass Sci., 3(1), 44-52 (2012).

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

* Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（53）模擬ガラスの MoO_3 溶解性および耐水性の組成依存性調査

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(53) Study for composition dependence of MoO3 solubility and chemical durability of simulated glasses

*三浦 吉幸[1]，大和久 耕平[1]，橋本 拓[1]，石尾 貴宏[1]，兼平 憲男[1]

[1]日本原燃

より多くの高レベル廃液をより安定的に取り込むことの出来る高充填ガラスの開発を行っている．本報では，模擬ガラスの MoO_3 溶解性および耐水性の組成依存性の調査結果について報告する．

キーワード：高レベル廃液，イエローフェーズ，ホウケイ酸ガラス，耐水性

1. 緒言

より多くの廃棄物を安定的に取り込むことの出来る高充填ガラスの開発においては，廃棄物の高充填化に伴い，Mo を主成分とするイエローフェーズおよび希土類元素等を主成分とする結晶性物質が析出する懸念があるほか，ガラスの浸出特性が劣化する懸念がある．このため，高充填ガラスの開発にあたっては，廃棄物充填率および浸出特性の双方に着目することが重要である．

これまでに，MoO_3 の溶解度，耐水性および基本的物性の観点から候補組成の絞込みを行っているが，今後更なる絞込みを行っていく必要があることから，本研究においては，これまで検討してきた組成パラメータである，SiO_2/B_2O_3 比，Li_2O/Na_2O 比，ZnO/Al_2O_3 比を増減させて，ガラス固化体の模擬ガラスを作製し，MoO_3 溶解性および耐水性に及ぼす影響を調査し，その傾向を整理した．

2. 実験方法

模擬ガラスは，SiO_2/B_2O_3 比，Li_2O/Na_2O 比，ZnO/Al_2O_3 比をパラメータとして，廃棄物充填率を 26wt%（Na_2O 除く），MoO_3 濃度 5.0wt%に設定して， 1,200℃で 2h 加熱することにより作製した．模擬ガラスのガラス化状態は外観観察，SEM/EDS および XRD により評価し，耐水性は PCT 試験により評価した．

3. 実験結果

まず，模擬ガラスの外観を観察したところ，今回の試験条件では，ほとんどの条件で析出物等は確認されてなかった．XRD の測定結果からも，イエローフェーズ由来のピークは観察されなかった．図 1 に PCT 試験から得られたホウ素の規格化浸出速度を示す．SiO_2/B_2O_3 比を低下，Li_2O/Na_2O 比を上昇させても規格化浸出速度は標準からほとんど変わらなかったが，ZnO_2/Al_2O_3 比を上昇させると規格化浸出速度は約 2 倍に上昇することが明らかとなった．

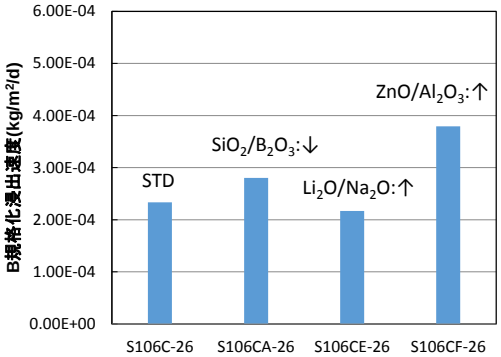


図 1　PCT 試験結果

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

---

*Yoshiyuki Miura[1], Kouhei Oowaku[1], Taku Hashimoto[1], Takahiro Ishio[1] and Norio Kanehira[1]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(54) 模擬不溶解残渣の仮焼層中での挙動

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(54) Alteration of simulated platinoid residues in cold-cap

*塚田 毅志[1]，宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]
[1]電力中央研究所

使用済燃料に含まれる白金族系合金微粒子（不溶解残渣）をガラス溶融炉へ供給した場合の化学形および形状変化を調べた。この結果，不溶解残渣は仮焼層中において700℃以上でNaと化合物を形成し，最終的にRuは，廃液に溶解して供給した場合と同様，RuO_2の針状結晶を形成した。
キーワード：高レベル放射性廃棄物，ガラス固化，不溶解残渣，白金族，ガラス溶融炉

1. 緒言

使用済燃料の PUREX 処理において，燃料を硝酸溶解した際に白金族元素(Ru，Rh，Pd)を主成分とする合金が不溶解の残渣として残留する。この残渣は，高レベル放射性廃液と共にガラス溶融炉に投入され，固化される計画である。しかしながら，溶融炉内での残渣の挙動に関しては知見が乏しく，白金族を廃液に溶解して供給した場合と挙動が異なるかも明確ではない。そこで本研究では，直接通電型の小型ガラス溶融炉（溶融ガラス体積：縦 15×横 15×深さ 10 cm）に模擬の廃液および残渣を供給する試験を行い，形成した仮焼層およびガラス中の白金族の化学形態を電子顕微鏡等で分析した。

2. 試験方法

使用した模擬不溶解残渣は，Mo-Ru-Rh-Pd (モル比 3:5:1:1)の 4 元合金で，粒径は 20 μm 以下である。模擬廃液は主要な FP 元素を含む硝酸溶液であるが，白金族元素は含まれていない。このため，以降の分析に掛かる白金族元素は，いずれも模擬残渣由来であるといえる。小型溶融炉には 5 kg のガラスを装荷し，通電加熱により 1100-1200℃で溶融した。機械撹拌により残渣を分散させた廃液をガラスビーズと共に溶融炉に連続供給し，溶融ガラス上に仮焼層を形成させた。この仮焼層をサンプリングし，樹脂で固化した後，垂直に切断した断面について，電子顕微鏡(SEM-EDS)で白金族元素の形状および組成分析を行った。また，溶融炉から流下したガラスを光学顕微鏡で観察した。

3. 試験結果および考察

図 1 に，流下ガラスの光学顕微鏡写真を示す。ガラス中に観察された析出物は，ほぼすべてがRuO_2と考えられる針状結晶であり，Ru を廃液に溶解して供給した場合の析出物と同様であった。また，供給した合金残渣と思われる粒子は確認できなかった。図 2 に仮焼層断面の SEM 画像を示す。供給したガラスビーズの球形形状が残り 500℃以下程度と推定される部分(視野 1)からは，合金微粒子がほぼ供給時の組成，形状で観察された。一方で，ガラスビーズが溶融し，700℃以上の温度域と考えられる視野 2 および 3 では，合金粒子は観察されず，Ru-Rh 濃度の高いスポットと，Pd-Rh 濃度の高いスポットがそれぞれ観察された。これらからは Mo は検出されず，Na が有意に含まれていたことから，廃液に含まれる硝酸 Na と合金粒子が 500℃以上で反応し，塩を形成した可能性が示唆された。また，Ru-Rh スポットには Mn および Fe が，Pd-Rh スポットには Te および Ag がそれぞれ随伴していた。ガラスが完全に溶融している視野 4 からは，Rh を 5-10%含むRuO_2の針状結晶が観察された。これは，上述の Ru-Rh 塩から Na がガラスへ移行して形成したものと推測される。また，図 1 の流下ガラス中に見られた析出物の形状とも整合した。

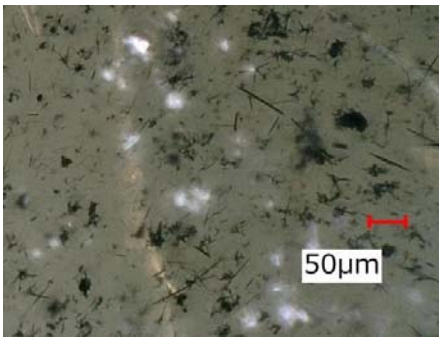


図 1 流下ガラス中の析出物写真

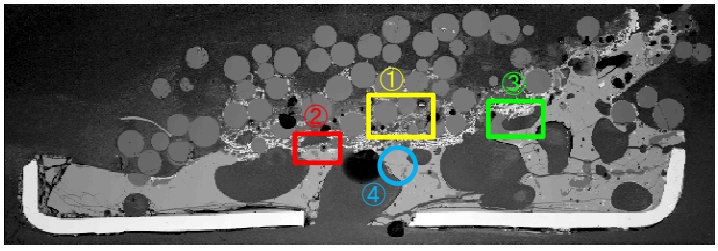


図 2 仮焼層サンプルの断面の SEM 画像

以上の結果より，少なくとも白金族の主成分である Ru は，残渣として投入しても廃液に溶解して供給しても，投入形態に依存せず，ガラス固化体中ではRuO_2の針状結晶を形成することがわかった。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業
(55) 改良ホウケイ酸ガラスのイエローフェーズ生成抑制および運転への影響

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(55) Effect of improved borosilicate glass on melter operation and mitigation of yellow phase formation

*橋本　拓[1]，大和久　耕平[1]，三浦　吉幸[1]，石尾　貴宏[1]，兼平　憲男[1]，

[1]日本原燃

イエローフェーズ（YP）成分である Mo の溶解量増加を目指して開発した改良組成ガラスについて、小型ガラス溶融炉を用いた試験を実施し、溶融炉運転への影響および YP 発生抑制効果を確認した。試験の結果、YP 発生を抑制することができた一方で、仮焼層の形成状態やオフガスへの影響等に変化がみられた。

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，イエローフェーズ，ガラス溶融炉

1. 緒言

高レベル廃液ガラス固化の高充填化に係る課題の一つである YP 発生への対策として、YP 成分である Mo のガラスへの溶解量を増加させるため、ホウケイ酸ガラス原料の組成改良を検討してきた。本稿では、改良組成のガラス原料（SiO_2/B_2O_3 比増加、Al_2O_3 濃度増加）について小型ガラス溶融炉を用いて試験を実施し、溶融炉運転への影響および YP 発生抑制効果を確認した。

2. 試験方法

試験ではガラス原料ビーズおよび白金族を含まない模擬廃液を連続供給し、仮焼層を形成させつつガラス温度を 1200℃になるように運転した。試験はバッチ方式で実施し、各バッチ終了時に表面の仮焼層や炉底のガラス、流下したガラスのサンプリングを実施した。現行の組成、改良組成それぞれのガラス原料ビーズを同じ条件で供給・運転し、両者を比較することで、組成改良の影響を評価した。

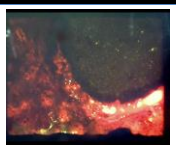
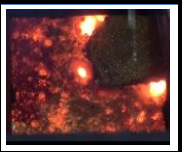
ガラスサンプルの目視観察や、ガラス中の Mo 濃度測定により、YP 発生抑制効果を評価した。また、仮焼層サンプルの断面観察を行い、運転トレンドなどと合わせて溶融炉運転への影響を検討した。

3. 試験結果

試験中の仮焼層と流下ガラス表面の比較を表 1 に示す。現行のガラス組成では流下ガラスサンプル表面から YP が確認されたのに対し、改良組成では YP が確認されず、YP 発生を抑制することができた。

また、改良組成では仮焼層中央の廃液プールの大きさが現行組成より小さく形成し、ホットスポットが多く、活発なガスの噴出しが確認された。一方で、オフガス配管への付着物の増加などが確認され、運転への影響について更なる検討の必要が考えられた。

表 1　仮焼層と流下ガラス表面の比較

	現行組成	改良組成
仮焼層		
流下ガラス表面	 YPあり	 YPなし

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である.

*Taku Hashimoto[1], Kohei Owaku[1], Yoshiyuki Miura[1], Takahiro Ishio[1] and Norio Kanehira[1]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited

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

[2O10-13] Vitrification 4

Chair: Takeshi Tsukada (CRIEPI)

Tue. Mar 27, 2018 2:45 PM - 3:45 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O10] Reaction analysis of cold cap formed in mock-up test for waste vitrification

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita Univ., 2. JNFL)

2:45 PM - 3:00 PM

[2O11] Combinatorial approach to investigate the composition of borosilicate glasses with high-loading capacity of high-level nuclear radioactive wastes

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

3:00 PM - 3:15 PM

[2O12] High temperature observation of vitrification of borosilicate glasses with pseudo-high-level radioactive nuclear waste

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

3:15 PM - 3:30 PM

[2O13] Effects of average bonding number and non-bridging oxygen content on the MoO_3 solubility and chemical durability of borosilicate glasses

*Ryo Souma[1], Katsushige Komatsu[1], Shigeru Yamamoto[1], Akihiro Yamada[1], Jun Matsuoka[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. The University of Shiga Prefecture, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化モックアップ試験で形成された仮焼層の反応解析

Reaction analysis of cold cap formed in mock-up test for waste vitrification

*菅原　透[1]，大平俊明[1]，大和久耕平[2]，兼平憲男[2]
[1]秋田大学，[2]日本原燃(株)

ガラス固化モックアップ試験にて回収された仮焼層試料についてEPMAを用いて組織観察と組成分析を行い，ガラスと廃液成分の反応過程を考察した．

キーワード：仮焼層，イエローフェーズ，モックアップ試験，アパタイト

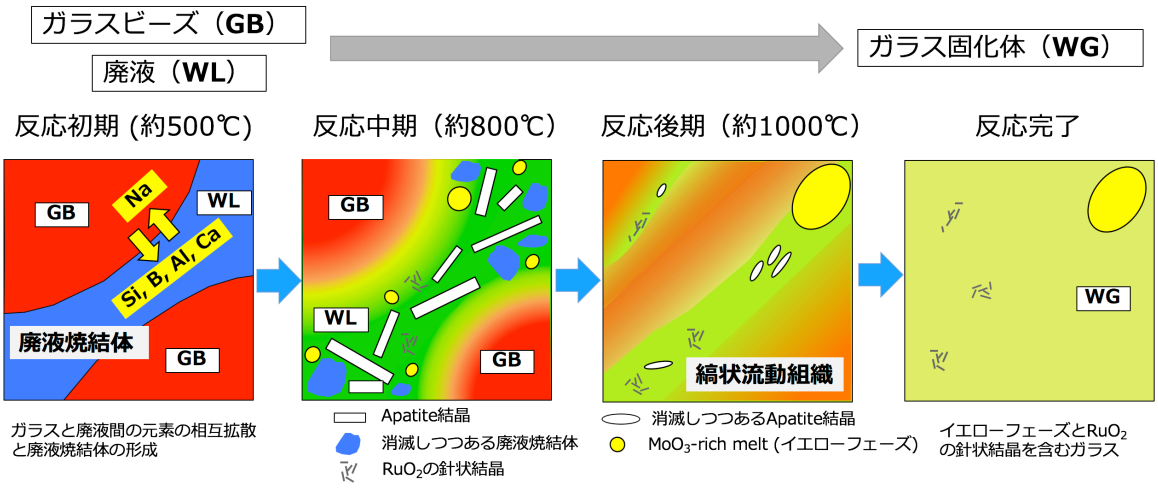
1. 緒言　高レベル廃棄物のガラス固化工程では，上部からガラスビーズと廃液が供給されて仮焼層が形成され，その内部で混合と溶融反応が進行する．本研究ではモックアップ炉（K2MOC）又はこれを模擬した小型炉を用いて行った試験にて回収された仮焼層試料について微細組織の観察と組成分析を行い，仮焼層内部での反応過程について調べた．

２．観察・分析方法　仮焼層での反応過程を幅広く調べる目的で，ガラス（現行ビーズ，改良組成カレット，新素材ビーズ）と模擬廃液（高模擬，低模擬）の組み合わせが異なる合計 6 種類の試料について調べた．各試料を切断したのち断面を鏡面研磨し，EPMA（JEOL, JXA-8800）を用いて二次電子像，反射電子像による組織の観察と面分析，定量組成分析を行なった．

3. 結果　＜**反応初期**＞ ガラスビーズと廃液の接触部において両者が形状を保ったまま Na がガラス側に，Si, B, Al, Ca が廃液側に拡散する様子が観察された．本研究では後者を「**廃液焼結体**」と呼ぶ．

＜**反応中期**＞ さらに反応が進むと廃液焼結体が分解し，廃液成分に富み SiO_2 の乏しいホウケイ酸塩メルトと長柱状（20-200 μ m）の Apatite（$Ca_2(Nd, Gd, Ce, La)_8(SiO_4)_6O_2$）から成るクラスターが形成される．このクラスターが周囲にある未反応のガラスビーズと反応し，ガラス固化体とほぼ同一組成のメルトが速やかに生じている様子が観察された．また，このクラスターでは廃液焼結体の分解直後に RuO_2 の針状結晶が成長していることや，クラスターの端部に Mo に富む相が分布している様子も観察された．Mo に富むイエローフェーズは廃液成分に富むクラスターにおいて希土類元素リッチなメルトからモリブデン酸塩メルトが相分離をすることで生じていると考えられる．

＜**反応後期**＞ 溶融ガラスと廃液成分に富むクラスターの粘性率が次第に低下し，両者が引き伸ばされながら溶け合う「**縞状流動組織**」を示すようになる．Apatite が溶解しながらクラスターが縮小していく様子も観察された．反応がさらに進むとこのクラスターが完全に消滅し，均質なガラス融体となることがわかった．以上の反応過程を模式的に表したものを下図に示す．



*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2] and Norio Kanehira[2]
[1]Akita Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

高レベル放射性廃棄物を高充填するボロシリケートガラス組成のコンビナトリアル探索

Combinatorial approach to investigate the composition of borosilicate glasses with high loading capacity of high-level nuclear radioactive wastes

*矢野哲司[1]，宮脇拓洋[1]，大橋真也[1]，林正洋[1]，岸哲生[1]，松下伸広[1]，三浦吉幸[2]，兼平憲男[2]
[1]東京工業大学，[2]日本原燃

高レベル放射性廃棄物固化における廃棄物充填度の向上は，固化体数を減少させ，地層処分スペースの低減に効果的である。本研究は，ボロシリケートガラスにおいて，高レベル放射性廃棄物を高充填可能な組成を探索する新しいコンビナトリアル手法を開発し，この手法を用いた模擬放射性廃棄物含有ガラスの作製を通して高充填性ガラス組成の探索を行った。
キーワード：高レベル放射性廃棄物，ガラス固化体，イエローフェーズ，コンビナトリアル手法，ボロシリケートガラス

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の固定化および地層処分を実現するマトリックスとしてガラス材料が用いられ，満たすべき諸物性を有するボロシリケートガラスが開発されている。廃棄物量をさらに高充填化することは，固化体数および処分スペースの低減に有効であるが，そのためには組成開発をより効率的に行なう必要がある。コンビナトリアル手法はそれを可能とするアプローチであり，当研究グループでは，現行ガラス固化体製造方法を参考に、スラリーを用いる手法を開発してきた。本発表では，再処理工程で発生する高レベル放射性廃棄物を模擬した模擬放射性廃液を用い，35 および 40mass%（Na_2O を含む）充填させることが可能な組成の探索を中心にその結果について報告する。

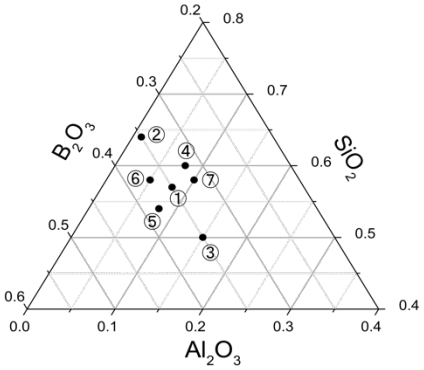


図１　作製したガラス粉の Al_2O_3-B_2O_3-SiO_2 組成比

2. 実験

現行に用いられているボロシリケートガラスを参考に，構成成分のうちガラス網目構造を構成する Al_2O_3-B_2O_3-SiO_2 の主要３成分の組成比を系統的に振り，その影響を調査した。異なる Al_2O_3-B_2O_3-SiO_2 組成比を有するガラスを溶融・急冷法により作製したのち，粗粉砕，ボールミル粉砕を行って平均粒径が数ミクロンレベルの微細粉とし，これに模擬放射性廃液，ガラス粒子分散安低化のためのポリカルボン酸系分散剤を適量加え，スラリーとした。さらに異なる組成のガラスから調製したスラリーをディスペンサーにより吐出混合させ，その混合比を変化させてガラス体の組成を変化させた。熱処理は，1000ºC の電気炉中に直接投入し，1200ºC まで 10K/min で昇温し，取り出し，放冷して試料とした。

作製したガラス片は，模擬廃棄物成分の析出（結晶）の有無を確認するため，粉末 X 線回折測定（ブルカーD8 DISCOVER），XRF（ブルカーM4 TORNADO）を行った。

3. 結果

図１に用いたガラス粉①から⑦の Al_2O_3-B_2O_3-SiO_2 組成比を、図２に模擬廃棄物を 35，40mass%含ませた場合のガラス中に析出していたモリブデン酸塩 $CaMoO_4$ の析出割合を示す。このほかに析出していた結晶は白金族（Pd 金属など）である。析出したモリブデン酸量はどのガラスにおいても廃棄物に導入したモリブデン酸の 10%以下であり、高充填を可能とする組成であるが，中でも組成④，⑦のガラスがモリブデン酸塩の充填性に対しポテンシャルが高いと判断される。コンビナトリアル手法によるデータも含め，組成探索の結果を示す。

本報告は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

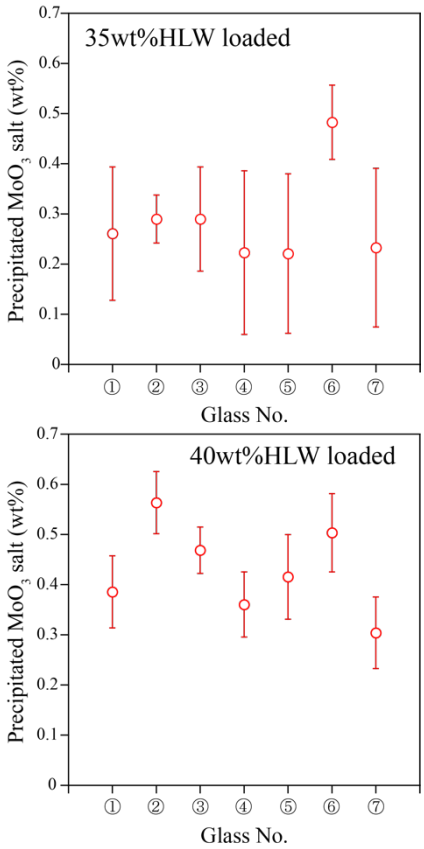


図２　35,40wt%模擬 HLW を充填したガラスに析出した $CaMoO_4$ 量

*Tetsuji Yano[1], Takuhiro Miyawaki[1], Shinya Ohashi[1], Masahiro Hayashi[1], Tetsuo Kishi[1], Nobuhiro Matsushita[1], Yoshiyuki Miura[2] and Norio Kanehira[2].
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

高温 X 線 CT によるボロシリケートガラスへの高レベル模擬放射性廃棄物の高充填溶解挙動の観察

High temperature observation of vitrification of borosilicate glasses with pseudo-high-level radioactive nuclear waste

*宮脇 拓洋[1]，岸 哲生[1] 松下 伸広[1]，矢野 哲司[1]，三浦 吉幸[2]，兼平 憲男[2]
[1]東京工業大学，[2]日本原燃

高レベル放射性廃棄物（HLW）を高充填可能なガラス組成の開発において、そのガラスが HLW とどのような溶解挙動を経るかを理解することが重要である。本研究では、模擬的な仮焼層を実験室レベルで形成し、HLW の充填性能の異なるボロシリケートガラスの反応挙動を高温 X 線 CT により観察・評価を行った。
キーワード：高レベル放射性廃棄物，X 線 CT，ガラス固化体，仮焼層，ボロシリケートガラス

【緒言】HLW を高充填することが可能なガラス組成の開発は、地層処分場の課題低減に有効である。ガラスへの溶解制御が困難であるモリブデン酸化物の溶解度向上が高充填化の達成のための指針の一つである。その溶解メカニズムの解明には、ガラスと HLW の溶解反応を理解することが重要であり、ガラスメルター内のガラス融液上に形成される仮焼層と呼ばれる廃棄物成分がガラスと反応する層を調査する必要がある。本発表では、X 線 CT を用いた充填性能の異なるボロシリケートガラスと模擬放射性廃棄物の反応挙動の観察結果をもとに、溶解反応過程の差異について報告する。

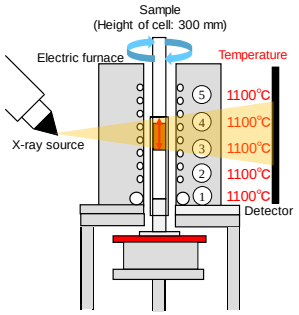


図 1 高温 X 線 CT 測定概略図

【実験】ボロシリケートガラスとして、現行用いられているガラス組成(以降 STD)および高充填性能が期待される新規組成(以降 S106C)の 2 種類を用いた。これらのガラスビーズに模擬 HLW 廃液を混合し、砂浴乾燥させて出発物質とし、内径 32 mm の円筒状シリカガラスセルに高さ 50 mm まで充填した。これを X 線 CT 装置内の電気炉にセットし、室温から 1100 ℃まで 5.0 K/min で昇温しながら逐次スキャンを行い、模擬仮焼層内部の三次元構造変化を観察した。なお HLW 充填量は、酸化物換算で Na_2O を除いた成分が 26mass%となるようにした。

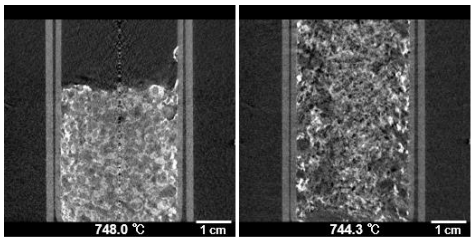


図 2 750 ℃における X 線 CT スキャンによる試料断面図（左：STD、右：S106C）

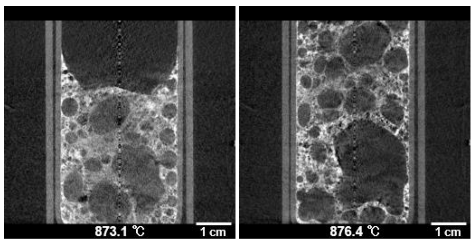


図 3 870 ℃における X 線 CT スキャンによる試料断面図（左：STD、右：S106C）

【結果】図 2 に約 750 ℃における X 線 CT 撮影結果（断面）を示す。STD はガラス球状形状をとどめているのに対し、S106C のガラスはすでに HLW（主に硝酸塩）と反応が始まっており、変形し、気体が発生している様子が確認された。この結果より、S106C は STD に比べて低温域で HLW 成分と反応が開始し、その速度が大きいと言える。図 3 に約 870 ℃における X 線 CT 撮影結果（断面）を示す。どちらも内部に大小の泡が存在する構造となっているが、S106C の場合、観察領域を超えて膨張した。これは STD より S106C の方が融液が均質であるため、泡が安定化したためであると考えられる。講演では状態分析結果とともに反応の詳細を示す。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

---

*Takuhiro Miyawaki[1], Tetsuo Kishi[1], Nobuhiro Matsushita[1], Tetsuji Yano[1], Yoshiyuki Miura[2] and Norio Kanehira[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

平均結合数と非架橋酸素量がホウケイ酸ガラスの MoO_3 溶解度及び耐水性に及ぼす影響

Effects of average bonding number and non-bridging oxygen content on the MoO_3 solubility and chemical durability of borosilicate glasses

*相馬 諒[1]，小松 克茂[1]，山本 茂[1]，山田 明寛[1]，松岡 純[1]，大和久 耕平[2]，兼平 憲男[2]
[1]滋賀県立大学，[2]日本原燃株式会社

ホウケイ酸ガラス中における網目形成種の平均結合数と非架橋酸素量が MoO_3 溶解度及び耐水性に及ぼす影響を調査した。その結果、MoO_3 溶解度及び耐水性への寄与は平均結合数のほうが大きいと示唆された。なお、調査には廃棄物固化ガラスの元素数を 9 元素で近似した簡素化ガラス組成を用いた。

キーワード： ホウケイ酸ガラス、MoO_3 溶解度、耐水性、平均結合数、非架橋酸素量

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物固化用ガラスの組成開発では、イエローフェーズ(以下、YP)の生成と耐水性低下を同時に抑制することが求められている。先行研究[1]より、ホウケイ酸ガラス中への MoO_3 溶解度を向上させるには、ガラス網目構造の平均結合数及び非架橋酸素量の減少が効果的であることが示唆されている。しかし、どちらのパラメータが主要因かは未だ不明である。そこで本研究では、先行研究で検討した組成に対して平均結合数と非架橋酸素量を独立に変化させ、MoO_3 溶解度と耐水性に及ぼす影響を評価した。

2. 実験方法

簡素化ガラス組成において、SiO_2/B_2O_3 [mol/mol] : 2.00、Al_2O_3 含有量 [mol%] : 7.00 で固定し、網目形成種(Si, B, Al)と網目修飾種(Na, Li, Ca)の比率を変えることで、平均結合数と非架橋酸素量を独立に変化(図 1 参照)させた試料を 1200℃・2 時間の溶融条件で作製した。YP 生成の有無は試料の外観確認より評価した。耐水性試験は MCC-1 法に基づき 90℃・7 日間の条件で行い、試験前後における試料の重量変化から浸出率(kg/m^2・day)を算出し評価した。

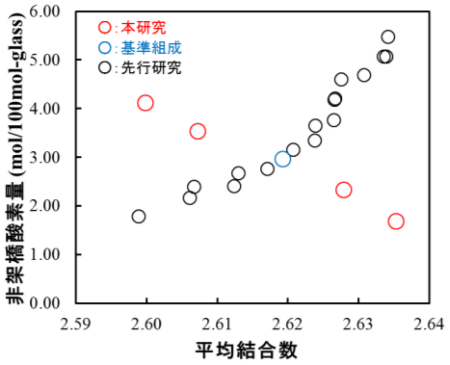


図 1 本研究と先行研究の組成パラメータの関係

3. 結果・考察

平均結合数が減少(図 2 中、破線矢印)すると MoO_3 溶解度が 1.83 から 2.25 に増加し、非架橋酸素量が減少(図 2 中、実線矢印)すると 2.25 から 2.50 に増加した(図 2 中、□の比較)。これより、MoO_3 溶解度への寄与は平均結合数のほうが大きいと示唆された。また耐水性試験の結果、平均結合数の減少で浸出率が 1.6×10^{-4} から 3.3×10^{-3} に増加し、非架橋酸素量の減少で 3.3×10^{-3} から 3.8×10^{-3} に増加した。これより、耐水性は MoO_3 溶解度と同様の傾向を示すことが示唆された。但し、耐水性については表面反応層の有無や分相による影響等を考慮に入れた詳細な検討が必要であると考えられる。

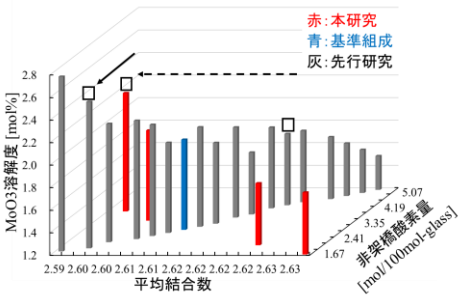


図 2 平均結合数及び非架橋酸素量と MoO_3 溶解度の関係

参考文献

[1] 小松 克茂ら 「高充填減容固化用ガラスマトリックスの検討 -ガラスの B_2O_3 及び Al_2O_3 含有量が MoO_3 溶解度と耐水性に与える影響-」原子力学会 2016 年春の大会 予稿集 1G16（2016）

本研究は経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

*Ryo Souma[1], Katsushige Komatsu[1], Shigeru Yamamoto[1], Akihiro Yamada[1], Jun Matsuoka[1], Kouhei Oowaku[2] and Norio Kanehira[2]
[1]The University of Shiga Prefecture, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

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

[2O14-18] Nuclide Separation and Recovery 1

Chair: Koichiro Takao (Tokyo Tech)

Tue. Mar 27, 2018 3:45 PM - 5:00 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O14] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenichi Matsushima[1], Fumiki Mizusako[1] (1. NFD)

3:45 PM - 4:00 PM

[2O15] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

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

4:00 PM - 4:15 PM

[2O16] Recovery of LLFP from High-Level Liquid Waste

*Yasushi Katayama[1], Kazunobu Tada[1], Takaaki Matsumoto[1], Kazuki Yoshii[1], Naoki Tachikawa[1], Nobuyuki Serizawa[1] (1. Keio University)

4:15 PM - 4:30 PM

[2O17] Recovery of LLFP from High-Level Liquid Waste

*Yuya Takahashi[1], Eiichi Murata[1], Yu Yamashita[1], Masaaki Kaneko[1], Takashi Oomori[1], Kazuhito Asano[1], Yuji Sasaki[2], Shinichi Suzuki[2], Keisuke Ito[2] (1. Toshiba Corporation Energy Systems &Solutions Company, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM

[2O18] Recovery of LLFP from High-Level Liquid Waste

*Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[1], Tohru Kobayashi[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
（7）ロータリーキルン法による模擬廃棄物の顆粒化挙動

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(7) Granulation Behavior of the Simulated Waste by the Rotary Kiln Process

*遠藤 洋一[1]，鈴木 晶大[1]，大内 敦[1]，松島 健一[1]，水迫 文樹[1]

[1] 日本核燃料開発

ロータリーキルン法による模擬廃棄物仮焼体の顆粒化の温度依存性を調べた。顆粒化温度が 300℃の場合は 1cm 以上の粗大な凝固体が生成し、250℃の場合は 20μm 以下の微細な粒子が残留した。270℃における顆粒化で粗大な凝固体の生成を防止し、微細粒子を 1%以下に抑えることができた。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、ロータリーキルン法、高レベル廃液、顆粒化

1. 背景と目的

MA 分離変換技術を最大限に活用し一層の環境負荷低減を実現するため、現行再処理で発生する高レベル廃液をすぐにガラス固化するかわりに仮焼して顆粒体とし、MA 分離変換技術が実用化されるまで冷却貯蔵し、分離変換直前に再廃液化を行うという柔軟な廃棄物管理法の実用化開発を進めている[1]。顆粒体の製造技術開発に関しては、これまでに、高レベル廃液を模擬した非放射性硝酸溶液（以下、模擬廃液）からロータリーキルン法で顆粒体を試作した例がある[2]。ロータリーキルン内では、模擬廃液は蒸発凝固・焼成・顆粒化というプロセスを経て顆粒体となるが、本研究では、焼成後の仮焼体が顆粒化するプロセスにフォーカスし、顆粒化の温度依存性を調べた。

2. 顆粒化の温度依存性

模擬廃液を 600℃空気中で仮焼して得られた仮焼体を粉末化してバッチ式ロータリーキルンに装荷し、250℃、270℃、300℃にて 5 分間、顆粒化処理を実施した。その後、作成した顆粒体をふるいにかけて粒度分布を調べた。顆粒化によって飛散しやすい微細な粒子を減少させる必要があるが、粒度分布は粒径が大きくなる方へシフトし（図 1）、20 μm のふるいを通過する粒子は 270℃以上の顆粒化で 1%以下となった。一方、300℃で顆粒化すると、冷却用キャニスターへの一様な装荷に課題が生じる可能性のある 1cm 以上の粗大な平板状凝固体が生成した。

顆粒体中の硝酸塩成分は融点が約 275℃であり、顆粒化過程での粘結材として働くことが考えられ、この粘結材の生成挙動が顆粒体の粒度分布に影響していることが示唆される。

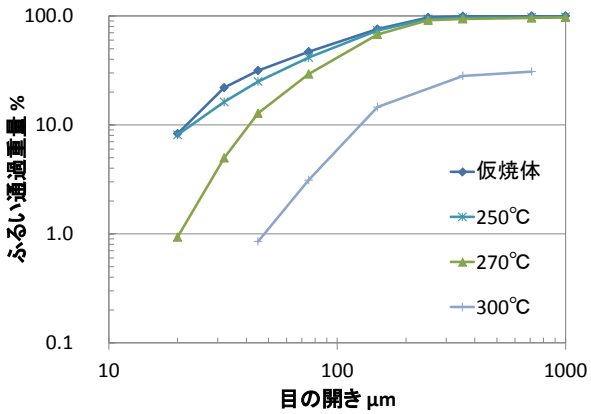


図 1 顆粒化温度別の粒度分布

参考文献

[1] 鈴木ら、日本原子力学会 2016 年春の年会、1N02　[2] 水迫ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会、3A06

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenichi Matsushima[1] and Fumiki Mizusako[1] （[1]NFD）

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(8) 潜在的有害度の低減効果

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(8) Reduction Effect of the HLW Potential Radiotoxicity

*深澤哲生[1]，星野国義[1]，遠藤慶太[1]，鈴木晶大[2]
[1] 日立 GE，[2] NFD

従来法（現行管理法）では適用困難な高レベル廃棄物（HLW）にも、MA 分離変換技術を適用可能としたことが、柔軟な廃棄物管理法（柔軟管理法）の特長である。本法を適用した場合の高レベル廃棄物の潜在的有害度低減効果を、MA 回収率等をパラメータとして評価した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、高レベル廃棄物、マイナーアクチニド、分離変換、潜在的有害度

1. 潜在的有害度の評価方法

潜在的有害度は柔軟管理法の有効性評価指標の一つである[1]。本開発では、核種分離変換技術の実用化時期は現行再処理運転終了後、既存技術を活用した柔軟管理法の実用化時期は現行再処理運転開始 10 年後と仮定し、原子力発電見通し、使用済燃料発生量・冷却期間、現行再処理稼働計画等は平成 28 年度の情報に基づいて推定した。潜在的有害度評価法及び使用済燃料中核種組成は公開文献を参考とした[2, 3]。柔軟管理法では、現行再処理運転開始後柔軟管理法の実用化までの期間は現行再処理 HLW は MA 非分離ガラス固化体となるものの、実用化後の HLW は最終的に MA 分離ガラス固化体となる。このため、現行再処理全運転期間にわたる有害度低減効果を一元的に評価する総合潜在的有害度を導入した。

総合潜在的有害度＝(MA 非分離固化体の有害度×体数割合)＋(MA 分離固化体の有害度×体数割合)

2. 潜在的有害度低減効果の評価結果

潜在的有害度の評価結果の一例を図 1 に示す。図は左より、使用済燃料と MA 非分離／分離ガラス固化体(再処理前冷却期間 20 年)の有害度の経時変化、炉取出し 1,000 年後における現行管理法と柔軟管理法の有害度、及び両方法の総合有害度である。99%の MA を分離することによりガラス固化体の有害度は約 1/100 に低減するが、MA 非分離ガラス固化体の有害度の影響により、本条件における柔軟管理法の総合有害度低減効果は約 1/5 となる。また、MA 分離(回収)率が低下しても、MA 分離ガラスの有害度が多少上昇するだけなので、総合有害度への影響は小さい。以上より、総合有害度の低減効果を向上させるためには、柔軟管理法の開発期間短縮等による MA 分離ガラス固化体数増加が有効であることが分かった。

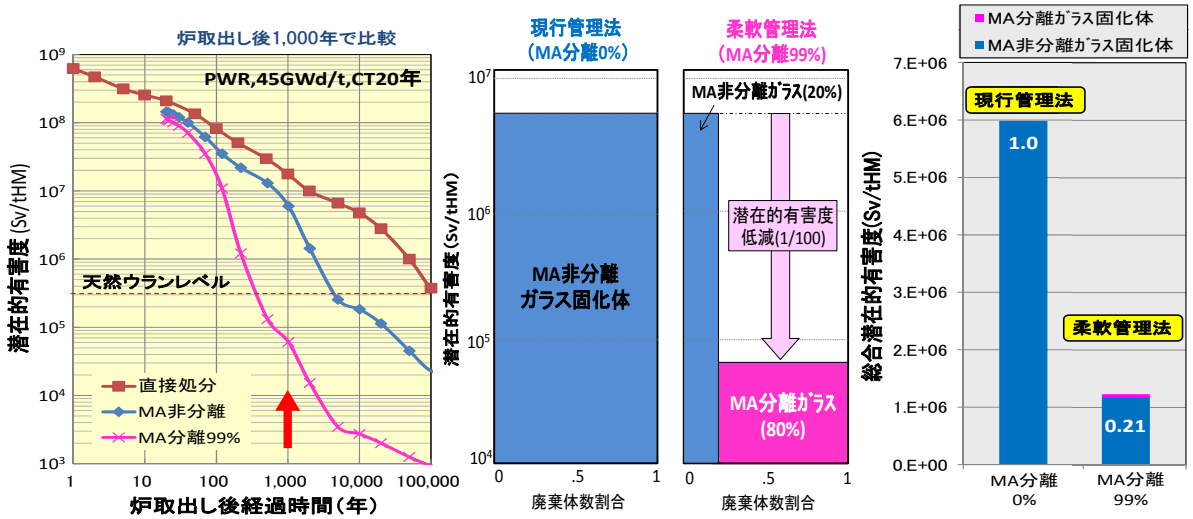


図 1　潜在的有害度の評価結果

参考文献　[1]鈴木ら,17 春年会 1L01、[2]西原, JAEA-Data/Code 2010-012、[3]安藤ら, JAERI-Research 99-004

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 28 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Akihiro Suzuki[2] ([1] Hitachi-GE, [2] NFD)

高レベル廃液から LLFP 回収技術
(1) イオン液体を用いた模擬高レベル廃液からのパラジウムの電解回収

Recovery of LLFPs from High-Level Liquid Waste

(1) Electrolytic recovery of palladium from a simulated high-level liquid waste using an ionic liquid

*片山 靖，多田 和信，松本 崇敬，吉井 一記，立川 直樹，芹澤 信幸

慶應義塾大学

Electrolytic recovery of palladium from a simulated high-level liquid waste (HLW) has been investigated using an ionic liquid. Metallic palladium was successfully recovered from the deniterated HLW using chlorinating agents.

キーワード：イオン液体，パラジウム，電解回収

1. 緒言

高レベル放射性廃液（HLW）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，HLW 中に含まれる LLFP をイオン液体（IL）を用いて分離・回収する新たな乾式プロセスの構築を目的とし，模擬 HLW からのパラジウム（Pd）の電解回収について検討した．

2. 実験方法

模擬 HLW を空気中 500 °C で加熱することで脱硝し，水に不溶な成分を 1-butyl-1-methylpyrrolidinium bis(trifluoromethylsulfonyl)amide（BMPTFSA）に加え，0.5 M BMPCl および CCl_4 または C_2Cl_6 の共存下 150 °C で加熱することで Pd のイオン液体への導入を試みた．作用極にステンレス（SUS），対極にスズ（Sn），参照極に 0.1 M $AgCF_3SO_3$ を含む BMPTFSA 中に浸漬した Ag を用い（+0.43 V vs. ferrocene|ferrocenium[1]），二室型セルを用いて定電位陰極還元を行った．電解液の評価には紫外可視吸光光度計（UV-Vis），析出物のキャラクタリゼーションには 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（EDX）を用いた．

3. 結果および考察

脱硝した模擬 HLW から Pd は PdO の化学形態で水に不溶な成分として分離できる．PdO は BMPTFSA に不溶であるが，BMPCl を加え，塩素化剤として CCl_4 または C_2Cl_6 を用いて 150 °C で塩素化することで $[PdCl_4]^{2-}$ として溶解することが UV-Vis スペクトル（Fig. 1）から確認された．この IL 中で SUS 電極を用いて定電位陰極還元を行ったところ，電極上に析出物が得られ，XRD パターン（Fig. 2）から析出物が金属 Pd であることが確認された．

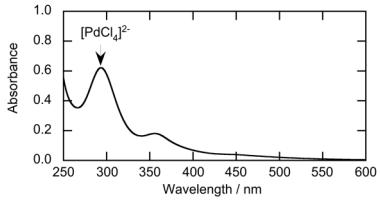


Fig. 1 UV-Vis spectrum of the IL after chlorination of denitrated HLW with CCl_4 at 150 °C.

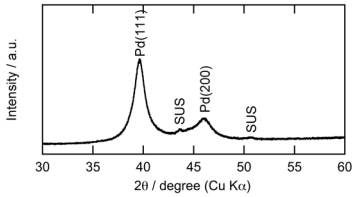


Fig. 2 XRD pattern of the deposits obtained by potentiostatic cathodic reduction at −1.52 V in the IL (100 °C).

付記

本研究は，総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものである．

参考文献

[1] M. Yamagata *et al*., *Electrochim. Acta*, **52** (2007) 3317-3322.

*Yasushi Katayama, Kazunobu Tada, Takaaki Matsumoto, Kazuki Yoshii, Naoki Tachikawa, Nobuyuki Serizawa

Keio Univ.

高レベル廃液から LLFP 回収技術
（2）高レベル廃液からの電解法と溶媒抽出法を用いた長寿命核種の分離回収技術の開発

Recovery of LLFP from High-Level Liquid Waste

(2) Electrolytic deposition and solvent extraction based process

*高橋 優也[1]，村田 栄一[1]，山下 雄生[1]，金子 昌章[1]，大森 孝[1]，浅野 和仁[1]，
佐々木 祐二[2]，鈴木 伸一[2]，伊藤 圭祐[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]原子力機構

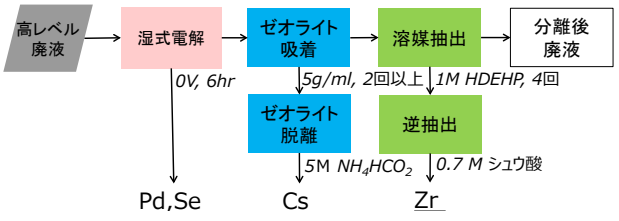
ImPACT プロジェクトでは、高レベル廃液からの長半減期核種の分離回収及び核反応を用いる核変換処理を施し、より安全かつ効率的な処分を検討している。この中で、高レベル廃液から Pd, Se, Zr 及び Cs を回収する手法として、電解法、ゼオライト吸着法、溶媒抽出法を用いた分離回収プロセスについて報告する。

キーワード: 高レベル廃液, パラジウム, セレン, ジルコニウム, セシウム, 電解, 吸着, 溶媒抽出, ImPACT, 長寿命核種

1. 緒言　ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）の研究開発プロジェクトの核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化では、高レベル廃液中の長半減期核種を回収し、同位体分離や核変換等を適用、効率的な処分や産業利用を目指している。本研究の一環として、高レベル廃液からの長寿命核種を含む元素である、Pd（パラジウム）, Se（セレン）, Zr（ジルコニウム）, Cs（セシウム）の分離回収プロセスの開発を行っている。本研究ではPdとSeを電解回収工程で回収し、Zrを溶媒抽出工程で回収、Csを吸着工程で回収プロセスを提案している。（図 1）

2. 試験方法　模擬高レベル廃液を用いた試験により、各工程での分離回収率を評価するため、電解回収試験、吸着試験、溶媒抽出試験を実施した。電解回収試験では、白金電極を用い、陰極電位 0～0.4 V（vs. Ag/AgCl）で、最大 6 時間で定電位電解させ、Pd, Seを回収した。吸着試験では、Cs濃度が高いため、愛子産の天然モルデナイトを用いCs濃度の依存性試験を実施した。溶媒抽出試験では、1M(= mol/dm^3) HDEHP（ジ-2-エチルヘキシルリン酸）を用い、有機溶媒で 1~4 回抽出させる試験を実施した。

3. 結果と考察　各工程の要素試験の結果、模擬高レベル廃液から 0 V, 6 時間の電解でPdは 90%以上還元され、Zrは 1 M HDEHP, 3 回抽出させることで 90%以上回収され、Csは天然モルデナイト 5g/ml, 2 回以上で 90%以上吸着される条件を見出した（図 1）。また、Seは高レベル廃液中の濃度が小さいことから回収率が 10~20%程度であるが、Seキャリアを使うなどSe濃度を高くすることで回収率が向上することを確認した。今後、それぞれの分離技術を組み合わせた一連の通し試験を模擬廃液に適用する予定である。



本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

---

*Yuya Takahashi[1], Eiichi Murata[1], Yu Yamashita[1], Masaaki Kaneko[1], Takashi Omori[1], Kazuhito Asano[1], Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[2] and Keisuke Ito[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Japan Atomic Energy Agency

高レベル廃液から LLFP 回収技術
(3) ドデカンに代わる希釈剤の特性

Recovery of LLFP from High-Level Liquid Waste,
(3) Properties of solvent for the replacement of n-dodecane

*佐々木祐二[1], 鈴木伸一[1], 小林徹[1], 伊藤圭祐[1], 高橋優也[2], 金子昌章[2], 浅野和仁[2]
[1]原子力機構、[2]東芝エネルギーシステムズ

ImPACT プロジェクトでは、高レベル廃液から長半減期核種の分離回収後、核反応を用いる核変換処理を施し、より安全かつ効率的な処分を検討している。模擬廃液中の高濃度 Zr を HDEHP 又は TODGA を用いて溶媒抽出法で効率的に回収するため、ドデカンに代わる希釈剤の特性について調査した。

キーワード：高レベル廃液、溶媒抽出、ImPACT, 長半減期核種、溶媒物性

１．緒言　ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）プロジェクトは高レベル廃液中の長半減期核種を回収し、同位体分離や核変換等を適用、効率的な処分や産業利用を目指すものである。対象となる元素は Se, Zr, Pd, Cs である。この中で我々は Zr を取り上げ分離法として溶媒抽出法を選択し、簡便な分離回収法の開発を行っている。一般に、溶媒抽出時に希釈剤として無極性溶媒の *n*-ドデカンを利用する際、第三相生成や有機相の懸濁が問題視されている。Zr 抽出に用いる抽出剤は HDEHP か TODGA であり、双方ともに *n*-ドデカンに可溶である。しかし、Zr は模擬廃液中に高い濃度で存在する（89 mM）ため、抽出後の有機相中に懸濁や第三相が発生しやすい。これらを根本的に回避するために、*n*-ドデカンに代わる新しい希釈剤の利用を検討した。

２．実験方法　希釈剤組成は炭素、水素、酸素からなるものに限定した。それ故に、極性の高い希釈剤としてはアルコール、ケトン、エステル、エーテルに限定される。ここではそれぞれの溶媒系での代表に n-ドデカンを加えて、TODGA を溶解した抽出溶媒を用いて、ガンマ線照射を行い、耐放射線性を調べた結果について触れる。

３．結果　ガンマ線照射した 5 種の抽出溶媒を用いて Nd 分配比を測定した結果を照射量に対してプロットした（図 1）。図 1 より、分配比は照射量が増えるに従い減少する。これは、TODGA が放射線分解して、正味の TODGA 濃度が減少したためである。Nd 分配比よりそれぞれ照射量における TODGA 濃度を求めて、照射量-抽出剤濃度関係から、線量定数を求めた。最終的に各抽出溶媒での G 値を次のように算出した（TODGA/ n-ドデカン: 0.074, 2-ノナノン: 0.134, 1-オクタノール: 0.092, エチルノナノエート: 0.0428, ジヘキシルエーテル: 0.0452）。

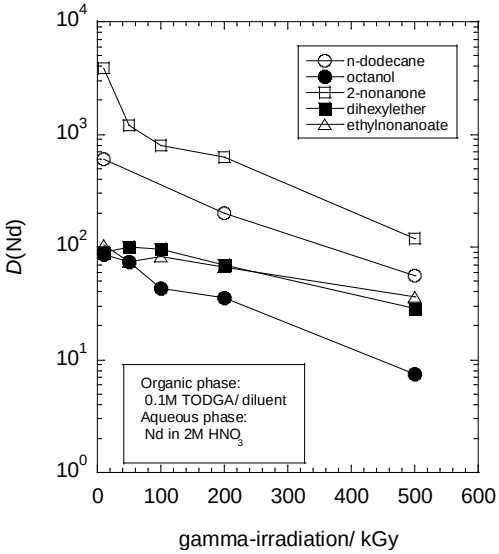


図 1　Nd 分配比とガンマ線照射量との関係

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[1], Tohru Kobayashi[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2],
[1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

[2O19-22] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair: Tetsuo Fukasawa (HGNE)

Tue. Mar 27, 2018 5:00 PM - 6:00 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O19] Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass

*Riku Shinjo[1], Tetsuji Yano[1], Tetsuo Kishi[1], Nobuhiro Matsushita[1] (1. TIT)

5:00 PM - 5:15 PM

[2O20] Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass

*Hiroyuki Inoue[1], Watanabe Yasuhiro[1] (1. The University of Tokyo)

5:15 PM - 5:30 PM

[2O21] Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass

*Koichiro Takao[1], Moe Matsuoka[1], Yasuhisa Ikeda[1] (1. LANE, Tokyo Tech)

5:30 PM - 5:45 PM

[2O22] Decomposition Technology for Vitrified Glass Waste by Chemical Reduction

*Ryosuke MIURA[1], Shohei KANAMURA[1], Takashi OMORI[1], Masaaki KANEKO[1], Kazuhito ASANO[1], Toshiyuki NOHIRA[2], Yoshiharu SAKAMURA[3] (1. TOSHIBA, 2. Kyoto Univ., 3. CRIEPI)

5:45 PM - 6:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラスの溶解技術

（1）イオン交換抽出法による模擬高レベル放射性廃棄物含有ボロシリケートガラスからの LLFP 元素の取り出し

Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass

(1) Extraction of Long-Lived Fission Products from Borosilicate Glass with pseudo High-level Radioactive Nuclear Wastes using Ion-Exchange Extraction Method

*新城 陸[1]，矢野 哲司[1]，岸 哲生[1]，松下 伸広[1]
[1]東京工業大学

高レベル放射性廃棄物固化ガラス中に含まれる長寿命核分裂生成物（LLFP）を安全に取り出す技術を確立し，核変換技術により単寿命化させることができれば、固化体の長期間にわたる安定化・管理に関する諸問題を解決することができる。本研究では、ガラスをガラス転移温度付近まで昇温するとイオン伝導性が大きくなるガラス固有の性質を利用して、放射性廃棄物固化ガラス中から LLFP を取り出す「イオン交換抽出法」を開発し、そのフィージビリティについて検討した。

キーワード：イオン交換，高レベル放射性廃棄物固化ガラス，超寿命核分裂生成物，ボロシリケートガラス

1. 緒言

核燃料サイクルから放出される高レベル放射性廃液をガラスで固化した放射性廃棄物固化ガラス中には、半減期が数百万年単位の長寿命核分裂生成物（Long-Lived-Fission-Products; LLFP）が含まれており、処分場の確保など、これに伴う様々な課題がある。この高レベル放射性廃棄物固化ガラス中から LLFP を安全に取り出す技術が確立され,さらに核変換技術により単寿命化させることができれば、これらの課題解決に大きく資することが出来る。LLFP を放射性廃棄物固化ガラス中から安全に取り出す方法として、本研究では、ガラスの昇温に伴い、ガラスのイオン伝導性が増加する現象を利用した「イオン交換抽出法」を開発してきた。目標となる 4 元素（Pd, Cs, Zr, Se）を 90%以上の高い割合で抽出するには、最適条件の把握が必要である。開発しているイオン交換抽出法では、LLFP を捕獲する材料として Sn 金属を用いるが、処理過程での酸化抑制など高抽出率達成のための課題がある。本発表では、これらの課題解決と本手法による LLFP の抽出達成の可能性について報告する。

2. 実験

図 1 、に本イオン交換抽出法の実験装置（*現在の地層処分条件とは異なる反応場条件）の概略図を示す。ガラス固化体（実験では模擬ガラスを使用）を陽極側に KNO_3 溶融塩で、陰極側に金属 Sn で挟み、ガラス固化体のガラス転移点近傍まで昇温し、両端に直流電圧を印加する。処理は定電流制御により行い、陰極の金属 Sn が酸化をしないよう Ar 雰囲気となるように制御した。所定のイオン交換抽出処理（総電気量で規定）後、冷却し、取り出した陰極金属 Sn 中に含まれる LLFP 元素を ICP-MAS、ICP-OES を用いて定量分析し、抽出率を求めた。

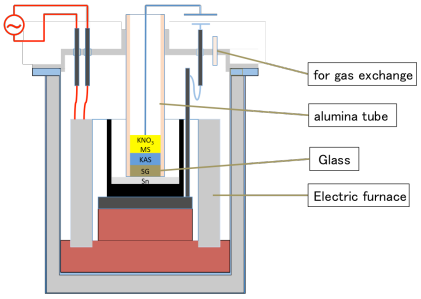


図 1　イオン交換抽出装置の構成概略図

3. 結果

イオン交換抽出処理によりガラス固化体から抽出される LLFP 量は陽極溶融塩のカチオン種、処理温度等により変化する。ガラスに流れる電気量の大きさにより Sn 金属に捕獲される量も変化し、適切な温度、安定処理が抽出率を高めることが分かった。種々の処理条件（特に電気量）より、固化体に含まれる LLFP を 90%以上取り出すために必要な電気量は表 1 に示すような範囲にあると推定された。元素によりその大きさが異なるのは、ガラス固化体中での各元素の構造的役割の違いを反映しており、Zr がより多くの電気量を必要とするのは、Zr^{4+}イオンがガラスネットワーク中に強く組み込まれているためと考えることができる。講演では、処理する総電気量の関係と達成抽出率の関係について示すとともに、この原理について考察する。

表 1　LLFP の抽出に必要な総電気量

LLFP	100%抽出に必要なガラス1gあたりの処理電荷量[C]
Se	1420 – 2200
Cs	3100 – 5000
Pd	3600 – 4400
Zr	18000 – 26400

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものである。

*Riku Shinjo[1], Tetsuji Yano[1], Tetsuo Kishi[1] and Nobuhiro Matsushita[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

ガラスの溶解技術
（2）ガラスの分相を利用した模擬ガラス固化体からの長寿命核種の分離

Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass

(2) Separation of long-lived fission elements from simulated vitrified solids using the phase separation of glass

*井上　博之[1]，渡邉　康裕[1]

[1]東京大学・生産技術研究所

模擬ガラス固化体に酸化物（B_2O_3, SiO_2, Li_2O, ZnO 等）を添加することにより、分相容易な組成にした。熱処理(600℃×20h)後、酸で溶出処理することによって、模擬ガラス固化体から長寿命核種（Zr, Pd, Cs, Se）の 80%以上を抽出することに成功した。

キーワード：模擬ガラス固化体、分相、長寿命核種、溶出

1. 緒言

核変換プロセスの進展など、化学的耐久性が高いガラス固化体から放射性元素を抽出することが考えられている。ガラス固化体はホウケイ酸塩ガラスに分類され、一部のホウケイ酸塩ガラスの組成では、熱処理によって SiO_2 成分の富む相と B_2O_3 成分の富む相に 2 相に分離する組成が知られている。重元素を含んだ多成分系ガラスの相分離現象はほとんどわかっていないが，Plodinec[1]によると、ガラス固化体の領域よりもアルカリ金属酸化物の少ない組成の範囲に 2 相に相分離する領域が想定されている。本研究では、ガラス固化体の成分を調整し、分相を利用して化学的耐久性の低い B_2O_3 成分の富む相に長寿命核種元素(Zr, Pd, Cs, Se)を取り込み、溶出処理により抽出するプロセスを開発することを目的とする。

2. 実験方法

模擬ガラス固化体に対して、①B_2O_3 と SiO_2 の組成が、それぞれ 50%, 40%（重量%）のもの、②Li_2O 添加分 10%、③ZnO 添加分 20%の 3 種の試料を、1000℃で再熔解・急冷することによりガラス試料を作製した。600℃×20h 熱処理したのち、90℃の酸水溶液（硝酸、硫酸、硝酸と塩酸の混酸）で溶出処理*を行った。溶出液の成分測定を ICP で、残留ガラスの成分測定を XRF で行い、各成分の抽出率を評価した。

(*現在の地層処分条件とは異なる反応場条件)

3. 結果・考察

図は Zr 成分の相対溶出率の酸濃度依存性を示している。50%B_2O_3-40%SiO_2 に成分調整した試料は、0.5N の硫酸で 60%以上溶出している。無添加フリットが同程度溶出するためには 1.5N の濃度を必要とすることから、成分調整の効果が観察されていると考えられる。Li_2O 添加では無添加フリットよりは、低濃度の酸で Zr 溶出がみられるが、50%B_2O_3- 40% SiO_2 調整試料と比べるとその効果は小さかった。ZnO 添加では、ほとんど効果が認められなかった。Pd 成分は、混酸 1 N の場合に 60%以上の比較的高い相対溶出率を示した。Se, Cs の成分の溶出に関しても 50%B_2O_3-40% SiO_2 調整試料の場合、低い酸濃度で溶出が確認できた。これらの酸水溶液への溶出の差異を利用して、長寿命核種の元素選択的なプロセスを提案可能となった。

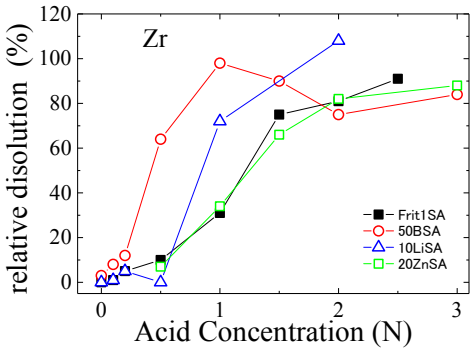


Fig. Dependence of relative dissolution of Zr on sulfuric acid concentration. ■: raw frit of simulated vitrified solids,○: Frit-50B_2O_3-40SiO_2,

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものである。

参考文献

[1] M. J. Plodinec, “Borosilicate glasses for nuclear waste immobilization”, Glass Technology, **41[6]**, (2000) 186-192.

*Hiroyuki Inoue [1] and Yasuhiro Watanabe[1]　[1]Institute of Industrial Science, Univ. of Tokyo.

ガラスの溶解技術：(3)ガラス固化体湿式処理技術開発に資する錯化剤存在下での Zr(IV)溶出挙動

Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass: (3) Elution Behavior of Zr(IV) under Presence of Complexing Agents to Develop Wet Processing Method for Vitrified Wastes

*鷹尾 康一朗, 松岡 萌, 池田 泰久
東工大先導原子力研

ガラス固化体から長寿命核種を分離・回収するための湿式処理技術開発のため、各種錯化剤を含む水溶液系における模擬ガラス固化体からのジルコニウム溶出挙動について検討を行った。

キーワード：ガラス固化体, ImPACT プログラム, 湿式処理, ジルコニウム, 溶出

1. 緒言　ガラス固化処理は高レベル放射性廃棄物の固定化技術として大変優れている一方、将来の核変換処理へ向けた放射性核種の回収可能性についてはほとんど検討されていない。近年我々は、ホウケイ酸ガラスベースの模擬ガラス固化体に含まれるガラス主成分および模擬核種の多くが少量の塩酸を添加した硝酸水溶液中に溶出することを新たに見出した。この知見は、湿式処理によるガラス固化体からの核種回収可能性を期待させるものである[1]。長寿命核種のひとつである ^{93}Zr を含むジルコニウム(IV)は、上記塩酸添加硝酸系へはほとんど溶出しない一方、硫酸系では溶出することが判明しており、そのメカニズムに興味が持たれる。本研究では、各種錯化剤存在下での模擬ガラス固化体からの Zr(IV)溶出挙動について検討を行った。

2. 実験　硝酸(3 M)および塩酸(0.04 M)を含む水溶液中 90℃で 6 時間溶出処理を予め施した模擬ガラス固化体(IHI 製, 粒径 150-300 μm, 初期成分として Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li (ガラス主成分), Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, P, Cr, Fe, Ni (HLW 模擬核種等)を含む)と各種錯化剤を含む水溶液の混合物(固液比 1:15 [g/mL])を 90℃にて一定時間保持し、液相の ICP-AES 分析より Zr(IV)溶出率を求めた。

3. 結果と考察　本研究では錯化剤として Zr^{4+}と安定な錯体を形成することが知られているエチレンジアミン四酢酸二ナトリウム塩(Na_2EDTA), シュウ酸ナトリウム($Na_2C_2O_4$)および硫酸を選定した。各錯化剤を含む水溶液で上記溶出試験(処理条件：90℃, 6 時間)を実施した際の Zr(IV)溶出率を図 1 に示す。いずれの系においても錯化剤濃度の増加とともに Zr(IV)溶出率が増加する傾向が見られた。また、錯化剤の種類による Zr(IV)溶出率の序列は $Na_2C_2O_4 < Na_2EDTA < H_2SO_4$ である。以上の検討より、模擬ガラス固化体からの Zr(IV)溶出は単純な酸溶解ではなく錯形成を駆動力とすることが示された。なお、本研究で扱った条件は HLW の処分環境とは全く異なるものである。

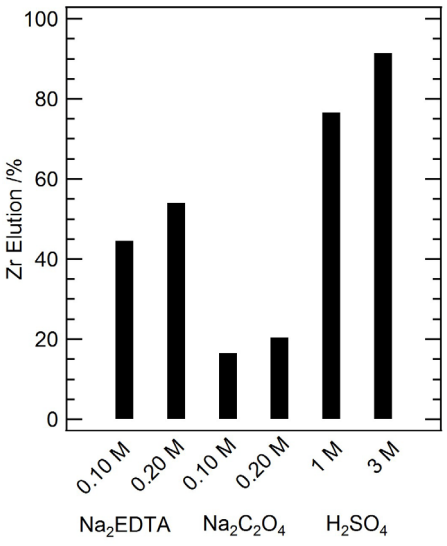


図 1. 各錯化剤水溶液への模擬ガラス固化体からの Zr 溶出率.

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献：

[1] 鷹尾ら　「ガラス固化体からの核種分離方法及び得られた多孔質ガラス固化体」特願 2017-034766.

*Koichiro Takao[1], Moe Matsuoka[1] and Yasuhisa Ikeda[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech,

ガラスの溶解技術
（４）化学還元による模擬ガラス固化体からのＬＬＦＰ分離回収

Separation and Recovery of LLFPs from Borosilicate Glass

(4) Development on Separation and Recovery of LLFPs from Simulated Vitrified Glass by Using Chemical Reduction

*三浦涼介[1]、金村祥平[1]、大森孝[1]、金子昌章[1]、浅野和仁[1]、野平俊之[2]、坂村義治[3]

[1]東芝エネルギーシステムズ、[2]京大、[3]電中研

模擬ガラス固化体主成分の SiO_2 網目構造を、溶融塩を反応場※とし金属 Ca を用いて化学還元分解することで、ガラス中元素の分離回収を可能とし、LLFP の選択的分離回収プロセスの成立可能性を示した。

キーワード：ImPACT、LLFP、ガラス固化体、溶融塩、化学還元

１．緒言

高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化に向け、ガラス固化体の網目構造中に閉じ込められた長寿命核分裂生成物（LLFP）を分離回収するため、（１）ガラス固化体の還元技術、（２）LLFP 分離回収技術、さらに（１）～（２）一連の工程を工学的に成立させるための（３）ガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの検討、を実施している。このうち（１）に係る、化学還元によるガラス網目構造の分解を中心に報告する。なお、検討対象の LLFP は Pd, Zr, Cs, Se の４元素である。

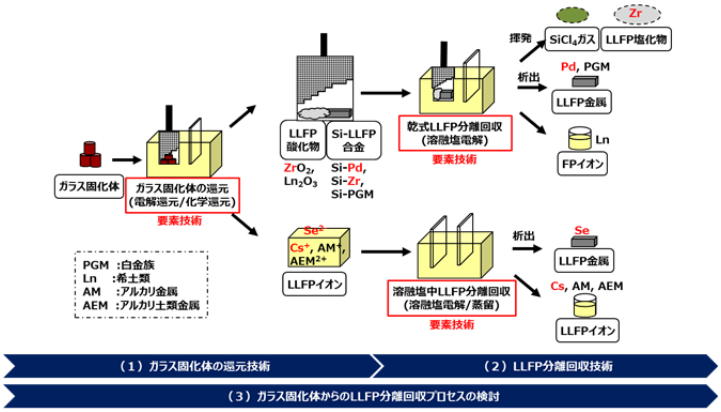


図１　ガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスフロー概念図

２．全体プロセス概要

ガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセス（図１）は、主に２つの工程：①還元分解によるガラス固化体中元素の解放、②LLFP の選択的分離回収、からなる。①は、溶融塩中におけるガラス網目構造の主成分 SiO_2 の還元分解、②は溶融塩電解を用いた選択的分離回収を想定している。

３．溶融塩を反応場※とした模擬ガラス固化体の化学還元

３－１　試験方法

ガラス固化体からの LLFP 分離回収の可能性を確認するため、実際にガラス固化体に含まれる FP 元素化合物のうち代表的な３３種類にて組成を模した模擬ガラス固化体をインプットに化学還元試験を実施した。還元剤には金属 Ca を、溶融塩には $CaCl_2$ を用いた。これら３つの物質を MgO るつぼに装荷し、Ar 雰囲気下のグローブボックス内に設置した電気炉中に 850℃で３時間保持した。

なお、金属 Ca 量は模擬ガラス固化体に含まれる CaO 以外の酸化物の還元反応に必要な量に対し２倍モルとした。また $CaCl_2$ 量は、反応に伴い生成する CaO の塩中への溶解度を基に決定した。

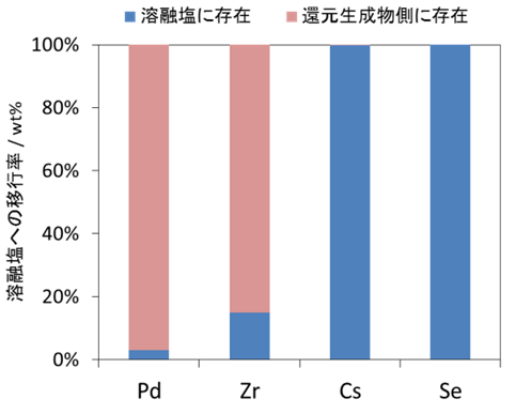


図２　模擬ガラス固化体還元後の溶融塩への LLFP 移行率

３－２　試験結果

化学還元試験後に得られた還元生成物の XRD 分析結果では、還元生成物の主成分は Ca-Si 合金であり、ガラス成分の存在を示唆するピークは観察されなかった。

また、FP 元素（一部）の溶融塩への移行挙動分析結果（図２）より、対象 LLFP 元素のうち Cs, Se は全量が溶融塩中へ溶出した一方、Pd は９割以上、Zr は８割以上が還元生成物中に残留することが示された。なお、Pd は金属として、Zr は金属あるいは Zr 化合物として残留することを確認済みである。

上記の通り、溶融塩を反応場※、金属 Ca を還元剤に、模擬ガラス固化体のガラス網目構造主成分の SiO_2 を還元分解した結果、ガラス固化体からの LLFP 選択的分離回収の成立可能性が示された。

※現在の地層処分条件とは異なる反応場条件

付記：本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主催する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Ryosuke Miura[1], Shohei Kanamura[1], Takashi Omori[1], Masaaki Kaneko[1], Kazuhito Asano[1], Toshiyuki Nohira[2] and Yoshiharu Sakamura[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Kyoto Univ., [3]CRIEPI