

Thu. Mar 21, 2019

Room B

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

[2B01-05] Debris Treatment 2

Chair: Takayuki Nagai (JAEA)

9:30 AM - 10:55 AM Room B (Common Education Bldg. 2 1F No.10)

[2B01] Development of Fuel Debris Treatment
Technology by the Fluorination Method

*Kuniyoshi Hoshino¹, Keita Endo¹, Akira Sasahira¹,
Tetsuo Fukasawa¹, Takahiro Chikazawa² (1. Hitachi-
GE, 2. Mitsubishi Materials)

9:30 AM - 9:45 AM

[2B02] Dissolution Behavior of ZrF₄ in molten LiF-NaF-
KF after Fluorination of Fuel Debris

*Haruaki Matsuura¹, Tadayoshi Sato¹, Daisuke
Akiyama², Nobuaki Sato² (1. Tokyo City University, 2.
Tohoku University)

9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Electrochemical Behavior of Zirconium in Molten
LiCl-KCl-Li₂O for Fuel Debris Treatment

*Tatsuya Emori¹, Takafumi Uchiyama¹, Haruaki
Matsuura¹ (1. Tokyo City University)

10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Electrochemical recovery of Zr from fuel debris
using molten CaCl₂ - LiCl

*Takumi Nagasawa¹, Tatsuya Emori¹, Akihiro Uehara²,
Haruaki Matsuura¹ (1. Tokyo City University, 2.
National Institutes for Quantum and Radiological
Science and Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[2B05] Selective separation of debris in Fukushima
accident using inorganic ion exchanger

*Tatsuo Abe¹, Azri Adham¹, Irvin Banjarnahor^{1,2}, Saki
Abe¹, Shinko Ito¹ (1. NITTC, 2. Ibaraki Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2B06-09] Vitrification 1

Chair: Hinai Hiroshi (JAEA)

10:55 AM - 12:00 PM Room B (Common Education Bldg. 2 1F No.10)

[2B06] Separation of Platinum Group Metals from
Nitric Acid Solution using Ionic Liquids
containing TDGA Extractant

*Haruka Oosugi¹, Tadayuki Takahashi^{1,2}, Tatsuya Ito¹,
Seong-Yun Kim¹ (1. Tohoku University, 2. Japan
Nuclear Fuel Limited)

10:55 AM - 11:10 AM

[2B07] Separation of Platinum Group Metals from
Nitric Acid Solution using Functionalized Ionic
Liquid having Sulfur-containing Amide Acid
Structure

*Tatsuya Ito¹, Haruka Oosugi¹, Tadayuki Takahashi^{1,2},
Seong-Yun Kim¹ (1. Tohoku Univ. , 2. JNFL)

11:10 AM - 11:25 AM

[2B08] Correlation analysis between platinum group
elements in the simulated waste glass by
imaging XAFS

*Yoshihiro Okamoto¹, Takayuki Nagai¹, Hideaki
Shiwaku¹ (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[2B09] Investigation of platinum group compounds
generated in the vitrification process

*Takayuki Nagai¹, Yoshihiro Okamoto¹, Hideaki
Shiwaku¹, Daisuke Akiyama², Nobuaki Sato² (1. JAEA,
2. IMRAM, Tohoku Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[2B10-14] Treatment of Contaminated Water and
Soil

Chair: Yoshihiro Okamoto (JAEA)

2:45 PM - 4:10 PM Room B (Common Education Bldg. 2 1F No.10)

[2B10] Characterization of secondary waste generated
by Fukushima Daiichi nuclear power station
accident

*Daisuke Sato^{1,2}, Hiroshi Hinai^{1,2}, Atsuhiko Shibata^{1,2},
Yoshikazu Koma^{1,2}, Kazunori Nomura^{1,2}, Masato
myodo^{1,2} (1. JAEA, 2. IRID)

2:45 PM - 3:00 PM

[2B11] Characterization of secondary waste generated
by Fukushima Daiichi nuclear power station
accident

*Hiroshi Hinai^{1,2}, Daisuke Sato^{1,2}, Masato Myodo^{1,2},
Yoshikazu Koma^{1,2}, Atsuhiko Shibata^{1,2}, Kazunori
Nomura^{1,2} (1. Japan Atomic Energy Agency, 2.

International Research Institute for Nuclear
Decommissioning)

3:00 PM - 3:15 PM

- [2B12] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization (1)
 *Tsuyoshi Arai¹, Aiki Watanabe¹, Fumihiro Kato¹, Masahiro Mouri¹, Akane Usui², Takashi Ohnishi², Kosuke Tanaka², Minoru Matsukura³, Hitoshi Mimura³
 (1. Shibaura Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Union Showa K.K.)
 3:15 PM - 3:30 PM
- [2B13] Reaction rate analysis of Cs removal reaction from contaminated soil using subcritical water treatment
 *Tatsuya Fukuda¹, Ryo Takahashi¹, Xiangbiao Yin¹, Yusuke Inaba¹, Miki Harigai¹, Masahiko Nakase¹, Kenji Takeshita¹ (1. Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology)
 3:30 PM - 3:45 PM
- [2B14] Fundamental study for analysis of Np-237 by ICP-MS / MS
 *Maho Iwasaki¹, Tatsuya Suzuki², Tomoo Yamamura³, Kenji Konashi⁴, Yasuyuki Shikamori⁵, Shinichi Noguchi¹
 (1. JAEA, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Kyoto University, 4. Tohoku University, 5. Agilent Technologies Japan)
 3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-2
 Radioactive Waste Management

[2B15-19] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site

Chair:Tsuyoshi Arai(Shibaura Inst. of Tech.)

4:10 PM - 5:30 PM Room B (Common Education Bldg. 2 1F No.10)

- [2B15] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site
 *Erina Murakami¹, Keiichi Ohki¹, Yoko Takahatake¹, Ayako Nitta¹, Atsuhiro Shibata¹, Yoshikazu Koma¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
 4:10 PM - 4:25 PM
- [2B16] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site
 *Youko Takahatake¹, Yoshikazu Koma¹ (1. JAEA)
 4:25 PM - 4:40 PM
- [2B17] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine

samples at Fukushima Daiichi NPS site

*Ayako Nitta^{1,2}, Hiroshi Hinai^{1,2}, Yoshiyuki Sato^{1,2}, Ryuji Aono^{1,2}, Keiichi Ohki^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2}, Atsuhiro Shibata^{1,2} (1. JAEA, 2. IRID)
 4:40 PM - 4:55 PM

- [2B18] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site
 *Keiichi Ohki¹, Yoko Takahatake¹, Hiroshi Hinai¹, Atsuhiro Shibata¹, Yoshikazu Koma¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
 4:55 PM - 5:10 PM
- [2B19] Study on Cs penetration behavior into concrete materials under high temperature / humidity condition
 *Hayato Maejima¹, Koki Koshigoe¹, Isamu Sato¹, Haruaki Matsuura¹, Naoya Miyahara², Eriko Suzuki², Masahiko Osaka² (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)
 5:10 PM - 5:25 PM

Room C

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

[2C01-06] Migration/Sorption

Chair:Daisuke Minato(CRIEPI)

9:30 AM - 11:10 AM Room C (Common Education Bldg. 2 1F No.11)

- [2C01] Fundamental Study of Sorption Behavior of Europium to Ca-Al-Si Hydrates, considering the Disposal Environment of Radioactive Wastes
 *Yayoi Taneichi¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. TOHOKU Univ.)
 9:30 AM - 9:45 AM
- [2C02] Estimation of Sorption Behavior of Iodine to Ca-Al-Si Hydrate under the Condition saturated with Groundwater
 *Rintaro Nagahora¹, Yuichi Niibori¹, Taizi Chida¹ (1. Department of Quantum Science and Energy Engineering Graduate School of Engineering, Tohoku University)
 9:45 AM - 10:00 AM
- [2C03] Sorption Behavior of Cesium on Calcium Silicate Hydrate under High Sulfate Ion Concentration Conditions
 *NAOYUKI TAMURA¹, Taiji CHIDA¹, Yuichi NIIBORI¹,

Seong-Yun KIM¹ (1. Affiliation Dept. of Quantum Science & Energy Engineering Graduate School of Engineering, Tohoku University)

10:00 AM - 10:15 AM

[2C04] Sorption behavior of uranium ion on Neogene sedimentary rocks in the presence of carbonate

*Kazuto Haruki¹, Takayuki Sasaki¹, Akira Kirishima², Hiroshi Sasamoto³, Akihito Mochizuki³, Kazuya Miyagawa³ (1. Kyoto Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2C05] Zirconium solubility in the presence of hydroxycarboxylic acids (2)

*Taishi Kobayashi¹, Peng Wang¹, Takayuki Sasaki¹ (1. Kyoto University, Graduate School of Engineering)

10:30 AM - 10:45 AM

[2C06] Rapid Removal of Cesium from Vermiculite by Collapsing the Interlayers with Hydrothermal Column System

*Xiangbiao Yin¹, Yoshikazu Koma¹, Yusuke Inaba², Kenji Takeshita² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[2C07-09] Testing and Analytical method

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)

11:10 AM - 12:00 PM Room C (Common Education Bldg. 2 1F No.11)

[2C07] DGT sampling of exchangeable Cs-137

*Masafumi Fukuoka¹, Takumi Saito¹ (1. Department of Nuclear Engineering and Management, Graduate School of Engineering, The University of Tokyo)

11:10 AM - 11:25 AM

[2C08] The study of the analysis method for the alpha radiation in the cemented waste of the low-level radioactivity.

*mitsushi motoyama¹, michitoshi matsuyama¹ (1. JGC corporation)

11:25 AM - 11:40 AM

[2C09] A study on analytical method for dioxins in radioactive incineration ash

*Hidehisa Kawamura¹, Morio Ueda¹, Kenichiro Kino², Akira Sakashita³ (1. KEEA, 2. NDC, 3. MHI)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[2C10-13] Dismantling Technology for Contaminated Concrete

Chair: Satoshi Yanagihara (Fukui Univ.)

2:45 PM - 3:50 PM Room C (Common Education Bldg. 2 1F No.11)

[2C10] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

*Akio Chimoto¹, Takuya Mikami¹, Takafumi Sugiyama¹ (1. Hokkaido University)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C11] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

*SHUN IINUMA¹, Yuri Morishita¹, Kei Kitazawa¹, Kouzai Naofumi², Shingo Tanaka³, Naoko Watanabe³, Tamatsu Kozaki³ (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Faculty of Engineering Hokkaido University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C12] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

*kei kitazawa¹, Naohumi Kozai³, Kazuya Tanaka³, Iwao Shimoyama³, Tamotu Kozaki², Naoko Watanabe², Shingo Tanaka² (1. Graduate School of Engineering Hokkaido, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2C13] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

*Daisuke Kawasaki¹, Naoko Watanabe² (1. University of Fukui, 2. Hokkaido University)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2C14-17] Analysis, Scenario Evaluation and System Development

Chair: Nobutake Horiuchi (MMC)

3:50 PM - 4:55 PM Room C (Common Education Bldg. 2 1F No.11)

[2C14] Influence of ⁵⁹Ni radioactivity on decommissioning

*hideo ezure¹ (1. Nippon Advanced Information

Service Company, Inc.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2C15] Analysis on Cost Estimation Approach of Decommissioning in Japan -International Comparison

*Tetsushi Azuma^{1,3}, Keiichi Iida^{2,3}, Kazushi Natsui³, Yasuhiko Horiuchi^{4,3}, Masatoshi Yamasaki^{5,3}, Naoko Watanabe^{6,3}, Satoshi Yanagihar^{7,3} (1. Mitsubishi Electric, 2. Nissin Kiko, 3. Association for Nuclear Decommissioning Study, 4. Nuclear Plant Service Engineering, 5. Studsvik Japan, 6. Hokkaido university, 7. Fukui university)

4:05 PM - 4:20 PM

[2C16] Development of manpower estimation method for decommissioning activities

*Keisuke Komatsu¹, Daisuke Kawasaki¹, Satoshi Yanagihara¹ (1. University of Fukui)

4:20 PM - 4:35 PM

[2C17] Social survey for staffs of NPP decommissioning

*Yasuyoshi Taruta^{1,2}, Qiao Zhao³, Shigeto Kobayashi³, Takashi Hashimoto³ (1. Japan atomic energy agency, 2. University of Fukui, 3. Japan Advanced Institute of Science and Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2C18-19] Dismantling and Recycle of Electrical Components

Chair:Daisuke Kawasaki(Fukui Univ.)

4:55 PM - 5:30 PM Room C (Common Education Bldg. 2 1F No.11)

[2C18] The dismantling and recycle of electric equipments and materials in the decommissioning of nuclear power plants

*Genichiro Wakabayashi¹, Hirokuni Yamanishi¹, Takahiro Yamada¹, Tetsuo Itoh¹, Takayuki Ikeda^{2,1}, Yasunori Roji², Masateru Hayashi², Tetsushi Azuma² (1. AERI, Kindai Univ., 2. Mitsubishi Electric Corp.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2C19] The dismantling and recycle of electric equipments and materials in the decommissioning of nuclear power plants

*Masateru Hayashi¹, Tetsushi Azuma¹, Takayuki Ikeda^{1,2}, Yasunori Roji¹, Genichiro Wakabayashi², Hirokuni Yamanishi², Takahiro Yamada², Tetsuo Itoh² (1. Mitsubishi Electric, 2. AERI, Kindai Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

Room D

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry, Water Quality Control

[2D01-06] Corrosion Chemistry 2

Chair:Yusa Muroya(Osaka Univ.)

10:15 AM - 11:55 AM Room D (Common Education Bldg. 2 1F No.12)

[2D01] Study of the accelerated corrosion of carbon steel in air-solution alternating condition

*Takashi Tsukada¹, Kyohei Otani¹, Hiroshi Terakado¹, koei ebata¹, Fumiyoshi Ueno¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[2D02] Study of the accelerated corrosion of carbon steel in air-solution alternating environment

*Kyohei Otani¹, Takashi Tsukada¹, Fumiyoshi Ueno¹, Masahiro Yamamoto¹ (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[2D03] Development of Corrosion Database under Radiation Environment

*Yoshiyuki Kaji¹, Tomonori Sato¹, Kuniki Hata¹, Hiroyuki Inoue², Mitsumasa Taguchi³, Hajime Seito³, Eiji Tada⁴, Hiroshi Abe⁵, Eiji Akiyama⁵, Shunichi Suzuki⁶ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Osaka Prefecture University, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. Tohoku University, 6. University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[2D04] Development of Corrosion Database under Radiation Environment

*Kuniki Hata¹, Tomonori Satoh¹, Yoshiyuki Kaji¹, Hiroyuki Inoue², Mitsumasa Taguchi³, Hajime Seito³, Eiji Tada⁴, Hiroshi Abe⁵, Eiji Akiyama⁵, Shunichi Suzuki⁶ (1. JAEA, 2. Osaka Prefecture University, 3. QST, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. Tohoku University, 6. the University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[2D05] Development of Corrosion Database under Radiation Environment

*Tomonori Sato¹, Mitsumasa Taguchi², Hajime Seito², Eiji Tada³, Hiroyuki Inoue⁴, Hiroshi Abe⁵, Eiji Akiyama⁵, Shunichi Suzuki⁶, Kuniki Hata¹, Yoshiyuki Kaji¹ (1.

JAEA, 2. QST, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Osaka Prefecture University, 5. Tohoku University, 6. The University of Tokyo)
11:15 AM - 11:30 AM

[2D06] Development of Corrosion Database under Radiation Environment

*Hiroshi Abe¹, Eiji Akiyama¹, Mitsumasa Taguchi², Hajime Seitou², Hiroyuki Inoue³, Eiji Tada⁴, Syunichi Suzuki⁵, Tomonori Sato⁶, Kuniki Hata⁶, Yoshiyuki Kaji⁶
(1. Tohoku University, 2. QST, 3. Osaka Prefecture University, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. The University of Tokyo, 6. JAEA)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[2D07-11] Spectroscopic and Mass Analysis

Chair:Yuji Sasaki(JAEA)
2:45 PM - 4:05 PM Room D (Common Education Bldg. 2 1F No.12)

[2D07] Multi-Step Laser Ionisation Scheme with J=0-1-0 Optical Selection for High Selectivity Ionisation of Odd-Ca Isotopes

*Stephen Robert Wells¹, Masabumi Miyabe², Yoshihiro Iwata¹, Fumiko Yoshida¹, Shuichi Hasegawa¹ (1. Univ. Tokyo, 2. CLADS, JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[2D08] Quantification of emission spectroscopy on glow discharge plasma cell

*Daisuke Ishikawa¹, Naoya Oku², Yoshihiro Iwata¹, Shuichi Hasegawa¹ (1. U-Tokyo, 2. U-tokyo)
3:00 PM - 3:15 PM

[2D09] Development of an analytical method for nickel isotopes using automated sample preparation system and ICP-QQQ-MS

*Van-Khoai Do¹, Kiyoshi Kitamura¹, Takuma Horita¹, Takahiro Furuse¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:15 PM - 3:30 PM

[2D10] Development of analytical techniques of ⁹³Zr and ⁹³Mo in fuel debris by ICP-MS/MS

*Takuma Horita¹, Yuji Akimoto¹, Hikaru Kikuchi¹, Van-Khoai Do¹ (1. IRID(JAEA))
3:30 PM - 3:45 PM

[2D11] Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode

plasma

*Masahiko Yamamoto¹, Van-Khoai Do¹, Shigeo Taguchi¹, Kazushi Horigome¹, Yuzuru Takamura², Takehiko Kuno¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Advanced Institute of Science and Technology)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[2D12-17] Coordination Chemistry

Chair:Noriko Asanuma(Tokai Univ.)
4:05 PM - 5:45 PM Room D (Common Education Bldg. 2 1F No.12)

[2D12] Microscopic structure of organic phase during solvent extraction and third-phase formation mechanism

*Ryuhei Motokawa¹, Tohru Kobayashi¹, Hitoshi Endo^{1,2}
(1. JAEA, 2. KEK)
4:05 PM - 4:20 PM

[2D13] Extraction of minor actinides over lanthanides by novel soft-hard hybrid donor ligand, 2,9-diamide-1,10-phenanthroline with long alkyl chains

*Sayumi Ito¹, Masahiko Nakase¹, Nao Tsutsui^{2,1}, Tatsuro Matsumura², Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)
4:20 PM - 4:35 PM

[2D14] Rare earth pattern leading the mutual separation of lanthanides and actinides at the extraction using DGA compound

*Yuji Sasaki¹, Yasutoshi Ban¹, Keisuke Morita¹, Masahiko Matsumiya², Masahiko Nakase³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Yokohama National University, 3. Tokyo Institute and Technology)
4:35 PM - 4:50 PM

[2D15] Real-time monitoring and evaluation of micro solvent extraction processes

*Takehiko Tsukahara¹ (1. Tokyo Institute of Technology)
4:50 PM - 5:05 PM

[2D16] Fundamental Study on Simple and Versatile Reprocessing Method for Spent Nuclear Fuels by Using Uranium-selective Precipitant

*Tsubasa Inoue¹, Hiroyuki Kazama¹, Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹ (1. LANE, Tokyo Tech, 2. IRE,HZDR)

5:05 PM - 5:20 PM

[2D17] Exploring Visible-Light-Responsive

Photocatalytic Activity of Novel Uranyl(VI)
Phosphine Oxide Complex

*Takanori Mashita¹, Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro
Takao¹ (1. LANE, Tokyo Tech, 2. IRE, HZDR)

5:20 PM - 5:35 PM

Room E

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

**[2E01-05] Nuclide Production Cross Section,
Displacement Cross Section, PHITS**

Chair:Hideaki Otsu(RIKEN)

9:30 AM - 10:50 AM Room E (Common Education Bldg. 2 2F
No.22)

**[2E01] Measurement of nuclide production cross
sections with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-
PARC (II)**

*Hiroki Matsuda¹, Shin-ichiro Meigo¹, Fujio Maekawa¹,
Hiroki Iwamoto¹ (1. J-PARC/JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

**[2E02] Measurement of Cu and Al displacement cross
section for proton energy region between 0.4
and 3 GeV**

*Shin-ichiro Meigo¹, Hiroki Matsuda¹, Yosuke
Iwamoto¹, Hiroki Iwamoto¹, Fujio Maekawa¹, Shouichi
Hasegawa¹, Makoto Yoshida², Tatsushi Nakamoto² (1.
J-PARC/JAEA, 2. J-PARC/KEK)

9:45 AM - 10:00 AM

**[2E03] Investigation of prediction accuracy of
spallation models for nuclide-production cross-
sections in spallation reactions**

*Hiroki Iwamoto¹, Shin-ichiro Meigo¹, Hiroki Matsuda¹
(1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

**[2E04] Calculation of athermal recombination
corrected dpa cross sections of materials for
proton irradiations with energies from 0.1 to
450 GeV**

*Yosuke Iwamoto¹, Hiroki Iwamoto¹, Shin-ichiro
Meigo¹ (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

**[2E05] Improvement of intra-nuclear cascade model
implemented in PHITS using momentum**

distribution based on one-particle wave
functions

*Shintaro Hashimoto¹, Tatsuhiko Sato¹ (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2E06-09] Fast Neutron Capture Reaction

Chair:Hiroki Iwamoto(JAEA)

10:50 AM - 11:55 AM Room E (Common Education Bldg. 2 2F
No.22)

**[2E06] Study on accuracy improvement of fast-neutron
capture reaction data of long-lived MA for
development of nuclear transmutation systems**

*Tatsuya Katabuchi¹, Osamu Iwamoto², Jun-ichi Hori³,
Nobuyuki Iwamoto², Atsushi Kimura², Shoji Nakamura²,
Yuji Shibahara³, Kazushi Terada¹ (1. Tokyo Institute
of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3.
Kyoto University)

10:50 AM - 11:05 AM

**[2E07] Study on accuracy improvement of fast-neutron
capture reaction data of long-lived MA for
development of nuclear transmutation systems**

*Atsushi Kimura¹, Shoji Nakamura¹, Nobuyuki
Iwamoto¹, Osamu Iwamoto¹, Tatsuya Katabuchi²,
Kazushi Terada², Gerard Rovira Leveroni², Jun-ichi
Hori³, Yuji Shibahara³ (1. JAEA, 2. Tokyo Institute of
Technology, 3. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

**[2E08] Study on accuracy improvement of fast-neutron
capture reaction data of long-lived MA for
development of nuclear transmutation systems**

*Yuji SHIBAHARA¹, Jun-ichi HORI¹, Satoshi FUKUTANI¹,
Koichi TAKAMIYA¹, Tatsuya KATABUCHI², Kazushi
TERADA², Osamu IWAMOTO³, Nobuyuki IWAMOTO³,
Atsushi KIMURA³, Shoji NAKAMURA³ (1. Institute for
Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto
University, 2. Laboratory for Advanced Nuclear
Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo
Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy
Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

**[2E09] Study on accuracy improvement of fast-neutron
capture reaction data of long-lived MA for
development of nuclear transmutation systems**

*Nobuyuki Iwamoto¹, Osamu Iwamoto¹, Shoji

Nakamura¹, Atsushi Kimura¹, Tatsuya Katabuchi²,
Gerard Rovira Leveroni² (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[2E10-16] IMPACT 1 (Experimental Study)

Chair: Shin-ichiro Meigo(JAEA)

2:45 PM - 4:35 PM Room E (Common Education Bldg. 2 2F
No.22)

[2E10] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Hideaki Otsu¹, He Wang¹, Xiaohui Sun¹, Nobuyuki
Chiga¹, Hiroyoshi Sakurai¹ (1. RIKEN Nishina Center)
2:45 PM - 3:00 PM

[2E11] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Nobuaki Imai¹, Masanori Dozono¹, Shin'Ichiro
Michimasa¹, Hideaki Otsu², Keita Nakano³, Susumu
Shimoura¹ (1. CNS, Univ. of Tokyo, 2. RIKEN Nishina
Center, 3. AEES, Kyushu Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[2E12] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Masanori Dozono¹, Nobuaki Imai¹, Shin'ichiro
Michimasa¹, Susumu Shimoura¹, Hideaki Otsu², Keita
Nakano³, IMPACT-RIBF collaboration (1. Center for
Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN
Nishina Center, 3. AEES, Kyushu University)
3:15 PM - 3:30 PM

[2E13] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Keita Nakano^{1,2}, Yukinobu Watanabe¹, Shoichiro
Kawase¹, Junki Suwa^{1,2}, Hideaki Otsu², Hiroyoshi
Sakurai², He Wang², Nobuyuki Chiga², Takashi
Nakamura³, Satoshi Takeuchi³ (1. Kyushu University,
2. RIKEN Nishina Center, 3. Tokyo Institute of
Technology)
3:30 PM - 3:45 PM

[2E14] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Satoshi Takeuchi¹, Takashi Nakamura¹, Hideaki Otsu²,
Yukinobu Watanabe³ (1. Tokyo Institute of
Technology, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu
University)

3:45 PM - 4:00 PM

[2E15] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Shoji NAKAMURA¹, Atsushi KIMURA¹, Brian HALSE¹,
Osamu IWAMOTO¹, Yuji SHIBAHARA², Akihiro
UEHARA³, Toshiyuki FUJII⁴ (1. Japan Atomic Energy
Agency, 2. Kyoto University, 3. National Institutes for
Quantum and Radiological Science and Technology, 4.
Osaka University)

4:00 PM - 4:15 PM

[2E16] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Yasuto Miyake¹, Naoya Ikoma¹, Yu Vin Sahoo¹, Kazuya
Takahashi¹, Hiroki Okuno¹ (1. RIKEN Nishina Center)
4:15 PM - 4:30 PM

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

[2E17-21] IMPACT 2 (Library, Simulation, Nuclear Structure)

Chair: Hiroyuki Koura(JAEA)

4:35 PM - 5:55 PM Room E (Common Education Bldg. 2 2F
No.22)

[2E17] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Osamu Iwamoto¹, Satoshi Kunieda¹, Naoya Furutachi²,
Futoshi Minato¹, Nobuyuki Iwamoto¹, Shinsuke
Nakayama¹, Shuichiro Ebata³, Kenji Nishihara¹, Toru
Yoshida⁴, Yukinobu Watanabe⁵ (1. JAEA, 2. RIKEN, 3.
Tokyo Tech, 4. RIST, 5. Kyushu Univ.)
4:35 PM - 4:50 PM

[2E18] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Masayuki Aikawa¹, Dagvadorj Ichinkhorloo¹, Shuichiro
Ebata² (1. Hokkaido University, 2. Tokyo Institute of
Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[2E19] Reduction and Resource Recycling of High-level

Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Shinsuke Nakayama¹ (1. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

[2E20] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Shunsuke Sato¹, Yukinobu Watanabe¹, Tatsuhiko Ogawa^{2,3}, Koji Niita⁴ (1. Kyushu University, 2. JAEA, 3. CEA, 4. RIST)

5:20 PM - 5:35 PM

[2E21] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Takashi Nakatsukasa^{1,2}, Shuichiro Ebata³, Kouhei Washiyama⁴ (1. Center for Computational Sciences, University of Tsukuba, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Kyushu University)

5:35 PM - 5:50 PM

Room F

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

[2F01-05] Reactor Monitor and Measurements

Chair: Masumitsu Toyohara (Yokohama National Univ.)

9:30 AM - 10:50 AM Room F (Common Education Bldg. 2 2F No.23)

[2F01] Development of high-temperature operational electric parts aiming at adoption to nuclear electronic devices compliant with severe accident

*Hiroki Miyoshi¹, Junichi H. Kaneko², Takanori Hanada², Taizo Yamawaki⁴, Hitoshi Umezawa³ (1. Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 4. Hitachi, Ltd. Research and Development Group)

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part8)

Kunihiro Morishima¹, *Mitsuhiro Nakamura¹, Nobuko Kitagawa¹, Akira Nishio¹, Mitsuaki Kuno¹, Yuta Manabe¹, Kenji Tsuji², Masataka Oyama² (1. Nagoya University, 2. CHUBU Electric Power Co., Inc.)

9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Measurement of ambient radiations for the development of reactor neutrino monitor

*Yuta Ikeyama¹, Keigo Shimizu¹, Takeshi Akama¹, Ayumu Hirota¹, Kyohei Nakajima¹, Yoichi Tamagawa¹ (1. Fukui Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2F04] Examination of a correction method of heat radiation component for the optical fiber type radiation monitor

*Takahiro Tadokoro¹, Shuichi Hatakeyama¹, Katsunori Ueno¹, Yuichiro Ueno¹, Keisuke Sasaki², Yoshinobu Sakakibara², Tooru Shibutani², Takahiro Ito² (1. Hitachi, Ltd., Research & Development Group, 2. Hitachi, Ltd., Nuclear Power and Instrumentation Systems Engineering Department)

10:15 AM - 10:30 AM

[2F05] Preliminary evaluation of dose distribution and contamination concentration in primary containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2

*Wada Ayaki¹, Takaki Naoyuki¹ (1. Tokyo City University)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2F06-09] Nondestructive Measurements and Analysis

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)

10:50 AM - 11:55 AM Room F (Common Education Bldg. 2 2F No.23)

[2F06] Study on the novel resonance ionization scheme of strontium for the isotope selectivity enhancement

*DONGUK CHEON¹, YOSHIHIRO IWATA¹, MASABUMI MIYABE², SHUICHI HASEGAWA¹ (1. University of Tokyo, NEM Dep., 2. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Effective atomic number measurement for materials inside a metal sheath by energy-resolved X-ray computed tomography

Shota Ishikawa¹, Takumi Hamaguchi¹, *Ikuo Kanno¹ (1. Graduate School of Engineering, Kyoto University)

11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Compressed sensing-based X-ray CT

reconstruction in a translated trajectory

*Yuki Mitsuya¹, Issei Ozawa¹, Katsuhiro Dobashi¹,
Joichi Kusano², Mitsuru Uesaka¹ (1. The University of
Tokyo, 2. Accutera Inc.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Issues of non-destructive assay technology
aiming at nuclear material accountancy of fuel
debris in canister

*Keisuke Okumura¹, Kenichi Terashima¹, Taketeru
Nagatani¹, Masao Komeda¹, Tomooki Shiba¹, Yasushi
Nauchi², Akira Takada³, Yoshiriro Kosuge³ (1. JAEA,
2. CRIEPI, 3. NESI)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2F10-12] Compton Camera

Chair: Keitaro Hitomi (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:35 PM Room F (Common Education Bldg. 2 2F
No.23)

[2F10] The application of Double-sided Silicon Strip
Detector in Compton camera

*ZHIHONG ZHONG¹ (1. University of Tokyo,
Graduate School of Engineering, Department of
Nuclear Engineering and Management)

2:45 PM - 3:00 PM

[2F11] Development of digital signal processing for
CdTe semiconductor detector in high dose rate
radiation field

*Fumiaki Takasaki¹, Jun Kwarabayashi², Koh-ichi
Mochiki², Naoto Hagura² (1. Graduate school of
Engineering, Tokyo City University, 2. Faculty of
Engineering, Tokyo City University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2F12] Simulation study for improving the sensitivity
of Compton camera

*Mizuki Uenomachi¹, Yuri Yoshihara¹, Kenji Shimazoe¹,
Hiroyuki Takahashi¹ (1. The University of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[2F13-17] Dosimetry

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

3:35 PM - 4:55 PM Room F (Common Education Bldg. 2 2F
No.23)

[2F13] Study on an imaging system for online dosimetry
for boron neutron capture therapy

*Shota Matsuura¹, Tatsuya Katabuchi¹, Gerard Rovira
Leveroni¹, Naoki Kawachi², Nobuo Suzui², Mitsutaka
Yamaguchi² (1. Tokyo Institute of Technology, 2.
National Institutes for Quantum and Radiological
Science and Technology)

3:35 PM - 3:50 PM

[2F14] Characterization of TOF scintillation fiber
radiation sensor for high dose rate measurement

*Yuta Terasaka^{1,2}, Yuki Sato¹, Kenichi Watanabe²,
Akira Uritani², Tatsuo Torii¹ (1. Japan Atomic Energy
Agency, 2. Nagoya University)

3:50 PM - 4:05 PM

[2F15] Development of small dosimeter using an optical
fiber for monitoring dose around the affected
area during radiotherapy

*Yuho Hirata¹, Atsushi Yamazaki¹, Kenichi Watanabe¹,
Sachiko Yoshihashi¹, Akira Uritani¹, Yusuke Koba²,
Naruhiro Matsufuji² (1. Nagoya Univ., 2. QST)

4:05 PM - 4:20 PM

[2F16] Measurement of Depth-Dose Distribution of
Carbon Beam using GEM Scintillation Emission

*Ryuta Tatsumoto¹, Takeshi Fujiwara², Yusuke Koba³,
Yuki Mitsuya⁴, Keisuke Maehata¹, Riichiro Nakamura¹,
Shuto Kawahara¹ (1. Kyushu Univ., 2. AIST, 3. NIRS, 4.
Tokyo Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[2F17] Observation of Dose Distribution of Some Gel
Dosimeters Irradiated by Carbon Ion Beam

*Masumitsu Toyohara¹, Hiroaki Gotoh¹, Maiko
Mihashi¹, Kazuya Hayashi¹, Tadano Kyosuke², Shinichi
Minohara³, Yoshiaki Shimono³ (1. Yokohama National
University, 2. Kanagawa Cancer Center, 3. Toshiba
Energy Systems & Solutions Corporation)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2F18-21] Semiconductor Detector

Chair: Kenji Shimazoe (Univ. of Tokyo)

4:55 PM - 6:00 PM Room F (Common Education Bldg. 2 2F
No.23)

[2F18] Development of large size TlBr semiconductor
detectors

*Kio Matsumoto¹, Kenichi Watanabe¹, Keitaro Hitomi²,

Nobumichi Nagano², Mitsuhiro Nogami², Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Akira Uritani¹ (1. Nagoya Univ., 2. Tohoku Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2F19] Improvement of purification process of raw material at aiming large size and high quality of TIBr single crystal

*Naoya Yamaishi¹, Junichi Kaneko¹, Norimichi Nakamura¹, Tatsuya Hasegawa¹, Mikio Higuchi¹, Keitaro Hitomi², Nobumichi Nagano², Mitsuhiro Nogami² (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

5:10 PM - 5:25 PM

[2F20] Fabrication of directional gamma-ray detectors using TIBr semiconductors

*Mitsuhiro Nogami¹, Keitaro Hitomi¹, Keizo Ishii¹, Toshiyuki Onodera², Kenichi Watanabe³, Tatsuo Torii⁴, Yuki Sato⁴, Yoshihiko Tanimura⁴, Kuniaki Kawabata⁴, Hiroyuki Takahashi⁵ (1. Tohoku University, 2. Tohoku Institute of Technology, 3. Nagoya University, 4. Japan Atomic Energy Agency, 5. University of Tokyo)

5:25 PM - 5:40 PM

[2F21] Temperature dependence measurement of signal charge transport characteristics of TIBr semiconductor detector

*Ryota Komine¹, Dinh Xuan HOANG¹, Ayumu Hashimoto¹, Keisuke Maehata¹, Naoko Iyomoto¹, Hideaki Onabe², Keitaro Hitomi³, Toshiyuki Onodera⁴ (1. Kyushu Univ., 2. Raytech, 3. Tohoku Univ., 4. Tohoku Inst. Tech.)

5:40 PM - 5:55 PM

Room G

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

[2G01-04] Accelerator Based BNCT

Chair: Noriyasu Hayashizaki (Tokyo Tech)

9:45 AM - 10:50 AM Room G (Common Education Bldg. 2 2F No.26)

[2G01] Characteristic measurements of the neutron beam for the iBNCT, as the linac-based BNCT device in University of Tsukuba

*Hiroaki Kumada¹, Kenta Takada², Susumu Tanaka¹, Fujio Naito³, Toshikazu Kurihara³, Akira Matsumura¹, Hideyuki Sakurai¹, Takeji Sakae¹ (1. University of

Tsukuba, 2. Gunma Pref. College of Health Science, 3. High Energy Accelerator Research Organization)

9:45 AM - 10:00 AM

[2G02] Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

*Akira Uritani¹, Kaduki Tsuchida¹, Yoshiaki Kiyanagi¹, Kenichi Watanabe¹, Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Hirohiko Shimizu², Sachio Tsurita¹, Katsuya Hirota², Souhei Imajo² (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University, 2. Graduate School of Science, Nagoya University)

10:00 AM - 10:15 AM

[2G03] Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

*Shogo Honda¹, Sachiko Yoshihashi¹, Keisuke Abo¹, Kazuki Tsuchida¹, Yoshiaki Kiyanagi¹, Yukio Tsurita¹, Kenichi Watanabe¹, Atsushi Yamazaki¹, Akira Uritani¹ (1. Nagoya Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[2G04] Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

*Sachiko Yoshihashi¹, Keisuke Abo¹, Shogo Honda¹, Kazuki Tsuchida¹, Akira Uritani¹, Kenichi Watanabe¹, Atsushi Yamazaki¹, Yoshiaki Kiyanagi¹ (1. Nagoya University)

10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

[2G05-08] Medical Accelerator Technology and RI Production

Chair: Akira Uritani (Nagoya Univ.)

10:50 AM - 12:00 PM Room G (Common Education Bldg. 2 2F No.26)

[2G05] Effect of MRI magnetic field on secondary particle trajectory and dose distribution from carbon ion beam evaluated by PHITS

*Tatsuki Goto¹, Takeo Iwai¹, Tatsuhiko Sato² (1. School of medical science, Yamagata University, 2. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[2G06] ⁹⁹Mo yields of Mo metal and MoO₃ with respect to Ta, W, Pt, and Au converters

*Jaewoong Jang¹, Mitsuru Uesaka¹ (1. Univ. of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM

[2G07] Feasibility study of ^{99m}Tc production at HTTR

using sublimation method

*Hai Quan Ho¹, Hiroki Ishida², Shimpei Hamamoto¹,
Toshiaki Ishii¹, Nozomu Fujimoto³, Naoyuki Takaki²,
Etsuo Ishitsuka¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2.
Tokyo City University, 3. Kyushu University)

11:20 AM - 11:35 AM

[2G08] Mo adsorption and ^{99m}Tc elution properties of
alumina using (n, γ)⁹⁹Mo

*Yoshitaka Fujita¹, Misaki Seki¹, Tadafumi Sano²,
Tatsuya Suzuki³, Tomoya Kitagawa⁴, Kaori Nishikata¹,
Minoru Matsukura⁴, Kunihiro Tsuchiya¹ (1. JAEA, 2.
Kyoto Univ., 3. Nagaoka Univ. of Tech., 4. UNION
SHOWA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2G09-15] Accelerator and System Development for Nuclear Transmutation

Chair: Kai Masuda (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 4:40 PM Room G (Common Education Bldg. 2 2F
No.26)

[2G09] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation

*Naruhiko Sakamoto¹, Kazunari Yamada¹, Kenji Suda¹,
Kazutaka Ozeki¹, Yutaka Watanabe¹, Osamu
Kamigaito¹, Hiroki Okuno¹ (1. RIKEN Nishina Center)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G10] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation

*Hiroyoshi Sakurai¹, Hiroki Okuno¹, Yoshiharu Mori^{1,2},
Reiko Fujita³, Masatoshi Kawashima³ (1. RIKEN
Nishina Center, 2. Kyoto Univ. Inst. for Integ.
Radiation and Nucl. Sci., 3. JST)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G11] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation

*Yoshiharu MORI¹, Hiroki Okuno², Hiroyoshi Sakurai²,
Masatoshi Kawashima³, Reiko Fujita³ (1. KURNS, 2.
RIKEN, 3. JST)

3:15 PM - 3:30 PM

[2G12] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation

*Hiroki OKUNO¹, Naoya Ikoma¹, Naoya Furutachi¹,
Hiroyoshi Sakurai¹, Yoshiharu Mori², Masatoshi
Kawashima³, Reiko Fujita³ (1. RIKEN, 2. KURNS, 3.
JST)

3:30 PM - 3:45 PM

[2G13] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation

*Tomoo CHIBA¹, Atsushi HORIKOSHI¹, Tsuyoshi
WAKUDA¹, Kazuhiro TAKEUCHI¹, Yoshiharu MORI²,
Hiroki OKUNO³, Hiroyoshi SAKURAI³ (1. HITACHI, 2.
KURNS, 3. RIKEN Nishina Center)

3:45 PM - 4:00 PM

[2G14] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation

*Yuji Miyashita¹, Eri Hattori¹ (1. Mitsubishi Electric
Corporation)

4:00 PM - 4:15 PM

[2G15] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation

*Mitsuhiro Fukuda¹, Hiroshi Toki¹, Ryoichi Seki¹,
Tetsuhiko Yorita¹, Hiroki Kanda¹, Masao Nakao¹,
Yuusuke Yasuda¹ (1. RCNP, Osaka University)

4:15 PM - 4:30 PM

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

[2G16-18] Technology for Nuclear Transmutation

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)

4:40 PM - 5:30 PM Room G (Common Education Bldg. 2 2F
No.26)

[2G16] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation

*Megumi Niikura¹, Takeshi Saito¹, Teiichiro
Matsuzaki², Hiroyoshi Sakurai^{1,2} (1. the University of
Tokyo, 2. RIKEN)

4:40 PM - 4:55 PM

[2G17] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation

*Hidefumi Okita¹, Yoshiharu Mori², Yoshihiro Ishi²,
Akihiro Taniguchi², Tomonori Uesugi², Yasuhiro
Kuriyama², Akira Sato³, Michikazu Kinsho⁴, Masahiro
Yoshimoto⁴, Kota Okabe⁴ (1. Kyoto University,

Graduate School of Engineering, 2. Kyoto University,
Institute for Integrated Radiation and Nuclear
Science, 3. Osaka University, Graduated School of
Science, 4. Japan Atomic Energy Agency)
4:55 PM - 5:10 PM

- [2G18] Reduction and Resource Recycling of High-level
Radioactive Wastes through Nuclear
Transmutation
*Naoya Furutachi¹, Hiroki Okuno¹, Hiroyoshi Sakurai¹,
Yoshiharu Mori², Masatoshi Kawashima³ (1. RIKEN, 2.
Kyoto Univ., 3. JST)
5:10 PM - 5:25 PM

Room H

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

[2H01-04] Environmental Radioactivity 1

Chair:Hiroko Yoshida(Tohoku Univ.)

9:45 AM - 10:55 AM Room H (Common Education Bldg. 2 2F
No.27)

- [2H01] Satellite-Based Mapping of Riverbed Height
*Hiroko Nakamura Miyamura¹, Ayako Iwata¹, Susumu
Yamada¹, Masahiko Machida¹ (1. Japan Atomic
Energy Agency)
9:45 AM - 10:00 AM
- [2H02] Monitoring results of radioactive Cs in rivers
in Fukushima prefecture
*Hirofumi Yoshita¹, Hirotsugu Arai¹, Keisuke
Taniguchi¹, Takayuki Kuramoto^{2,1}, Kazuki Fujita¹,
Yukio Takeuchi¹ (1. Fukushima Prefectural Centre
for Environmental Creation, 2. Tokai University)
10:00 AM - 10:15 AM
- [2H03] Monitoring results of radioactive Cs in rivers
in Fukushima prefecture
*Hirotsugu Arai¹, Hirofumi Yoshita¹, Keisuke
Taniguchi¹, Takayuki Kuramoto^{1,2}, Kazuki Fujita¹,
Yukio Takeuchi¹ (1. Fukushima Prefectural Centre
for Environmental Creation, 2. Tokai University)
10:15 AM - 10:30 AM
- [2H04] Estimation of ¹³⁷Cs discharge from river
catchments during initial period after
Fukushima accident using a tank model
*Kazuyuki Sakuma¹, Mark Zheleznyak², Kenji Nanba²
(1. JAEA, 2. Fukushima Univ.)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[2H05-08] Environmental Radioactivity 2

Chair:Yoshihiko Tanimura(JAEA)

10:55 AM - 12:00 PM Room H (Common Education Bldg. 2 2F
No.27)

- [2H05] Inventory Analysis of Radioactive Cesium inside
and around 1F
*Masahiko Machida¹, Susumu Yamada¹, Ayako Iwata¹
(1. JAEA)
10:55 AM - 11:10 AM
- [2H06] PHITS Models for Ambient Dose Equivalent
Rates in Fukushima's Radiocesium
Contaminated Forests
*Alex Malins¹, Naohiro Imamura², Tadafumi Niizato¹,
Minsik Kim¹, Kazuyuki Sakuma¹, Yoshiki Shinomiya²,
Satoru Miura², Masahiko Machida¹ (1. JAEA, 2.
FFPRI)
11:10 AM - 11:25 AM
- [2H07] Behavior of radiocesium in mycelium
*Kanko NISHIONO¹, Fuminori SAKAMOTO², Naofumi
KOZAI², Hirokuni YAMANISHI¹ (1. KINDAI Univ., 2.
JAEA)
11:25 AM - 11:40 AM
- [2H08] Remained indoor radiocaesium contamination in
residential houses within former evacuation
areas near the FDNPP
*Hiroko Yoshida¹, Naohide Shinohara² (1. Tohoku
Univ., 2. AIST)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[2H09-14] Eye Lens Dosimetry

Chair:Kentaro Manabe(JAEA)

2:45 PM - 4:25 PM Room H (Common Education Bldg. 2 2F
No.27)

- [2H09] Preliminary study on evaluation of eye lens
equivalent dose in Sr-90 / Y-90 contaminated
fields using PHITS : Shielding effect of full-
face masks
*Masaharu Yamagashira¹, Norio Tsujimura², Katsuya
Hoshi², Takuya Furuta², Yosuke Iwamoto², Tatsuhiko
Sato², Sumi Yokoyama¹ (1. Fujita Health University,
2. Japan Atomic Energy Agency)
2:45 PM - 3:00 PM
- [2H10] Exposure of the lens of the eye for radiation
workers in the nuclear power plants

*Sumi Yokoyama¹, Iwao Ezaki², Hideo Tastuzaki³,
Yoshihiko Tanimura⁴, Shuichi Tachiki¹, Shigekazu
Hirao⁵, Katsunori Aoki³ (1. Fujita Health University,
2. Chiyoda Technol Corporation, 3. National Institutes
for Quantum and Radiological Science and Technology,
4. Japan Atomic Energy Agency, 5. Fukushima
University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2H11] Study of Eye Lens Dosimetry for Workers at
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Katsuya Hoshi¹, Norio Tsujimura¹, Katsunori Aoki¹,
Hiroshi Yoshitomi¹, Yoshihiko Tanimura¹, Sumi
Yokoyama² (1. JAEA, 2. FHU)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H12] Study of Eye Lens Dosimetry for Workers at
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Katsunori Aoki¹, Sumi Yokoyama², Katsuya Hoshi¹,
Hiroshi Yoshitomi¹, Yoshihiko Tanimura¹, Norio
Tsujimura¹ (1. JAEA, 2. Fujita Health Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2H13] Development of a scalable and deformable
stylized eye model for radiation dose
assessment

*Takuya Furuta¹, Daniel El Basha², Siva S. R. Iyer²,
Camilo M. Correa Alfonso², Wesley E. Bolch² (1.
Japan Atomic Energy Agency, 2. University of
Florida)

3:45 PM - 4:00 PM

[2H14] Beta-particle fields above 1 MeV for calibrating
the dosimeters in eye lens dosimetry

*MASAHIRO KATO KATO¹, Tadahiro Kurosawa¹ (1.
AIST)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2H15-20] Internal Exposure and Radiation
Medicine

Chair:Sumi Yokoyama(Fujita Health Univ.)

4:25 PM - 6:00 PM Room H (Common Education Bldg. 2 2F
No.27)

[2H15] Development of internal-dosimetry code based
on ICRP 2007 Recommendations

*Fumiaki Takahashi¹, Kaoru Sato¹, Yosuke Shima²,
Kentarō Manabe¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2.
V.I.C.)

4:25 PM - 4:40 PM

[2H16] Development of internal-dosimetry code based
on ICRP 2007 Recommendations

*Kentarō Manabe¹, Yosuke Shima², Kaoru Sato¹,
Fumiaki Takahashi¹ (1. JAEA, 2. VIC)

4:40 PM - 4:55 PM

[2H17] Development of thyroid dose monitoring system
using gamma-ray spectrometers

*Yoshihiko Tanimura¹, Sho Nishino¹, Hiroshi
Yoshitomi¹, Masa Takahashi¹ (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2H18] Two-dimensional CT Image Prediction from
tracking with optical flow and linear regression
for X ray lung radiotherapy

*Michel Pohl¹, Mitsuru Uesaka¹, Kazuyuki Demachi¹,
Ritu Bhusal Chhatkuli², Akihiro Haga³ (1. Graduate
School of Engineering, The University of Tokyo, 2.
National Institute of Radiological Sciences, 3.
Graduate School of Biomedical Sciences, Tokushima
University)

5:10 PM - 5:25 PM

[2H19] Fundamental Research on DNA Analysis
Irradiated by He Ion Microbeam for α -ray
Therapy

*Masaya Sakai¹, Tokihiro Ikeda², Akira Yasui³, Natsuko
Chiba³, Kento Takemoto¹, Mitsuru Uesaka¹ (1. Tokyo
Univ., 2. RIKEN, 3. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[2H20] Damage to human Cells by tritium

*Daiki Tsuchida¹, Yuji Torikai¹, Qing-Li Zhao², Miki
Syoji², Takashi Kondo² (1. Ibaraki University, 2.
Toyama University)

5:40 PM - 5:55 PM

Room I

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

[2I01-05] Fukushima Daiichi

Chair:Koji Nishida(INSS)

9:30 AM - 10:45 AM Room I (Common Education Bldg. 2 3F
No.30)

[2I01] Evaluation of Fission Products Released during
the NPP Severe Accident

*Hidetoshi Karasawa¹, Shunsuke Uchida¹, Chiaki Kino¹,
Marco Pellegrini¹, Masanori Naito¹ (1. IAE)

9:30 AM - 9:45 AM

[2I02] Evaluation of Fission Products Released during

the NPP Severe Accident

*Shunsuke Uchida¹, Hidetoshi Karasawa¹, Chiaki Kino¹,
Marco Pellegrini¹, Masanori Naitoh¹ (1. IAE)

9:45 AM - 10:00 AM

[2I03] Development of long term FP behavior analysis method for TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Chiaki Kino¹, Hidetoshi Karasawa^{1,2}, Shunsuke Uchida^{1,2}, Shunichiro Nishioka², Masahiko Ohsaka² (1. IAE, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2I04] Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Masashi Himi¹, Naotoshi Tominaga¹, Yoko Yamane¹, Keigo Murata¹, Koichi Nakamura² (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[2I05] Sensitivity Analyses on Hydrogen Explosion at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 4

*Takeshi Nishimura¹, Akitoshi Hotta¹ (1. S/NRA/R)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2I06-11] Phase Change

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

10:45 AM - 12:15 PM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[2I06] Experimental Studies on Heat Transfer and Flow Characteristics in Microchannels

*Kazuya Goto¹, Kentaro Tanaka¹, Nariatsu Hujino¹, Tino Sawadi¹, Tatsuya Matsumoto¹, Wei Liu¹, Koji Morita¹ (1. Kyushu-University)

10:45 AM - 11:00 AM

[2I07] A study of copper oxidation for critical heat flux in downward-faced flow boiling

*Kai Wang¹, Koji Okamoto², Nejdert Erkan¹ (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Nuclear Professional School, The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[2I08] Experimental analysis of clad rewetting in downward water/air flow

*Marco Pellegrini¹, Tomio Okawa², Masanori Naitoh¹ (1. The Institute of Applied Energy, 2. University of Electrocommunications)

11:15 AM - 11:30 AM

[2I09] Effect of permittivity on microwave heating characteristics

*Shouhei Kobayashi¹, Shunya Fujita¹, Akiko Kaneko¹, Yutaka Abe¹, Tomohisa Yuasa¹, Tomoomi Segawa², Yoshiyuki Kato², Koichi Kawaguchi², Katsunori Ishii² (1. TSUKUBA Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

[2I10] Analysis of the Supersonic Steam Injector Performance and Two-phase Flow Modeling

*Shuichiro Miwa¹, Nozomu Akiyama¹ (1. Hokkaido University)

11:45 AM - 12:00 PM

[2I11] Study on dependency of pressure on boiling behavior on vertical heating surface in pool boiling

*Ayako Ono¹, Shinichiro Uesawa¹, Mitsuhiro Shibata¹, Hiroyuki Yoshida¹, Yasuo Koizumi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

12:00 PM - 12:15 PM

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

[2I12-14] Debris Cooling Behavior

Chair:Koji Morita(Kyushu Univ.)

3:15 PM - 4:00 PM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[2I12] A status of evaluation methods and experimental researches for formation and coolability of debris bed

*Akitoshi Hotta¹, Miyuki Akiba¹, Retsu Kojo¹, Takeshi Nishimura¹ (1. Nuclear Regulation Authority JAPAN)

3:15 PM - 3:30 PM

[2I13] Experimental study on remelting of multicomponent debris and debris-structure interactions

*Miyuki Akiba¹, Akitoshi Hotta¹ (1. Nuclear Regulation Authority)

3:30 PM - 3:45 PM

[2I14] Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds

*Taira Kawakami¹, Keishi Sakurada¹, Hiroto Sakashita¹, Ayako Ono², Hiroyuki Yoshida² (1. Laboratory of Nuclear System Safety Engineering, Division of Energy and Environmental Systems, Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2115-17] Thermal Hydraulics at Accident

Chair: Yasuteru Sibamoto (JAEA)

4:00 PM - 4:45 PM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[2115] 3D-CFD and FEM Based Deterministic PTS Analysis for Optimizing RPV Maintenance Strategy

*Xiaoyong RUAN¹, Toshiki Nakasuji¹, Kazunori Morishita¹ (1. Kyoto University)

4:00 PM - 4:15 PM

[2116] Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

*Tetsuaki Takeda¹, Naoki Saito¹ (1. University of Yamanashi)

4:15 PM - 4:30 PM

[2117] Loss of Cooling System and Loss of Coolant Accident Progression Analysis for Spent Fuel Pools

*Retsu Kojo¹, Akitoshi Hotta¹ (1. S/NRA/R)

4:30 PM - 4:45 PM

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

[2118-22] Thermal hydraulic Numerical Simulation

Chair: Kei Ito (Kyoto Univ.)

4:45 PM - 6:00 PM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[2118] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

*Akifumi Yamaji¹, Masahiro Furuya², Yuji Ohishi³, Jubaidah¹, Guangtao Duan¹ (1. Waseda University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Osaka University)

4:45 PM - 5:00 PM

[2119] Analyses of LSTF experiment and PWR plant for loss of coolant accident

*Tadashi Watanabe¹, Masahiro Ishigaki¹, Jinya Katsuyama² (1. Univ. Fukui, 2. JAEA)

5:00 PM - 5:15 PM

[2120] Subchannel analysis of boiling two-phase flow in a rod bundle at high pressure and low flow rate

*Takahiro Arai¹, Masahiro Furuya¹, Atsushi Ui¹, Riichiro Okawa¹ (1. CRIEPI)

5:15 PM - 5:30 PM

[2121] CFD analysis of hydrogen flame propagation with

burning velocity models.

*Kosuke Motegi¹, Trianti Nuri¹, Toshinori Matsumoto¹, Tomoyuki Sugiyama¹, Yu Maruyama¹ (1. JAEA)

5:30 PM - 5:45 PM

[2122] Experiments and numerical analysis on the geysering phenomenon in vertical pipe.

*Yutaro Hakozaiki¹, Kunihiro Matsumura¹ (1. Ibaraki Univ)

5:45 PM - 6:00 PM

Room J

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

[2J01-05] Subcritical Experiment and Analysis

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

9:30 AM - 10:55 AM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

[2J01] Reactivity estimation of KUCA subcritical cores

*Shouhei Araki¹, Yuichi Yamane¹, Kotaro Tonoike¹, Yasunori Kitamura², Tsuyoshi Misawa² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2J02] Reactivity estimation of KUCA subcritical cores

*Yuichi Yamane¹, Shouhei Araki¹, Yasunori Kitamura², Tsuyoshi Misawa² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

9:45 AM - 10:00 AM

[2J03] Reactor Noise Analysis for a Subcritical Reactor System Driven by a Spallation Neutron Source in KUCA

*Kunihiro Nakajima¹, Kazuki Takahashi¹, Atsushi Sakon², Sin-ya Hohara², Kengo Hashimoto², Masao Yamanaka³, Tadafumi Sano³, Cheolho Pyeon³ (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

10:00 AM - 10:15 AM

[2J04] Reactor Noise Analysis for a Subcritical Reactor System Driven by a Spallation Neutron Source in KUCA

*Atsushi Sakon¹, Kunihiro Nakajima², Kazuki Takahashi², Sin-ya Hohara¹, Kengo Hashimoto¹, Masao Yamanaka³, Tadafumi Sano³, Cheolho Pyeon³ (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute, 2.

Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 3. Institute of Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

10:15 AM - 10:30 AM

- [2J05] Simultaneous estimation of subcriticality, neutron generation time and external neutron source strength using particle filter method
*Takuya Ikeda¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Masao Yamanaka², Tadafumi Sano², Cheol Ho Pyeon²
(1. Nagoya Univ., 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[2J06-09] uncertainty evaluation

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)

10:55 AM - 12:00 PM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

-
- [2J06] Generalization of the formulation on extended cross-section adjustment method

*Kenji Yokoyama¹, Takanori Kitada² (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM

- [2J07] Bias factor and cross-section adjustment methods using prompt neutron decay constant

*Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya University)

11:10 AM - 11:25 AM

- [2J08] Implementation of random sampling for ACE-format cross sections using FRENDY

*Ryoichi Kondo¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Kenichi Tada² (1. Nagoya Univ., 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

- [2J09] Development of a prediction model for modeling approximation error in the severe accident condition with a surrogate model

*Tomomi Hanai¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹, Kento Yamamoto², Yasunori Ohoka², Hiroaki Nagano²
(1. Nagoya Univ., 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[2J10-12] Validation of Analysis Code

Chair:Daisuke Sato(MHI)

2:45 PM - 3:35 PM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

- [2J10] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

*Ryouhei Takasugi¹, Naoto Aizawa¹, Yohei Watanabe², Takashi Nakui², Fumito Kubo² (1. Tohoku Univ., 2. Tohoku information systems Co.,Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

- [2J11] Analysis of nuclide composition of BWR 9x9 fuel assemblies considering coolant void fraction history.

*Masahiro Sakamoto¹, Takanori Kameyama¹ (1. Tokai univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

- [2J12] Analysis of BEAVRS Benchmark Using CASMO5/SIMULATE5

*Tatsuya Fujita¹, Tomohiro Sakai¹ (1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[2J13-17] Analysis Code Development 1

Chair:Koji Fujimura(Hitachi GE)

3:35 PM - 4:55 PM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

-
- [2J13] A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use

*Tetsuo Matsumura¹, Takanori Kameyama¹ (1. Tokai University)

3:35 PM - 3:50 PM

- [2J14] Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR

*Kento Yamamoto¹, Yasunori Ohoka¹, Hiroaki Nagano¹, Akio Yamamoto², Tomohiro Endo² (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. Nagoya Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

- [2J15] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

*Kazuya Yamaji¹, Koichi Ieyama¹, Hiroki Koike¹, Daisuke Sato¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

4:05 PM - 4:20 PM

- [2J16] Verification of FRBurner module of CBZ code system: MET-1000 core calculation based on OECD/NEA benchmark report

*Junshuang FAN^{1,2,3}, Chiba Go^{1,2,3} (1. Hokkaido Univ., 2. Faculty of Engineering, 3. Nuclear Reactor

Engineering Laboratory)

4:20 PM - 4:35 PM

[2J17] Study on Calculation of Void Reactivity for Sodium Fast Reactors with sodium-plenum*Shota USHIHARA¹, Takanori KITADA¹, Satoshi TAKEDA¹ (1. Osaka Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2J18-21] Analysis Code Development 2

Chair:Kazuya Yamaji(MHI)

4:55 PM - 6:00 PM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

[2J18] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides*Toshikazu Takeda¹, Satoshi Takeda², Takanori Kitada², Koji Fujimura³ (1. University of Fukui, 2. Osaka University, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy)

4:55 PM - 5:10 PM

[2J19] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides*Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹, Koji Fujimura², Kazuhiro Fujimata², Toshikazu Takeda³ (1. Osaka University, 2. Hitachi-GE, 3. University of Fukui)

5:10 PM - 5:25 PM

[2J20] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides*Sho Fuchita¹, Koji Fujimura¹, Kazuhiro Fujimata¹, Takeshi Nitawaki¹, Toshikazu Takeda², Satoshi Takeda³ (1. Hitachi-GE, 2. Fukui Univ., 3. Osaka Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[2J21] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid*Tetsuya Mouri¹, Kazuteru Sugino¹, Shigeo Ohki¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM

Room K

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

[2K01-05] Microscopic Analysis

Chair:Yoritaka Iwata(Tokyo Tech)

10:30 AM - 11:55 AM Room K (Common Education Bldg. 2 3F No.33)

[2K01] The effect of vacancy cluster formation on

irradiation degradation in face-centered cubic metals.

*Kota Ninomiya¹, Sho Hayakawa¹, Taira Okita², Mitsuhiro Itakura³ (1. School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, The University of Tokyo, 3. Center for Computational Science & e-System, Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[2K02] Formation of a vacancy-type dislocation loop in Zr*Yukiya Adachi¹, Qiang Guangyou², Sho Hayakawa², Taira Okita³, Mitsuhiro Itakura⁴ (1. Faculty of Engineering, The University of Tokyo, 2. School of Engineering, The University of Tokyo, 3. Research into Artifacts Center for Engineering, The University of Tokyo, 4. Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

[2K03] Mesoscale atomistic simulation using temperature parallel simulated annealing with active volume*Sho Hayakawa¹, Taira Okita², Mitsuhiro Itakura³ (1. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 2. RACE, The Univ. of Tokyo, 3. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[2K04] Machine learning molecular dynamics simulations of Thorium dioxide*Masahiko Okumura¹, Keita Kobayashi², Hiroki Nakamura¹, Mitsuhiro Itakura¹, Masahiko Machida¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Research Organization for Information Science and Technology)

11:15 AM - 11:30 AM

[2K05] The construction of TDDFT + Langevin model*Takashi Nishikawa¹, Yoritaka Iwata², Satoshi Chiba² (1. Nuclear Engineering, Ltd, 2. Tokyo institute of technology)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[2K06-10] Reactor and Safety Analysis

Chair:Satoshi Wada(TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 4:10 PM Room K (Common Education Bldg. 2 3F No.33)

[2K06] Neutron diffusion theory with the IGA method

*Willem van Rooijen¹, Riho Horita² (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Nuclear Power and Energy Safety Engineering Program, Graduate School of Engineering, University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K07] Prediction of Core characteristics accompanying fuel shuffling in Deep learning

*Sho Takano¹, Akira Konoma¹ (1. GNF-J)

3:00 PM - 3:15 PM

[2K08] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita¹ (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K09] Development of Severe Accident Analysis Code SAMPSON

*Naotoshi Tominaga^{1,2}, Richard Finger^{1,3}, Masao Chaki¹ (1. The Institute of Applied Energy, 2. currently Advancesoft, 3. currently Goldman Sachs Japan)

3:30 PM - 3:45 PM

[2K10] Simulation of the Behavior of Spherically Expanding H₂-Air Premixed Flame

*Thwe Thwe Aung¹, Ryutaro Hino¹, Atsuhiko Terada¹, Satoshi Kadowaki² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2K11-14] Fluid and Structural Analysis

Chair:Sunghyon Jang(Univ. of Tokyo)

4:10 PM - 5:15 PM Room K (Common Education Bldg. 2 3F No.33)

[2K11] Establishment of V&V Procedure of Numerical Estimation Method for Thermal-Hydraulic Phenomena in Sodium-cooled Fast Reactor

*MASAAKI TANAKA¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:10 PM - 4:25 PM

[2K12] Numerical simulation of wet particles in a complex-shaped calculation region

*Kotaro Tamura¹, Mikio Sakai² (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Resilience Engineering Research Center, School of Engineering, The University of Tokyo)

4:25 PM - 4:40 PM

[2K13] Study on Local Failure of Circular Plate Specimens with Nozzle Simulating Reactor Pressure Vessels

*Yoshiki Tsunemoto¹, Takashi Sakaguchi¹, Shunji Kataoka², Takuya Sato¹, Naoto Kasahara¹ (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. JGC Corporation)

4:40 PM - 4:55 PM

[2K14] Evaluation on impact response of RC structures subjected to projectile impact

*Akemi Nishida¹, Minoru Nagai¹, Zuoyi Kang¹, Haruji Tsubota¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM

Room L

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[2L01-03] Improvement of Inspection Technology of Nuclear Power Plants

Chair:Matsubara Shinichiro(MHI)

10:15 AM - 11:05 AM Room L (Common Education Bldg. 2 3F No.36)

[2L01] Identification of flaw depth by deep learning of eddy current testing signals

*Tomoyuki Hori¹, Kazuyuki Demachi¹ (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, the University of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[2L02] Advanced computerization of Hammering Inspection

*Takashi Matsunaga¹, Sho Kuwajima¹, Motomu Ishi¹, Akihiro Fujiyoshi¹, Ryota Ogawa¹, Mitsuyuki Sagisaka¹, Yoshihiro Isobe¹, Shinobu Yoshimura² (1. Nuclear Fuel Industries,Ltd., 2. The University of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

[2L03] Development of duct diagnosis method using AE sensor

*Hiroaki Fujiyoshi¹, Ryota Ogawa¹, Yoshihiro Isobe¹ (1. NFI)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[2L04-06] Improvement of Operational Management Technology of Nuclear Power Plants

Chair:Masahiro Miki(Hitachi)

11:05 AM - 12:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[2L04] Piping System, Risk Management based on Wall Thinning Monitoring and Prediction*Toshiyuki TAKAGI¹, Yutaka Watanabe¹, Tetsuya Uchimoto¹, Philippe Guy², Christophe REBOUD³ (1. Tohoku University, 2. INSA-Lyon, 3. CEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2L05] Ageing Management and Safety Improvement for Long Term Operation of Nuclear Power Plants*Yukihisa Hasegawa¹, Norio Atsumi¹, Satoshi Morita¹ (1. The Federation of Electric Power Companies)

11:20 AM - 11:35 AM

[2L06] Application of the dispersed high-powered fuel configuration for the BWR fuel poolKenichi Harada¹, Daisuke Uchiyama¹, Satoru Ishii², *Hideto Yamauchi² (1. CHUBU Electric Power, 2. ChudenCTI)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismic Design, Nuclear Ship

[2L07-11] Inspection and Safety Evaluation Technology of Nuclear Power Plants

Chair:Takashi Matsunaga(NFI)

2:45 PM - 4:10 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[2L07] Surface crack identification technique by eddy current testing with multi coil probe*Masahiro Miki¹, Soushi Narishige¹, Isao Yoshida² (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L08] Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of cable insulating material (2)*Motomu Ishii¹, Hiroaki Fujiyoshi¹, Yoshihiro Isobe¹, Takatoshi Kawashima², Chihiro Urashima³, Tadashi Magari³ (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. Kansai Electron Beam Co., Ltd., 3. Kansai Electric Power Co., Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L09] Development of mechanical model of droplet erosion on turbine blade material*Shohei Kawano¹, Yoshihiro Yoshii¹, Takahiro Kubo¹,Hiromasa Kanome¹ (1. Tohiba Energy Systems &Solutions Corp.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L10] Evaluation of sloshing wave crest impact pressure acting on a fixed roof of cylindrical tank*Yukihiro Toyoda^{1,2}, Yasuki Ohtori² (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2L11] Development of seismic assessment method for FR core*Shinichiro Matsubara¹, Akihisa Iwasaki¹, Kazuteru Kawamura¹, Tomohiko Yamamoto³, Hidenori Harada² (1. MHI, 2. MFBR, 3. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2L12-14] Development of Evaluation Methodology

Chair:Kenta Murakami(Nagaoka Univ. of Tech.)

4:10 PM - 5:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[2L12] Development of Methodology for Fire Propagation and Effect Analysis*Takaki Kato¹, Fumio Kasahara¹, Hajime Kabashima¹ (1. The Secretariat of the Nuclear Regulation)

4:10 PM - 4:25 PM

[2L13] Examination of measurement method of the hardness by Laser Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS)*Koudai Okazaki¹, Tomohiko Kawakami¹, Yuta Abe², Masahiko Ohtaka² (1. Kaken, 2. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[2L14] Investigation of mechanical characterization method with miniature specimen*Yoshiyuki Kawaharada¹, satoshi miyashiro², Yuji Kitsunai¹, masato koshiishi¹, shigeaki tanaka², ryoji obata³, tetsuya toyota³ (1. NIPPON NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CO., 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:40 PM - 4:55 PM

Room M

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1

Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2M01-06] Highly Microstructure Controlled Ceramic

Chair: Tatsuya Hinoki (Kyoto Univ.)

9:45 AM - 11:20 AM Room M (Common Education Bldg. 2 3F No.37)

-
- [2M01] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors
*Katsumi Yoshida¹, Tohru S Suzuki², Koji Maeda³ (1. Tokyo Tech, 2. NIMS, 3. JAEA)
9:45 AM - 10:00 AM
- [2M02] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors
*Ryosuke S. S. Maki¹, Fajar Muhammad¹, Jelena Maletaskic¹, Anna Gubarevich¹, Tatsuya Katabuchi¹, Toyohiko Yano¹, Katsumi Yoshida¹, Tohru S. Suzuki², Tetsuo Uchikoshi² (1. Tokyo Tech, 2. NIMS)
10:00 AM - 10:15 AM
- [2M03] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors
*Tohru S. Suzuki¹, Shota Azuma¹, Tetsuo Uchikoshi¹, Katsumi Yoshida² (1. National Institute for Materials Science, 2. Tokyo Institute of Technology)
10:15 AM - 10:30 AM
- [2M04] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors
*Shota Azuma¹, Tetsuo Uchikoshi¹, Katsumi Yoshida², Tohru S Suzuki¹ (1. National Institute for Materials Science, 2. Tokyo Institute of Technology)
10:30 AM - 10:45 AM
- [2M05] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors
*Shigetaka Maeda¹, Wataru Itagaki¹, Koji Maeda¹, Ryosuke Maki², Katsumi Yoshida² (1. JAEA, 2. TITECH)
10:45 AM - 11:00 AM
- [2M06] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors
*Yuta Shizukawa¹, Koji Maeda¹, Toshihiko Inoue¹, Yoshihiro Sekio¹, Katsumi Yoshida² (1. JAEA, 2.

Tokyo Institute of Technology)

11:00 AM - 11:15 AM

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

[2M07-08] Nuclear Fuel Materials 1

Chair: Sosuke Kondo (Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:55 AM Room M (Common Education Bldg. 2 3F No.37)

-
- [2M07] Development of Corrosion Resistant Coating Technology to Silicon Carbide Fuel Materials (3)
*Ryo Ishibashi¹, Kazushige Ishida¹, Shibata Msatoshi², Takao Kondo² (1. Research & Development Group, Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)
11:20 AM - 11:35 AM
- [2M08] Development of Oxidation Resistant Particle Dispersion SiC Composites
*Tatsuya Hinoki¹, Kanjiro Kawasaki¹, Fujio Shinoda¹ (1. Kyoto University)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[2M09-11] Nuclear Fuel materials 2

Chair: Sho Kano (Univ. of Tokyo)

2:45 PM - 3:35 PM Room M (Common Education Bldg. 2 3F No.37)

-
- [2M09] Effect of secondary hydriding on the bending strength of post-LOCA cladding tube
*Yuji Okada¹, Masaki Amaya¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
2:45 PM - 3:00 PM
- [2M10] Effect of Ion Irradiation on Thermal Hydrogen Desorption in Oxide Film of Zr Alloys
*Katsuhito Takahashi¹, Toru Higuchi¹, Kan Sakamoto¹, Takashi Mutaguchi², Hideo Watanabe² (1. NFD, 2. Kyusyu Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM
- [2M11] Surface orientation dependence of irradiation-induced hardening in Zr-Nb alloys subjected to 3-MeV Zr²⁺ irradiation
*Huilong Yang¹, Sho Kano¹, John McGrady¹, Takayoshi Matsukawa², Dongyue Chen¹, Kenta Murakami³, Hiroaki Abe¹ (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University, 3. Nagaoka University of Technology)
3:15 PM - 3:30 PM

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

[2M12-17] Fuel Behavior in Accidents

Chair: Isamu Sato (Tokyo City Univ.)

3:35 PM - 5:15 PM Room M (Common Education Bldg. 2 3F
No.37)

[2M12] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Masaki AMAYA¹, Masatoshi ITO¹, Kazuma KOMURO¹
(1. Japan Atomic Energy Agency)

3:35 PM - 3:50 PM

[2M13] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Yutaka Udagawa¹, Hiroyuki Murao¹, Miho Suzuki¹,
Masaki Amaya¹ (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2M14] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Takeshi Mihara¹, Yutaka Udagawa¹, Toshiyuki
Suzuki¹, Takuya Yoshida¹, Masaki Amaya¹ (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2M15] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Yoshinori Taniguchi¹, Yutaka Udagawa¹, Yasuyuki
Muramatsu¹, Kenta Hiruta¹, Masaki Amaya¹ (1.
JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2M16] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Takafumi Narukawa¹, Hiroyuki Uehara¹, Masaki
Amaya¹ (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

[2M17] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Kazuo Kakiuchi¹, Takafumi Narukawa¹, Hiroki Obata¹,
Masaki Amaya¹ (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

Room N

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[2N01-05] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

10:30 AM - 11:55 AM Room N (Common Education Bldg. 2 4F
No.42)

[2N01] Construction of fundamental nuclear

characteristics databases of all fissionable
actinide nuclides

*SooJun Barng¹, Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo institute
of Technology)

10:30 AM - 10:45 AM

[2N02] Development of hand motion identification method by deep learning of surveillance camera video

*Kazuyuki Demachi DEMACHI¹, Shi Chen¹ (1. The
University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[2N03] Measuring Isotopic Abundance using Nuclear Resonance Fluorescence

*Mohamed Omer¹, Toshiyuki Shizuma^{1,2}, Ryoichi
Hajima^{1,2}, Mitsuo Koizumi¹ (1. JAEA, 2. QST)

11:00 AM - 11:15 AM

[2N04] Development of Compact Radiation Measurement Equipment for First Response on Nuclear and Radiological Security Event

*Yoshiki Kimura¹, Tetsuya Matsumoto¹, Hirofumi
Tomikawa¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[2N05] Applicability study of Photofission Rate of Reaction Ratio (PFRR) method to identify High Enriched Uranium (HEU) by utilizing the Bremsstrahlung spectrum photon

*KIM WEI CHIN¹, HIROSHI SAGARA¹, REI KIMURA¹ (1.
TokyoTech)

11:30 AM - 11:45 AM

Room O

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

[2O01-04] Tungsten (Radiation Effects)

Chair: Yoshitaka Matsukawa (Tohoku Univ.)

9:45 AM - 10:50 AM Room O (Common Education Bldg. 2 4F
No.46)

[2O01] Thermal diffusivity estimation of tungsten materials neutron irradiated in HFIR RB-19J capsule.

*Masafumi Akiyoshi¹, Lauren M Garrison², Josina Wilna Geringer², Hsin Wang², Yutai Katoh² (1. Osaka Prefecture Univ., 2. ORNL)

9:45 AM - 10:00 AM

[2002] Irradiation effects in tungsten materials for fusion reactors

*Takeshi Miyazawa¹, Lauren M. Garrison², Yutai Katoh², Tatsuya Hinoki³, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. Oak Ridge National Laboratory, 3. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2003] Irradiation effects in tungsten materials for fusion reactors

*Seiya Nishimura¹, Shuhei Oizumi¹, Takeshi Miyazawa¹, Shuhei Nogami¹, Akira Hasegawa¹ (1. Department of Quantum Science & Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University)

10:15 AM - 10:30 AM

[2004] Irradiation effects in tungsten materials for fusion reactors

*Yusuke Sato¹, Daichi Ito¹, Takaya Hattori¹, Takeshi Miyazawa¹, Shuhei Nogami¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2005-08] Blanket Materials

Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.)

10:50 AM - 12:00 PM Room O (Common Education Bldg. 2 4F No.46)

[2005] CO₂ absorption characteristics in the near surface region of high density Li₂ZrO₃ sample

*Masaaki YAMAMOTO¹, Tsubasa TAKEDA¹, Yuma AKITA², Akira TANIKE¹, Yuichi FURUYAMA¹ (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe Univ, 2. Faculty of Maritime Sciences, Kobe Univ)

10:50 AM - 11:05 AM

[2006] Valence electron and chemical state analysis of Be₁₂M (M = Ti/V) beryllides by soft X-ray emission spectroscopy

*Keisuke Mukai¹, Ryuta Kasada², Kiyohiro Yabuuchi¹, Satoshi Konishi¹, Jae-Hwan Kim³, Masaru Nakamichi³ (1. Kyoto University, 2. Tohoku University, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

11:05 AM - 11:20 AM

[2007] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Petr Kurinsky¹, Jae-Hwan Kim¹, Yoshiaki Akatsu¹, Masaru Nakamichi¹ (1. QST, Rokkasho Fusion Institute, Department of Blanket Systems Research, Breeding Functional Materials Development Group)

11:20 AM - 11:35 AM

[2008] Preliminary investigation of process development on mass production system for neutron multipliers

*Jae-Hwan Kim¹, Petr Kurinsky¹, Yoshiaki Akatsu¹, Masaru Nakamichi¹ (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Isotope Effect, Safe Handling)

[2009-12] Tritium process

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

2:45 PM - 3:50 PM Room O (Common Education Bldg. 2 4F No.46)

[2009] Study on hydrogen storage system for hydrogen isotope separation using gas chromatograph

*Norihiko Ikemoto^{1,2}, Tomohiko Kawakami¹, Kazuo Yonehara¹, Yuri Natori¹, Katsuyoshi Tatenuma¹, Masanori Hara² (1. KAKEN Co. Ltd., 2. Univ. of Toyama)

2:45 PM - 3:00 PM

[2010] Continuous tritium recovery campaign from PbLi droplets by Oroshhi-2

*Fumito Okino¹, Teruya Tanaka², Juro Yagi¹, Keisuke Mukai¹, Satoshi Konishi¹ (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Science)

3:00 PM - 3:15 PM

[2011] Experimental investigation of tritium removal by detritiation system in an extraordinary situation

*Yuki Edao¹, Hiroo Asahara¹, Katsumi Sato¹, Yasunori Iwai¹ (1. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[2012] Study on Zr-loading Li rod for T-production in HTGR

*Ryo Okamoto¹, Hideaki Matsuura¹, Yuki Koga¹, Takuro Suganuma¹, Kazunari Katayama², Teppei Otsuka³, Minoru Goto⁴, Shigeaki Nakagawa⁴, Estuo

Ishitsuka⁴, Kenji Tobita⁵ (1. Kyushu Univ. Engineering, 2. Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, 3. Kindai Univ. Faculty of Science and Engineering, 4. JAEA, 5. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Isotope Effect, Safe Handling)

[2013-17] Tritium behavior

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

3:50 PM - 5:10 PM Room O (Common Education Bldg. 2 4F No.46)

[2013] Hydrogen dissolution and conductivity of rare earth oxide

*Kaname Kawaguchi¹, Shinnosuke Jo¹, M. Khalid Hossain¹, Kenichi Hashizume¹, Yuji Hatano² (1. Kyushu Univ., 2. Toyama Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2014] Study on reflection behavior of low energy hydrogen atoms on plasma facing wall

*Shintaro Nakano¹, Ikuji Takagi¹, Yuki Nakagawa¹ (1. Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2015] Measurement of tritium amount in fusion reactor materials

*Hikaru Furuta¹, Yuji Torikai¹, Kazuhiro Kobayashi², Kanetugu Isobe² (1. Ibaraki university, 2. QST)

4:20 PM - 4:35 PM

[2016] Long-term tritium release from fusion reactor materials

*YUJI HATANO¹ (1. Univ. Toyama)

4:35 PM - 4:50 PM

[2017] Development of monitoring method for permeation of tritium in metals to water

*Teppei Otsuka¹, Kenichi Hashizume², Kazunari Katayama², Toshiaki Hiyama² (1. Kindai University, 2. Kyushu University)

4:50 PM - 5:05 PM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

[2018-20] Engineering and design for nuclear fusion (Blanket and plasma facing components)

Chair:Teppei Otsuka(Kindai Univ.)

5:10 PM - 6:00 PM Room O (Common Education Bldg. 2 4F No.46)

[2018] Proposal of electromagnetic noise compensation in time dependent heat flux measurement

*Hiroto Matsuura^{1,2}, Yuya Yamamoto², Hideki Muraoka², Shahinul Md. Islam³, Yousuke Nakashima³, Kenichi Nagaoka⁴ (1. OPU RRC, 2. OPU Eng, 3. U.Tsukuba PRC, 4. NIFS)

5:10 PM - 5:25 PM

[2019] Structural optimization of Three-Surface-Multi-Layered channel with reinforced metal layer on MHD flow field evaluation

*Kenta Muraoka¹, Satoshi Ito¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[2020] Evaluation on creep-fatigue damage of Test Blanket Module under cyclic heat loads

*Wenhai Guan¹, Hyoseong Gwon¹, Hideo Sakasegawa¹, Hisashi Tanigawa¹, Yoshinori Kawamura¹ (1. QST)

5:40 PM - 5:55 PM

[2B01-05] Debris Treatment 2

Chair: Takayuki Nagai (JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 9:30 AM - 10:55 AM Room B (Common Education Bldg. 2 1F No.10)

[2B01] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Kuniyoshi Hoshino¹, Keita Endo¹, Akira Sasahira¹, Tetsuo Fukasawa¹, Takahiro Chikazawa² (1. Hitachi-GE, 2. Mitsubishi Materials)

9:30 AM - 9:45 AM

[2B02] Dissolution Behavior of ZrF_4 in molten LiF-NaF-KF after Fluorination of Fuel Debris

*Haruaki Matsuura¹, Tadayoshi Sato¹, Daisuke Akiyama², Nobuaki Sato² (1. Tokyo City University, 2. Tohoku University)

9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Electrochemical Behavior of Zirconium in Molten $\text{LiCl-KCl-Li}_2\text{O}$ for Fuel Debris Treatment

*Tatsuya Emori¹, Takafumi Uchiyama¹, Haruaki Matsuura¹ (1. Tokyo City University)

10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Electrochemical recovery of Zr from fuel debris using molten $\text{CaCl}_2 - \text{LiCl}$

*Takumi Nagasawa¹, Tatsuya Emori¹, Akihiro Uehara², Haruaki Matsuura¹ (1. Tokyo City University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[2B05] Selective separation of debris in Fukushima accident using inorganic ion exchanger

*Tatsuo Abe¹, Azri Adham¹, Irvin Banjarnahor^{1,2}, Saki Abe¹, Shinko Ito¹ (1. NITTC, 2. Ibaraki Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発 (22) 模擬デブリフッ化試験 (その8)

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(22) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 8)

*星野 国義¹、遠藤 慶太¹、笹平 朗¹、深澤 哲生¹、近沢 孝弘²

¹ 日立GE、² 三菱マテリアル

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する可能性のある破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。これまでUを含む模擬デブリのフッ化試験結果について報告してきたが、今回はPuを含む模擬デブリの試験結果を報告する。

キーワード: FBR、LWR、重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR等の革新炉やLWRの重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。本発表では、チェコ Research Centre Rez (RCR) にて実施したPu含有模擬デブリのフッ化試験の結果について報告する。

2. 実験

フッ化試験体系を図1、フッ化炉内試料ボートの外観を図2に示す。5種類のPuを含む模擬デブリ(UO_2 -Fe-Pu O_2 、 UO_2 -SUS-Pu O_2 、 U_3O_8 -Fe $_2O_3$ -Pu O_2 、 UO_2 -Zr O_2 -Pu O_2 、 UO_2 -Zr O_2 -Fe-Pu O_2)を調製し、試料ボートに装荷し、フッ化試験を実施した。フッ化反応で生じた揮発性フッ化物をコールドトラップ(CT)、不揮発性フッ化物を試料ボート内で回収し、回収物のXRF分析等を実施し、各々のフッ化挙動を評価した。

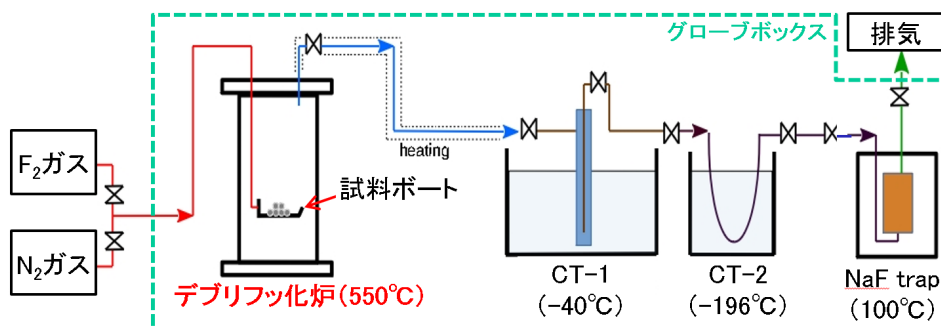


図1. Pu含有模擬デブリのフッ化試験体系

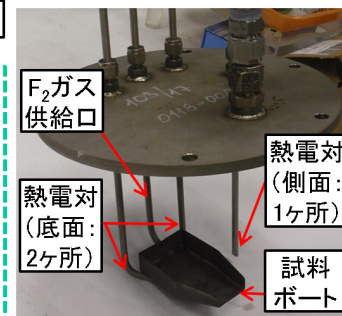


図2. 試料ボート外観

3. 結果・考察

フッ化試験後の試料ボート中粉末は、いずれも白色または薄青緑色であり、XRF分析の結果、Fe、Zrはフッ化物としてはほぼ全量残留していたと考えられる。試料ボート中のUの残留率は、0.3%以下であり、Uは UF_6 としてはほぼ全量揮発したと考えられる。UはPu共存下でも大部分フッ化揮発し、FeやZrの不揮発性フッ化物から分離回収できることが明らかとなった。一方、Puについては、試料ボート中に74%以上残留しており、今回の試験条件において低い揮発率を示した。PuはUよりも揮発性が低い性質を有しているが、Uと同様に反応温度を高く、フッ素濃度が高くなるほど揮発しやすくなるため、反応温度、フッ素流量を増大させることにより、Puの揮発率を向上させることができると考えられる。

参考文献: [1] 深澤ら, 日本原子力学会 2014年春の年会 H56、遠藤ら, 日本原子力学会 2018年秋の大会 1G09

* Kuniyoshi Hoshino¹, Keita Endo¹, Akira Sasahira¹, Tetsuo Fukasawa¹, Takahiro Chikazawa²

¹Hitachi-GE, ²Mitsubishi Materials

本報告は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した平成29年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

燃料デブリのフッ化処理における LiF-NaF-KF 熔融塩へのフッ化ジルコニウムの溶解挙動

Dissolution behavior of ZrF_4 in molten LiF-NaF-KF after fluorination of fuel debris

*松浦 治明¹, 佐藤 忠義¹, 秋山 大輔², 佐藤 修彰²

¹ 東京都市大学, ² 東北大学

燃料デブリの処理法として熔融塩電解による乾式処理法を検討している。同処理法において熔融塩電解プロセスの前工程となる、選択溶解プロセスについて検討している。本研究では、デブリを熔融塩へ導入する際に LiF-NaF-KF(FLiNaK)塩への溶解が懸念される Zr について着目しその溶解挙動を検討した。

キーワード：燃料デブリ、熔融塩、フッ化物、ジルコニウム、溶解

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所での事故により発生した燃料デブリの処理方法が廃炉に向けた課題の一つになっている。処理方法として従来の燃料再処理に用いられている湿式法と比較して臨界管理上の制約が緩和され、オンサイトでの処理も実行できる利点を持つ乾式処理プロセスが期待されている。本研究で検討されている乾式処理プロセスでは、デブリをフッ化後に FLiNaK へ導入し熔融塩電解法を用いて U を取り出す工程が提案されている。フッ化工程に関しては、先行研究が進められており、その一つに U と Zr 共存下でのフッ化が実施された^[1]。その結果から U のフッ化と同時に、 ZrF_4 への Zr のフッ化も確認されたことから、 ZrF_4 の FLiNaK への溶解が懸念されるため、FLiNaK への ZrF_4 の溶解挙動に関して実験を行った。

2. 実験方法

LiF、KF、NaF をそれぞれ 46.5:42:11.5mol%^[2]で混合し、Ar 雰囲気グローブボックス(以下 GB)内の電気炉にて 800℃まで昇温後、6 時間保持して溶解した。炉冷後、固化した試料を取り出し、タングステンカーバイド製のルツボで粉碎して FLiNaK とした。次に、 ZrF_4 をグラッシーカーボン(GC)製のルツボに入れ、作製した FLiNaK を上から被せ熔融塩溶解実験 (MSDE) を行った。温度、濃度を変化させて同様の実験を行い、試料を調製した。濃度は ZrF_4 :FLiNaK=1:99, 3:97, 5:95, 10:90(mol%)とし、温度は 800 および 600℃で実施した。試料を GB 内の電気炉にて温度条件まで昇温させ、6 時間保持後、室温まで炉冷後に試料を取り出した。この試料の上部と下部について、蛍光 X 線分析(XRF)を用いた Zr の定量により FLiNaK 中での Zr の分布を求めた。また、試験後の試料について、示差熱天秤(TG-DTA)で融解、凝固挙動を、X 線回折(XRD)を用いて相関係を調べた。

3. 結果・考察

温度条件 600、800℃では共に試験前後で試料の重量減少があり、TG-DTA で分析した結果 700℃より高温での ZrF_4 の急激な質量減少を確認できた。このことから熔融塩溶解実験を高温で実施すると ZrF_4 が体系外へ消失することが分かった。これにより溶解工程での ZrF_4 の揮発性を利用して温度条件を変化させることで体系外への Zr の分離が可能であることが示唆された。しかし、XRF 分析から試料内に依然として Zr のピークが確認され、全量が系外に消失せず、 ZrF_4 よりも安定な化学形態へ変化し熔融塩へ溶解している可能性も示唆される。別途実施した TG-DTA の結果よりそれらの試料には FLiNaK 以外の複数の凝固点が認められた。加えて、Fig. 1 に示したように、FLiNaK 内に ZrF_4 相は確認できず、代わりに K_3ZrF_7 もしくは Li_3ZrF_7 の結晶相が認められた。TG-DTA で確認された数点の凝固点は K_3ZrF_7 あるいは Li_3ZrF_7 と FLiNaK の共晶によるものだと考えられる。

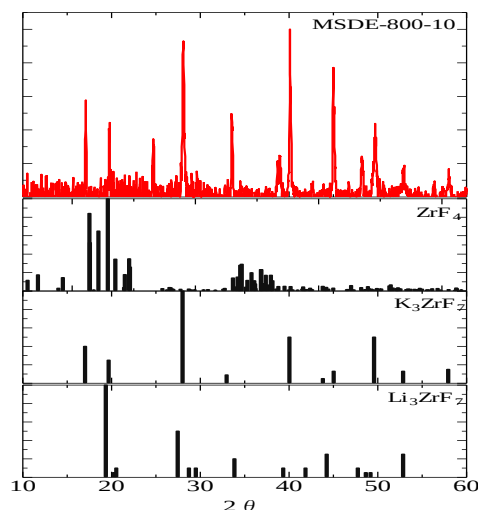


Fig. 1 XRD 結果：熔融塩溶解実験試料
温度条件 800℃、濃度条件 10mol%

参考文献

[1] T.Ono, N.Sato, A.Nezu, T.Uchiyama, H.Matsuura, *ECS Trans.* **75**, 87-93(2016)

[2] Ernest M.Levin, Carl R.Robbins, Howard F.McMurdie, *Phase Diagram for Ceramists* 432 (1964)

本研究は JSPS 科研費 JP15K0665 と「物質・デバイス領域共同研究拠点」における「人・環境と物質をつなぐイノベーション創出ダイナミック・アライアンス」の次世代若手共同研究プログラムの助成による成果の一部である。

* Haruaki Matsuura¹, Tadayoshi Sato¹, Daisuke Akiyama² and Nobuaki Sato²

¹Tokyo City Univ., ²Tohoku Univ.

燃料デブリ処理を目的とした溶融 LiCl-KCl-Li₂O 中の Zr の電気化学的挙動

Electrochemical behavior of zirconium in molten LiCl-KCl-Li₂O for fuel debris treatment

*江森 達也¹、内山 孝文¹、松浦 治明¹

¹ 東京都市大学

2011 年の東日本大震災による福島第一原発事故によって発生した燃料デブリの処理方法として選択フッ化及び溶融塩電解法が検討されている。この処理プロセスにおける溶融塩電解法に着目し前段でのジルコニウムの電解回収を目的として、その溶融塩中におけるジルコニウムの電気化学的挙動を調査した。酸化物イオン量がジルコニウムの電解回収に影響を及ぼしていることが示唆された。

キーワード：燃料デブリ，電気化学，溶融塩電解，塩化物溶融塩，ジルコニウム

1. 緒言

東日本大震災による福島第一原子力発電所の事故により発生した燃料デブリの処理方法として、選択フッ化及び溶融塩電解法を検討してきた。本研究では、選択フッ化、選択溶解、溶融塩電解法という処理プロセス中で溶融塩電解法に着目した。溶融塩電解法では電極上にウランのみを分離回収することが最終目標であるが、ジルコニウムイオンが浴中に存在した場合に分離回収に影響を与える可能性があるため、前段のプロセスでジルコニウムを電解回収する必要がある。デブリ処理を想定してフッ化物及び酸化物イオン共存下でのジルコニウムの電気化学的挙動を調査した。

2. 実験

電気化学測定は、東京都市大学原子力研究所のアルゴン雰囲気下のグローブボックス内に設置されている電気炉で、LiCl-KCl に ZrF₄ を 3.5wt% 加え、酸素源に Li₂O を 1,3,5 mol% とそれぞれ添加し 873 K に加熱、作用極に 2 mmΦ の Mo 棒、対極に 2mmΦ のジルコニウム棒、参照極に銀-塩化銀電極、容器はアルミナつばを用いて行った。測定方法は、サイクリックボルタンメトリー(CV)及び定電位電解法(PE)を用いた。

3. 結果と考察

溶融 LiCl-KCl-Li₂O(1mol%)-ZrF₄ 中の CV を Fig. 1 に示す。

Fig. 1 より -0.8 V 付近に緩やかな電流密度の増加及び -1.9 V 付近に還元反応の電流密度のピークが見られるが、こちらは Zr⁴⁺/Zr²⁺ → Zr²⁺/Zr⁰ の段階的な還元反応機構であると考えられる。また、測定は走査サイクル数を 3 回としたが、Li₂O 濃度 1mol% の場合において、走査サイクル数を重ねる毎に還元反応における電流密度の増加が見られ、酸化反応に関する電流密度は走査サイクル数に依らず一定となった。還元反応及び酸化反応の電流密度のバランスに着目すると、酸化反応の電流密度は還元反応の電流密度に比べて常に上回っていることから酸化物の添加によって減少した溶解性の Zr イオンが電極周囲では増加し、還元反応の電流密度増加に寄与したと考えられる。よって、Li₂O 濃度 1mol% においては、還元反応の進行が示唆された。

当日は、Li₂O 濃度が 3mol% 以降の CV 及び PE の結果を示す予定がある。

[1] 飯塚政利, 電力中央研究所 柏江研究所 研究報告書 T98001, 23, 1998

本研究は、JSPS 科研費 JP15K06665 による成果である。

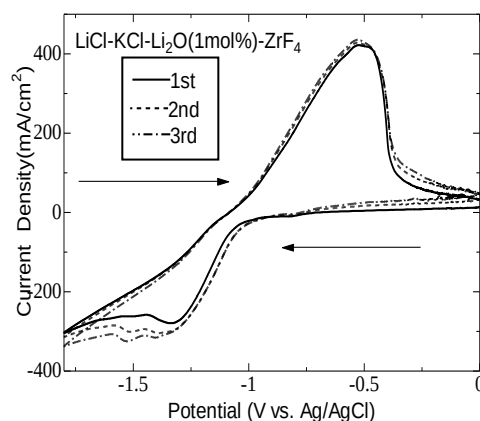


Fig.1 CV for molten LiCl-KCl containing 3.5wt% ZrF₄ and 1mol% Li₂O. ScanRate: 100 mV/s. Cycle: 3.

*Tatsuya Emori¹, Takafumi Uchiyama¹, Haruaki Matsuura¹

¹Tokyo City University

溶融 $\text{CaCl}_2\text{-LiCl}$ を用いた燃料デブリ中 Zr の電気化学的回収

Electrochemical recovery of Zr from fuel debris using molten $\text{CaCl}_2\text{-LiCl}$

*長澤巧弥¹、江森達也¹、上原章寛²、松浦治明¹

¹ 東京都市大学、² 量子科学技術研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所事故によって燃料デブリが生成し、この処理方法として溶融塩電解法を応用した方法が提案されている。本研究では $\text{CaCl}_2\text{-LiCl}$ 浴を用いて Zr の電気化学的挙動の調査を行った。Zr の還元が Ca との合金として貴側で生じることを確認した。

キーワード：燃料デブリ、溶融塩、電気化学、ジルコニウム、 $\text{CaCl}_2\text{-LiCl}$

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故によって燃料デブリが生成し、燃料デブリ中ウランの選択的回収の際に、乾式による溶融塩電解法を応用した方法が提案されている。燃料デブリ処理の際に、燃料デブリ中のジルコニウムがウランの酸化還元電位より貴側で還元するため、ウランの選択的回収が行えず、その前段階として、ジルコニウムの回収の必要がある。本研究では、 $\text{CaCl}_2\text{-LiCl}$ 浴を用いたジルコニウムの電気化学的挙動の調査を行った。

2. 実験方法

アルゴン循環グローブボックス内で、 CaCl_2 と LiCl を共晶組成比(35:65)で秤量し 700°C で溶融させ、その塩に ZrF_4 を 1wt% 添加した。このとき添加した ZrF_4 は、99.9% 濃度の標準試料を用いた。添加後、作用極（モリブデン 2mm）、参照極（ LiCl-KCl-AgCl ）、対極（グラッシーカーボン 5mm）の 3 本の電極をセットし、電気化学アナライザーを用いて温度 600°C で電気化学測定を行った。測定方法はサイクリックボルタンメトリー法（以下 CV）とリニアスイープボルタンメトリー法（以下 LSV）を用いた。

3. 結果と考察

まず始めに浴塩のみでの CV 測定を行ったところ、Ca の還元が -2.2V より行われていることを確認した。次に $\text{CaCl}_2\text{-LiCl}$ 浴に ZrF_4 を 1wt% 添加し測定を行ったところ、 $\text{Zr(IV)} \rightarrow \text{Zr(II)}$ の還元反応が -0.77V 、酸化反応が -0.18V 、 $\text{Zr(II)} \rightarrow \text{Zr(0)}$ の還元反応が -0.90V 、酸化反応が -0.83V で確認できた。そして Ca の還元が浴塩のみと比べて 1.0V 貴側で見られるようになった。これは別途実施している LiCl-KCl 浴を用いた実験結果[1]と大きく異なる特徴である。 $\text{CaCl}_2\text{-LiCl}$ 浴に ZrCl_4 を用いて測定を行った場合も Ca の還元電位が貴側へ移行したことを確認した。その結果より Ca の貴側への移行はフッ化物イオンの影響ではなく Zr の影響であると考えられる。Zr の還元の様相を詳しく知るために、定電位電解直後に酸化電位へ走査を行う LSV を用いて酸化挙動の確認を行い、図 1 の結果が得られた。この結果から -0.90V より卑な電位にて電解した時、2つのピークが -0.70V から -0.60V の間に確認されるようになった。これは $\text{Zr(II)} \rightarrow \text{Zr(0)}$ の還元の際に Ca が共に還元されている可能性を示唆している。 ZrF_4 は ZrCl_4 に比べ $\text{CaCl}_2\text{-LiCl}$ 浴に対する共存性を上げる効果は認められたが、ジルコニウムの電解還元はかなり貴な電位にて開始され Ca の合金として回収されるため、この特徴がウランとの電解による分離に有利に働くかどうかは更なる検討が必要である。

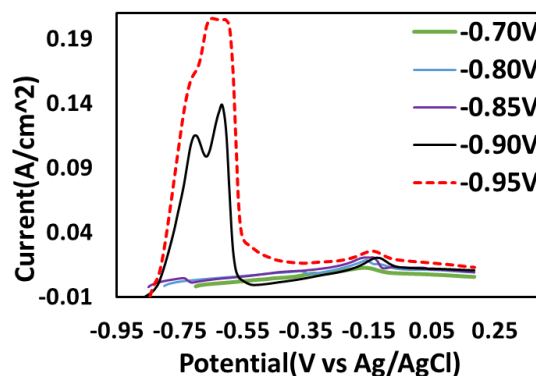


図 1 ZrF_4 を 1wt% $\text{CaCl}_2\text{-LiCl}$ 浴に添加した場合の定電位電解直後に酸化側に電位を走査した際の電流変化

参考文献

[1] 江森達也他、2019 年日本原子力学会春の年会

*Takumi Nagasawa¹, Tatsuya Emori¹, Akihiro Uehara², Haruaki Matsuura¹

¹Tokyo City University, ² National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.

福島事故で発生したデブリの無機イオン交換体を用いた選択的分離 タングステンを含むイオン交換体について

Selective separation of debris in Fukushima accident using inorganic ion exchanger

About tungsten-containing ion exchanger

*阿部達雄¹、アズリアダハム¹、イルビンバンジャルナホー^{1,2}、阿部咲葵¹、伊藤眞子¹

¹鶴岡工業高等専門学校, ²茨城大学

福島第1原発事故において生成したデブリの処理法を見つけるため、放射性の強いストロンチウムなどを選択的に分離し、さらに有用な白金族などの分離が可能な無機イオン交換体を作製できるか検討した。無機イオン交換体は、タングステンなどを中心にいくつかの元素を組み合わせで合成を行った。

キーワード：無機イオン交換体, デブリ

1. 緒言

東日本大震災にともなう福島第一原発の事故において、デブリと呼ばれる物質が生成しこの処理法を見つけることが課題となっている。無機イオン交換体は、高い耐熱性および耐放射線性を有しており [1]、既に高レベル放射性廃棄物の吸着分離技術として開発されている [2]。また、複数の元素を含む無機イオン交換体は、様々な機能を有していることが報告されている [3]。本研究では、大気圧非平衡プラズマなどの技術により化学変換・酸溶解されたものから放射性の強いストロンチウム (Sr) などを選択的に分離することを目的とした。この研究では、アンチモン (Sb)、スズ (Sn)、タングステン (W) およびモリブデン (Mo) を含む無機イオン交換体を合成し、Sr の選択性を調べると同時に白金族元素の分離などの検討も行った。

2. 方法

2-1. 無機イオン交換体の作成

モリブデン酸アンチモン (SbMoA) を合成するために SbCl₅ と MoCl₅ を比率 1 : 1 モルとしてモリブデン酸アンチモン (SbMoA) を合成した。アンチモン酸スズ (SnSbA)、スズ酸 (SnA)、タングステン酸スズ (SnWA) およびタングステン酸モリブデン (WMoA) についても同様に合成した。

2-2. 吸着試験

ストロンチウム (Sr)、鉄 (Fe)、モリブデン (Mo) を各 10 mg/L 含む 10 mL の溶液中にイオン交換体 0.1 g を入れ、24、48 時間後に溶液を 1 mL サンプルングした。塩酸濃度は、0.1、0.3、1.0 mol/L とした。各溶液の濃度は、ICP 発光分光分析により測定した。白金族元素も同様に吸着試験を行った。

3. 結果および考察

SnSbA は、Sr と Fe の吸着率が最も高く、Sr の吸着については既報と同様の高い性能がみられた [2]。WMoA は、Sr と Fe と Mo の吸着率が最も低かったが、Pd の吸着が比較的高かった。今回合成した交換体では、Sb が含まれる交換体のみが Sr をよく吸着し、W を含む交換体は Pd に対する高い選択性を示した。

参考文献

- [1] 妹尾学, 阿部光雄, 鈴木喬, 「イオン交換」, 講談社 (1991)
- [2] 大野康晴, 東亜合成グループ研究年報 TREND, 18, 3 - 7 (2015)
- [3] Naushd, M., Ion Exchange letters, 2, 1 - 14 (2009)

* Tatsuo Abe¹, Azri Adham¹, Irvin Banjarnahor^{1,2}, Saki Abe¹, and, Shinko Ito¹

¹National Institute of Technology, Tsuruoka College, ²Ibaraki Univ. 本研究は JSPS 科研費 16H04628 の助成を受けました。

[2B06-09] Vitrification 1

Chair: Hinai Hiroshi (JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 10:55 AM - 12:00 PM Room B (Common Education Bldg. 2 1F No.10)

[2B06] Separation of Platinum Group Metals from Nitric Acid Solution using Ionic Liquids containing TDGA Extractant

*Haruka Oosugi¹, Tadayuki Takahashi^{1,2}, Tatsuya Ito¹, Seong-Yun Kim¹ (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

10:55 AM - 11:10 AM

[2B07] Separation of Platinum Group Metals from Nitric Acid Solution using Functionalized Ionic Liquid having Sulfur-containing Amide Acid Structure

*Tatsuya Ito¹, Haruka Oosugi¹, Tadayuki Takahashi^{1,2}, Seong-Yun Kim¹ (1. Tohoku Univ. , 2. JNFL)

11:10 AM - 11:25 AM

[2B08] Correlation analysis between platinum group elements in the simulated waste glass by imaging XAFS

*Yoshihiro Okamoto¹, Takayuki Nagai¹, Hideaki Shiwaku¹ (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[2B09] Investigation of platinum group compounds generated in the vitrification process

*Takayuki Nagai¹, Yoshihiro Okamoto¹, Hideaki Shiwaku¹, Daisuke Akiyama², Nobuaki Sato² (1. JAEA, 2. IMRAM, Tohoku Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM

TDGA 型抽出剤含有イオン液体を用いた硝酸溶液からの白金族元素の分離

Separation of Platinum Group Metals from Nitric Acid Solution using Ionic Liquids containing TDGA
Extractant

*大杉 遥¹, 高橋 正幸^{1,2}, 伊藤 辰也¹, 金 聖潤¹

¹東北大学, ²日本原燃(株)

高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素を選択的に分離・回収するため、抽出剤として新たに合成した MPE-TDGA (*N,N'*-dimethyl-*N,N'*-di-2-phenylethyl-thiodiglycolamide) を含有するイオン液体抽出系による白金族元素の抽出特性を検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、白金族元素、イオン液体、溶媒抽出

1. 緒言 使用済み原子燃料の再処理において発生する高レベル放射性廃液 (HLLW) はガラス固化を施し、地層処分される計画となっている。しかし、資源の有効利用及び高レベル放射性廃棄物処分の負荷軽減の観点から、HLLW からの有用元素の効率的な分離・回収技術の開発が望まれている。比較的生成量の多い核分裂生成物である白金族元素は、有用な希少元素であり、資源としての有効利用が期待されている。そこで、安全性に優れ、環境調和型溶媒と称されるイオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し、HLLW からの白金族元素分離の検討を行い、効果的かつ選択的な分離が可能であることを報告してきた[1]。本研究では、白金族元素を選択的に分離・回収するため、抽出剤として新たに合成した MPE-TDGA (図 1) を含有するイオン液体 ([Bmim][NTf₂]) 抽出系における硝酸溶液からの白金族元素の抽出特性について検討した。

2. 実験 所定濃度の MPE-TDGA を含有するイオン液体を用いて、金属元素を各 5 mM ずつ含む硝酸溶液でバッチ抽出試験を行った。イオン液体は [Bmim][NTf₂] (1-Butyl-3-methylimidazolium bis(trifluoromethylsulfonyl)imide) を用いた。抽出前後の水溶液中の金属濃度を ICP-AES で測定し、抽出率 (E_{Metal}) を求めた。

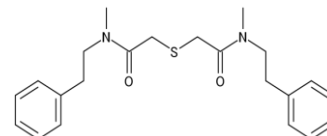


図 1. MPE-TDGA の構造

3. 結果 50 mM の MPE-TDGA を含有したイオン液体 [Bmim][NTf₂]による Ru(III)、Rh(III)及び Pd(II)の抽出の初期硝酸濃度依存性を図 2 に示す。MPE-TDGA を含有した [Bmim][NTf₂]は、全ての硝酸濃度において Pd(II)のほぼ全量を抽出した。これに対し、Ru(III)及び Rh(III)はほとんど抽出されなかったが、Ru(III)の抽出率は硝酸濃度の上昇に伴い若干の増加がみられた。[Bmim][NTf₂]のみを用いた場合、白金族元素はほとんど抽出されないため、Pd(II)は MPE-TDGA によって抽出されたと考えられる。よって、MPE-TDGA を含有した [Bmim][NTf₂]を用いることで HLLW 中から Pd(II)を選択的に分離可能であると考えられる。以上の結果に加え、時間依存性、温度依存性、模擬 HLLW を用いた場合の白金族元素の抽出選択性などの特性について報告する。

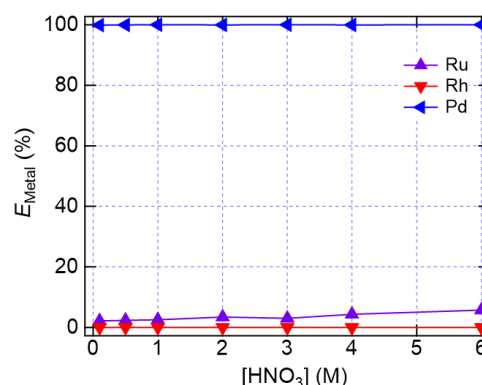


図 2. MPE-TDGA を含有した [Bmim][NTf₂] による Ru(III)、Rh(III)及び Pd(II)の抽出に対する初期硝酸濃度の影響
([HNO₃]: 0.1 ~ 6 M, [MPE-TDGA]: 50 mM
[Metal]: 5 mM, Temp.: 25 °C, Time: 1 h,
V_{aq}: V_{IL} = 1 mL:1 mL)

参考文献

[1] 高橋正幸、伊藤辰也、金聖潤、日本原子力学会 2017 年春の年会、1L02 (2017).

*Haruka Oosugi¹, Tadayuki Takahashi^{1,2}, Tatsuya Ito¹ and Seong-Yun Kim¹

¹Tohoku Univ., ²Japan Nuclear Fuel Limited.

硫黄含有アミド酸構造を有する機能性イオン液体を用いた 硝酸溶液からの白金族元素の分離

Separation of Platinum Group Metals from Nitric Acid Solution using Functionalized Ionic Liquid having
Sulfur-containing Amide Acid Structure

*伊藤 辰也¹, 大杉 遥¹, 高橋 正幸^{1,2}, 金 聖潤¹

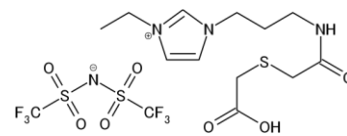
¹東北大学, ²日本原燃

高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素を分離・回収するため、新たに硫黄含有アミド酸構造を有する機能性イオン液体を合成し、硝酸溶液からの白金族元素（Ru、Rh 及び Pd）の分離を検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液，白金族元素，機能性イオン液体，溶媒抽出

1. 緒言 高レベル放射性廃液（HLLW）に含まれている白金族元素は有用元素の有効利用という観点、またガラス固化の操作性を低下させることから分離・回収技術の開発が期待されている。そこで、高い安全性と効率を両立した核種分離プロセスを開発するため、疎水性イオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し、1-Butyl-3-methylimidazolium Nonafluorobutanesulfonate 及び 1-Methyl-3-dioctylaminopropylimidazolium Bis(trifluoromethanesulfonyl)imide を用いた硝酸水溶液中からの白金族元素の抽出特性を明らかにしてきた[1,2]。両者ともイオン液体自体が白金族元素の抽出能を有しており、低硝酸濃度領域において抽出率が高いが、HLLW の硝酸濃度範囲である 2 M（M = mol/L）程度において抽出率が低下する傾向にあった。そこで本研究では、白金族元素に対し親和性が高いチオグリコール酸誘導体に着目し[3,4]、その構造を導入したイオン液体 TDGAA-IL(NTf₂)を合成して、硝酸水溶液中からの白金族元素の抽出特性について検討した。

2. 実験 TDGAA-IL(NTf₂)（図 1）は 1-(3-Aminopropyl)imidazole と Ethyl bromide から得た 1-Ethyl-3-(3-aminopropyl)imidazolium bromide に Thiodiacetic acid anhydride を用いてチオグリコール酸構造を導入した後、Bis(trifluoromethanesulfonyl)imide（[NTf₂]⁻）塩を用いたアニオン交換によって合成した。図 1. TDGAA-IL(NTf₂)の構造



3. 結果 Ru(III)、Rh(III)及び Pd(II)の抽出に対する初期硝酸濃度の影響を、抽出前後の金属イオン濃度から計算した分配比 D_{Metal} を用いて図 2 に示す。TDGAA-IL(NTf₂)は Pd(II)に対する抽出選択性が非常に高く、Ru(III)及び Rh(III)の抽出は硝酸濃度の増加とともに増加する傾向を示した。また、硝酸濃度 2 M 付近の抽出率も先行研究より向上していた[3,4]。さらに、Ru(III)及び Rh(III)の抽出平衡到達もチオグリコール酸構造を用いた吸着剤より早かった。以上に加え、温度依存性や選択性等の抽出特性について報告する。

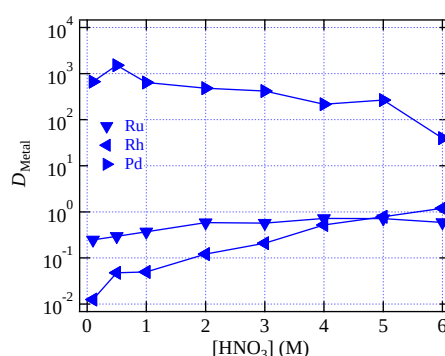


図 2. TDGAA-IL(NTf₂)による白金族元素抽出に対する初期硝酸濃度の影響
([HNO₃]: 0.1 ~ 6 M, [Metal]: 5 mM, Time: 1 h, Temp.: 25 °C, Phase ratio: 1:1)

参考文献

- [1] 高橋正幸、他、日本原子力学会 2017 年春の年会、1L02 (2017).
- [2] 大杉遥、他、日本原子力学会 2018 年秋の大会、1G05 (2018).
- [3] 伊藤辰也、他、2015 年日本イオン交換学会・日本溶媒抽出学会連合年会、IO-13 (2015).
- [4] T.Ito, S.-Y. Kim, *J. Ion Exchange*, **29**(3), 97-103 (2018).

*Tatsuya Ito¹, Haruka Oosugi¹, Tadayuki Takahashi^{1,2}, Seong-Yun Kim¹

¹Tohoku Univ., ²JNFL

イメージング XAFS によるガラス中白金族元素の相関解析

Correlation analysis between platinum group elements in the simulated waste glass by imaging XAFS

*岡本 芳浩¹, 永井 崇之¹, 塩飽 秀啓¹

¹原子力機構

ガラス固化体中の元素間の相関について解明するために、イメージング XAFS を利用した異種元素間の相関解析を、ホウケイ酸ガラス中の元素に対して適用した。本報告では、これまでの Ru-Rh 間の解析結果に加えて、モリブデンやパラジウムへと解析を拡張した。

キーワード：イメージング XAFS、元素間相関解析、ガラス固化、模擬廃棄物ガラス

1. 緒言 我々は、ガラス固化試料の分析に放射光を利用しているが、イメージング XAFS 分析技術の開発を並行して進め、積極的に利用している。イメージング XAFS は、通常の XAFS が空間的に 0 次元分析なのに対して、それを 2 次元に拡張するものであり、XAFS が元来有する元素選択性に、空間分解能を付加する。ここで紹介する異種元素間相関解析は、イメージング XAFS 分析の拡張版であり、元素の分布情報に基づいて、XAFS スペクトルを選別して抽出する新しい手法である。これまでに、ガラス固化試料中の Ru 及び Rh 元素の分布に基づく相関解析を行い、Rh 元素の化学形が Ru との分布相関による影響を強く受けていることを明らかにした[1]。本研究では、この手法をそのほかの元素間の組み合わせに解析を拡張し、相関の有無とその詳細を調べた。

2. 実験 試験対象は、ホウケイ酸ガラスに従来の 25wt% (Na₂O : 10wt%、FP 等 : 15wt%) よりも大幅に多い 35wt% (Na₂O : 14wt%、FP 等 : 21wt%) の模擬廃液成分を充填したもので、小型炉を使用した流下試験から採取したものを板状に切り出して使用した。イメージング XAFS 測定は、対象元素を Zr、Mo、Ru、Rh 及び Pd として、高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設の BL-27B ステーションで実施した。

3. 結果及び考察 イメージング XAFS 分析から得られた透過 X 線画像 (CCD) 及び各元素のマッピングを図 1 に示す。これらの分布をもとに元素間の相関について調べ、以下の傾向が見出した。

(1)Mo 元素と Zr 元素の間には正の相関があるが、イエローフェーズに限っては、相関が無い、あるいは緩やかな負の相関が認められる。Mo 元素と白金族元素と間に相関は無い。

(2)Rh 元素は、その化学形が酸化物の場合には Ru 元素と明瞭な相関があるが、金属の場合に Pd 元素との相関が強くなる傾向が認められた。

これらの分析手法は、多成分系における元素相関性を解明する技術として、有用と考える。

参考文献

[1] 岡本芳浩他、日本原子力学会和文論文誌、16(4),180-190(2017).

*Yoshihiro Okamoto¹, Takayuki Nagai¹ and Hideaki Shiwaku¹

¹Japan Atomic Energy Agency

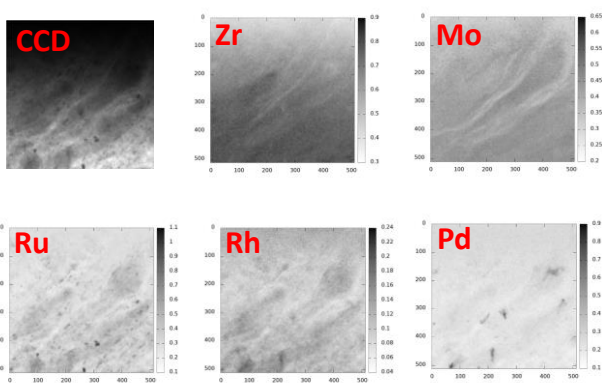


図1 イメージング XAFS による透過 X 線画像 (CCD) 及び各元素のマッピング

ガラス固化プロセスにおける白金族化合物の化学挙動

(2) 生成 Pd 化合物の状態変化

Investigation of platinum group compounds generated in the vitrification process

(2) Change of chemical form of generated palladium compounds

*永井崇之¹, 岡本芳浩¹, 塩飽秀啓¹, 秋山大輔², 佐藤修彰²

¹原子力機構, ²東北大多元研

PdO は, ガラス固化プロセス環境条件で NaNO_3 や希土類硝酸塩の脱硝物と反応して複合酸化物を生成する. 本研究は, 高レベル放射性廃液成分である $\text{Pd}(\text{NO}_3)_2$ を対象に Pd 化合物の熱分解挙動, 共存する希土類硝酸塩の脱硝物との Pd 化合物生成, 熔融ガラス中での Pd 化合物の還元状態を確認した.

キーワード: ガラス固化, パラジウム, 希土類元素, ナトリウム, TG-DTA, XRD, XAFS

1. 緒言 ガラス固化プロセスにおいて, 高レベル放射性廃液に含まれる Ru, Rh, Pd は熔融ガラス相と分離し, RuO_2 や Rh-Pd 合金等の粒子を形成する. これまで白金族化合物の化学挙動を解明するため, RuO_2 生成メカニズム^[1]を参考に当該プロセスにおける Ru 化合物の化学形態^[2]や, 熔融ガラス中で RuO_2 と共存する Rh が RhO_2 となること^[3,4]を明らかにした. 本研究は, $\text{PdI}_2\text{-NaNO}_3$ から Na_2PdO_2 生成を確認した研究^[5]を参考に, 廃液成分である $\text{Pd}(\text{NO}_3)_2$ 等を対象とし, ガラス固化プロセスにおける Pd 化合物の状態変化を調査した.

2. 実験 $\text{Pd}(\text{NO}_3)_2$ を Ar ガス, 乾燥空気, O_2 ガス掃気条件で TG-DTA 測定し, 熱分解挙動を確認した. 次に, 大気中 600°C 脱硝した $\text{Pd}(\text{NO}_3)_2$ と希土類硝酸塩水和物 ($\text{La}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, $\text{Ce}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, $\text{Nd}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$) の混合試料を O_2 ガス掃気条件で $1,000^\circ\text{C}$ 加熱し, 加熱後試料を XRD 同定した. その後, 合成した Pd 化合物を添加したガラス原料を $1,000 \sim 1,150^\circ\text{C}$ 加熱し, 冷却後のガラス試料を XAFS 測定した.

3. 結果 $\text{Pd}(\text{NO}_3)_2$ の TG-DTA 結果から, PdO は O_2 ガス環境下でも 900°C 付近で金属化し (図 1), O_2 分圧が高くなるに伴い脱硝温度や金属化温度が上昇することを確認した. 希土類硝酸塩脱硝物と PdO の混合試料を $1,000^\circ\text{C}$ 加熱すると, La-Pd 化合物, Nd-Pd 化合物 (図 2) が生成するが, Ce-Pd 化合物は生成しないことを確認した. Pd 化合物を添加したガラス原料を $1,150^\circ\text{C}$ 加熱すると, ガラス中の Pd は金属に還元し, $1,000^\circ\text{C}$ 加熱ではガラス中に Pd 化合物が残留する可能性が推察された. なお, $\text{Nd}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ と $\text{Pd}(\text{NO}_3)_2$ の混合物試料を 700°C 加熱すると, Nd-Pd 化合物が生成することを確認している.

4. 結言 廃液中の Pd は, 加熱過程で Nd 等との化合物生成が予想されるものの, $1,150^\circ\text{C}$ の熔融ガラス中で金属化することを確認した.

参考文献

[1] H. Boucetta, et al., *Inorg. Chem.*, **51** (2012) 3478-3489.

[3] 岡本, 他, 原子力学会 2016 年秋の大会, 1G14.

[5] 澤田, 他, 原子力学会 2010 年秋の大会, B52.

[2] 永井, 他, 原子力学会 2016 年秋の大会, 1G12.

[4] 永井, 他, 原子力学会 2017 年秋の大会, 2A24.

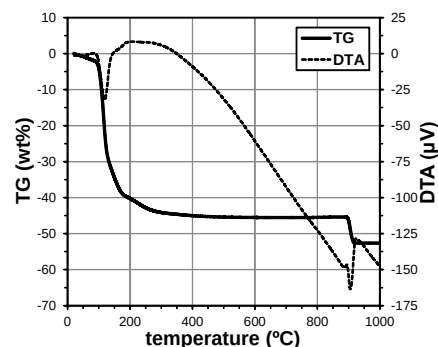


図 1 O_2 ガス掃気条件での $\text{Pd}(\text{NO}_3)_2$ の TG-DTA 結果

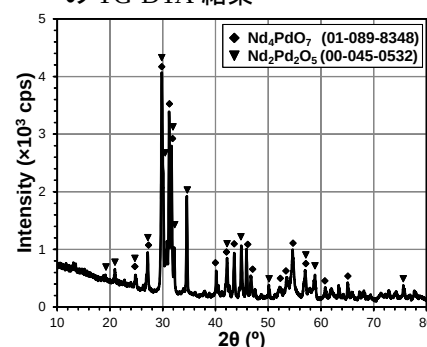


図 2 1000°C 加熱後の硝酸塩脱硝物混合試料(Nd/Pd=2)の XRD 結果

本報は, 物質・デバイス領域共同研究拠点における共同研究による成果を含む. また, 放射光 XAFS 測定は, 大型放射光施設 SPring-8 利用実験課題 2016A3504, KEK-PF 放射光共同利用実験課題 2017G049 にて実施した.

*Takayuki Nagai¹, Yoshihiro Okamoto¹, Hideaki Shiwaku¹, Daisuke Akiyama², Nobuaki Sato²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Inst. Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ.

[2B10-14] Treatment of Contaminated Water and Soil

Chair: Yoshihiro Okamoto(JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room B (Common Education Bldg. 2 1F No.10)

[2B10] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

*Daisuke Sato^{1,2}, Hiroshi Hinai^{1,2}, Atsuhiko Shibata^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2}, Kazunori Nomura^{1,2}, Masato myodo^{1,2} (1. JAEA, 2. IRID)

2:45 PM - 3:00 PM

[2B11] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

*Hiroshi Hinai^{1,2}, Daisuke Sato^{1,2}, Masato Myodo^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2}, Atsuhiko Shibata^{1,2}, Kazunori Nomura^{1,2} (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

3:00 PM - 3:15 PM

[2B12] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization (1)

*Tsuyoshi Arai¹, Aiki Watanabe¹, Fumihiro Kato¹, Masahiro Mouri¹, Akane Usui², Takashi Ohnishi², Kosuke Tanaka², Minoru Matsukura³, Hitoshi Mimura³ (1. Shibaura Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Union Showa K.K.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2B13] Reaction rate analysis of Cs removal reaction from contaminated soil using subcritical water treatment

*Tatsuya Fukuda¹, Ryo Takahashi¹, Xiangbiao Yin¹, Yusuke Inaba¹, Miki Harigai¹, Masahiko Nakase¹, Kenji Takeshita¹ (1. Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[2B14] Fundamental study for analysis of Np-237 by ICP-MS / MS

*Maho Iwasaki¹, Tatsuya Suzuki², Tomoo Yamamura³, Kenji Konashi⁴, Yasuyuki Shikamori⁵, Shinichi Noguchi¹ (1. JAEA, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Kyoto University, 4. Tohoku University, 5. Agilent Technologies Japan)

3:45 PM - 4:00 PM

福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査

(6)除染装置スラッジの性状分析

Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

(6) Analysis for characterization of sludge generated from decontamination device

*佐藤 大輔^{1,2}, 比内 浩^{1,2}, 明道 栄人^{1,2}, 駒 義和^{1,2}, 柴田 淳広^{1,2}, 野村 和則^{1,2}

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 国際廃炉技術研究開発機構 IRID

福島第一原子力発電所において、汚染水処理により発生した除染装置スラッジが貯蔵されている。このスラッジを発電所内移送する計画があり、移送手段等の検討のため実試料の性状の把握が必要となっていた。今回、少量採取された実スラッジ試料を用い、移送設備の設計に必要なデータを取得した。

キーワード：福島第一原子力発電所 水処理二次廃棄物 除染装置スラッジ 性状分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所において発生した放射性汚染水からの Cs や Sr の除去を目的とした除染装置が配置、運転された。この除去処理により発生した凝集沈殿物(以後、「除染装置スラッジ」という)が建屋の地下貯槽に貯蔵されているが、津波による外部への流出や貯槽からの建屋内への漏洩といったリスクを回避するため、スラッジの地下貯槽からの抜き出し及び別保管場所への移送が計画されている。除染装置スラッジは地下貯槽に長期間貯蔵されており、スラッジ下層部の圧密による硬化や放射線による変質などが懸念される。このため、除染装置スラッジの移送前に現在の性状を把握しておくことが重要である。移送等に関してはスラッジの水への分散や再沈降といった事象が特に重要となってくることから、今回、それに関する性状として、除染装置スラッジの沈降性及び粒度分布に関連するデータを取得した。

2. 除染装置スラッジ沈降性等の観察と粒度分布測定

実スラッジ試料は少量でも高線量であったため、観察等は遮蔽セルでの遠隔操作により行った。はじめに、バイアル瓶中のスラッジの観察を行い、振盪による固形分と上澄み水の混合具合を確認した。次に、有栓メスシリンダーにスラッジと上澄み水を一定量加え、十分攪拌することでスラッジを分散させた後、スラッジの沈降状況を観察した。また、スラッジの一部を分取し、純水で希釈し、フィルター上で乾燥後、マイクロスコプで撮影を行い、画像解析法により粒度分布を測定した。

3. 結果

バイアル瓶中のスラッジ観察の結果、スラッジ固形分は沈降・堆積し、上部には上澄み水が観察された。バイアル瓶を横倒しにしてもスラッジ堆積層は崩れないが、バイアル瓶を振盪することで、固形分と上澄み水が混合できることを確認した。有栓メスシリンダー中での観察では、スラッジは攪拌後に静置させると緩やかに再沈降することが確認できた(図 1)。粒度分布測定の結果、スラッジの粒子数では 1~3 μm 程度の粒子が 60 % 以上であり、小さな粒子の個数割合が大きいことが分かった(図 2)。今回、除染装置スラッジの沈降性及び粒度分布などがはじめて取得され、東京電力により移送設備等の具体的な設計が進められている。※本件は、経済産業省/平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発)」に係る補助事業の成果の一部である。

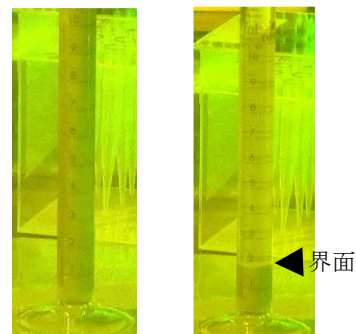


図 1 攪拌直後(左)と静置後 1 時間(右)のスラッジの様子

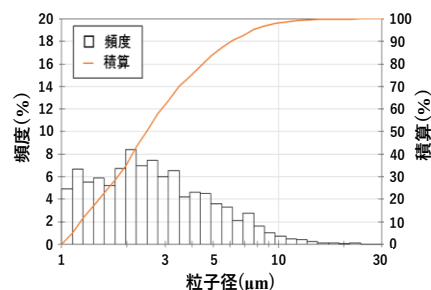


図 2 粒度分布(個数基準)

*Daisuke Sato^{1,2}, Hiroshi Hinai^{1,2}, Masato Myodo^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2}, Atsuhiko Shibata^{1,2}, Kazunori Nomura^{1,2}

¹Japan Atomic Energy Agency, ²International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査 (7) 除染装置スラッジの放射化学分析

Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

(7) Radiochemical analysis of sludge generated from decontamination device

*比内 浩^{1,2}, 佐藤 大輔^{1,2}, 明道 栄人^{1,2}, 駒 義和^{1,2}, 柴田 淳広^{1,2}, 野村 和則^{1,2}

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 国際廃炉研究開発機構 IRID

福島第一原子力発電所において、除染装置スラッジが保管されている。除染装置スラッジの処理処分方法を検討するため、その中に含まれる放射性核種の種類と放射能濃度を詳細に把握することが必要となる。今回、除染装置スラッジの実試料を採取し、前処理方法を検討・確立した上で、放射化学分析を行った。

キーワード： 除染装置スラッジ、水処理二次廃棄物、放射化学分析、福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所において、放射性汚染水中の主に Cs や Sr の除去を目的としてセシウム吸着装置の後段に除染装置が配置、運転された。この処理により発生した凝集沈殿物（以降、「除染装置スラッジ」という）が建屋地下のピットに保管されており、地震・津波に伴って顕在化するリスクの一つとして、その対策が求められている¹⁾。今後、除染装置スラッジの処理処分方法を検討するためには、含まれる放射性核種の種類と放射能濃度を詳細に把握することが必要となる。除染装置では汚染水に各種試薬を投入することで除染装置スラッジを生成させており、複数の化合物からなる不均質な混合物となっている。放射化学分析の前処理として除染装置スラッジ試料の溶液化が必要であり、その方法を検討した。

2. 試料溶液化及び放射化学分析

除染装置スラッジ試料は、約 10mL の小試料（図 1）でもその表面線量率は γ 線量率が 7.0mSv/h で、 $\beta \gamma$ 線量率では 178mSv/h と高線量を示した。除染装置スラッジの主な構成成分は、水酸化鉄、フェロシアン化合物、硫酸バリウムであり、おのおの溶解性が異なる。このため、成分ごとに段階的に溶液化する方法を検討した。具体的には、最初に水酸化鉄を硝酸にて溶解し、次にフェロシアン化合物を熱分解後に酸溶解し、最後に硫酸バリウムをアルカリ溶液で溶解する手順を検討した。核燃料サイクル工学研究所に輸送した除染装置スラッジ試料に対して、検討の結果確立した溶液化方法により溶液化を行った。各段階の溶解液に対して、それぞれ放射化学分析を行った。



図 1 除染装置スラッジ試料
(10mL 容器)

3. 結果

除染装置スラッジ試料は 3 段階の処理で溶液化することができた。放射化学分析において、⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ¹²⁵Sb, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs 及び ²³⁸Pu が検出され、⁹⁰Sr と ¹³⁷Cs, ¹³⁴Cs が主要な核種であることを確認した。⁹⁰Sr は硫酸バリウムに、¹³⁷Cs はフェロシアン化合物に多く含まれており、除染装置スラッジの ⁹⁰Sr の放射能濃度は 6.6×10^7 Bq/cm³ と ¹³⁷Cs の約 10 倍高い値を示すことを明らかにした。今回、除染装置スラッジの溶液化方法を確立し、処理処分方法の検討する上で重要なデータを取得できた。

※本件は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献 1) 東京電力ホールディングス(株), “スラリー、スラッジの安定化処理に向けた検討状況” 第 6 回特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会, 資料 2, 平成 29 年 7 月 25 日

*Hiroshi Hinai^{1,2}, Daisuke Sato^{1,2}, Masato Myodo^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2}, Atsuhiko Shibata^{1,2}, and Kazunori Nomura^{1,2}

¹Japan Atomic Energy Agency, ²International Research Institute for Nuclear Decommissioning

放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発

(1) 研究の全体概要

Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

(1) Overview of the research

*新井 剛¹, 渡辺 藍己¹, 加藤 史大¹, 毛利 雅裕¹, 薄井 茜², 大西 貴士², 田中 康介²,
松倉 実³, 三村 均³

¹ 芝浦工業大学, ² 日本原子力研究開発機構, ³ ユニオン昭和株式会社

福島第一原子力発電所の汚染水処理で使用された Cs を吸着した使用済みゼオライトの無加圧・無圧縮による焼結固化法の開発を進めている。本会では、本技術開発の背景、概要、今後の展開等について報告する。

キーワード： 焼結固化, 使用済みゼオライト, ポルサイト, 汚染水処理, 福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の循環注水冷却で使用された Cs 等の放射性核種を吸着したゼオライト（使用済みゼオライト）の固化法は、様々な機関においてガラス固化、焼成固化、ジオポリマー固化等の種々の検討が進められている。ゼオライトのみで放射性核種を固定化する焼成固化法は、過剰なマトリックスが不要であるため、他の固化法と比較すると大幅な廃棄物の減容が期待できる。しかしながら、加圧・圧縮による成形が必須であること、汚染水処理には自己焼結性が低い顆粒状のゼオライトが用いられていることから、焼成固化法を 1F の使用済みゼオライトの大量処理に適用する場合には、操作性や効率性に課題がある。使用済みゼオライトは、これからも断続的に発生することが想定されるため、その固化法は大量処理に向けた操作性や効率性を考慮しなければならない。そこで筆者らは、焼成固化法の優れた化学的安定性や減容性、ガラス固化法のゼオライト構成元素とガラスマトリックスの相溶性の利点を融合した効率的な固化法として、ガラスマトリックスをバインダーとして用いた無加圧・無圧縮による焼結固化技術（以降、焼結固化技術）を提案し開発を開始した。

2. 使用済みゼオライトの焼結固化技術の概要

筆者らが提案する焼結固化技術は、焼成固化の利点である優れた化学的安定性を活かしながら、ガラスマトリックスをバインダーとして用いることで、欠点である操作性及び焼結特性の改善を図るものである。使用済みゼオライトとガラスマトリックスバインダーの加熱・冷却のみで固化体を作製する簡素な製造工程であり、処理工程の大幅な効率化が期待される。提案する焼結固化技術を構築するためには、本法に適したバインダーの選定および固化体作製条件、得られた固化体の安定性、放射性物質が固化体に及ぼす影響等を検討する必要がある。これらの検討に先立ち、Cs(I)を吸着させたチャバサイト型ゼオライト（IE-96）における焼結温度等の熱処理条件による結晶構造の変化、バインダーガラス選定のための物性評価等の基礎試験を実施している。当日は、焼結固化技術の開発背景、概要、研究体制、得られた成果として Cs(I)を吸着した IE-96 における化学的安定性の高い結晶相（ポルサイト）の発現挙動等について報告する。

本報告は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－共通基盤型原子力研究プログラム－」により実施された平成30年度「放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発」の成果の一部です。

*Tsuyoshi Arai¹, Aiki Watanabe¹, Fumihito Kato¹, Masahiro Mouri¹, Akane Usui², Takashi Ohnishi², Kosuke Tanaka²,
Minoru Matsukura³, Hitoshi Mimura³

¹Shibaraura Institute of Technology, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Union Showa K.K.

亜臨界水環境における汚染土壌からの Cs 脱離反応速度解析

Reaction rate analysis of Cs removal reaction from contaminated soil using subcritical water treatment

*福田達弥¹ 高橋亮¹ 殷祥標¹ 稲葉優介¹ 針貝美樹¹ 中瀬正彦¹ 竹下健二¹

¹東京工業大学 先端原子力研究所

模擬汚染土壌(Cs吸着バーミキュライト)の層間に吸着されたCsを亜臨界水処理により脱離する反応について、定温での脱離速度測定試験を行うと共に、各温度での脱離速度結果から反応速度解析を試み、得られた反応速度定数から脱離反応挙動を評価した。

キーワード：除染，反応速度解析，粘土鉱物

1. 緒言

土壌に含まれる粘土鉱物の層間に安定的に吸着されたCsは、亜臨界水環境では多価の金属イオンと容易にイオン交換をする。亜臨界水中は高温・高圧・高イオン積・低誘電率な環境となっているが、実際にどのようなメカニズムでCs脱離が促進されているか明らかになっていない。本研究では、カラム型亜臨界処理装置を用いて模擬汚染土壌からのCs脱離反応速度解析を実施することによりメカニズムを推察する。

2. 実験

2-1. 脱離液中のMg濃度を変更した試験

バーミキュライトにCsを吸着させることにより模擬汚染土壌を作成した。模擬汚染土壌0.5gをカラムに詰め脱離液(MgCl₂水溶液)を流速0.5mL/minで通液した。処理温度を250℃、圧力4MPaで固定しMg濃度を0.01~1Mで変化させた。

2-2. 処理温度を変更した試験

2-1と同様のカラム通液試験においてMg濃度を0.5Mで固定し処理温度を175~250℃で変化させた。

3. 結果・考察

亜臨界水環境においてバーミキュライト中の層間に吸着されたCsはMgに交換されることにより脱離される。この脱離反応のメカニズムを①層構造端部のイオン交換②層間の拡散現象の2段階の現象で起きていると仮定した。今回は上記②層間の拡散現象を律速段階とする脱離反応速度解析を実施した。

まず、②層間の拡散現象が律速段階となる試験条件を求めた。実験2-1の結果では、亜臨界水処理ではMg濃度が0.1M以下では濃度の増加に伴い脱離反応速度が大きくなるが、0.1M以上の濃度では反応速度が一定となった。これにより、Mg濃度0.1M以上では①層構造端部のイオン交換反応が②層間の拡散に対して十分速く起きており②層間の拡散が律速となっていることがわかった。

次に②層間の拡散現象を律速段階とした反応速度解析では、2次元シート状領域における拡散の式

$$\frac{dC}{dt} = D \left(\frac{\partial^2 C}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 C}{\partial y^2} \right) \quad (D = D_0 e^{-\frac{E_{diff}}{RT}})$$

を用い、拡散現象の活性化エネルギー E_{diff} を算出した。実験2-2の結果(Fig. 1)を用いアレニウスプロットによる速度解析を行ったところ直線性の良いプロットとなることが確認でき、175~250℃の温度範囲において拡散現象の活性化エネルギーは一定値 $E_{diff} \cong 24 \text{ kJ}$ となることがわかった。

以上より、今回行ったMg濃度および処理温度条件では、Cs脱離は一定の活性化エネルギーを持つ拡散現象を律速段階とした現象である可能性が高いことが示された。

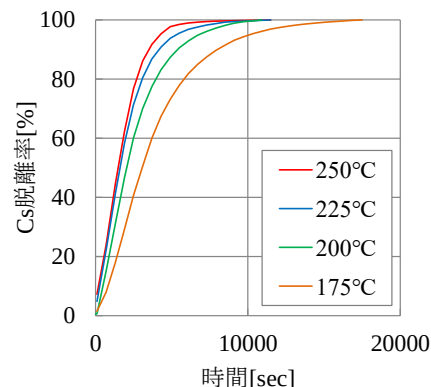


Fig. 1 処理温度と脱離速度の関係

*Tatsuya Fukuda¹, Ryou Takahashi¹, Xiangbiao Yin¹, Yusuke Inaba¹, Miki Harigai¹, Masahiko Nakase¹ and Kenji Takeshita¹

¹Tokyo Institute of Technology

ICP-MS/MS による Np-237 分析の基礎検討

Fundamental study for analysis of Np-237 by ICP-MS / MS

*濱田(岩崎) 真歩¹, 鈴木 達也², 山村 朝雄³, 小無 健司⁴, 鹿籠 康行⁵, 野口 真一¹

¹JAEA, ²長岡技大, ³京都大学, ⁴東北大学, ⁵アジレント・テクノロジー株式会社

アクチノイド分析において、迅速かつ単離を省略できる誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）は有効な測定手段と考えられている。本件では、トリプル四重極 ICP-MS（ICP-MS/MS）を用いた Np-237 分析検討の結果について報告する。

キーワード：ICP-MS/MS, アクチノイド分析

1. 緒言

アクチノイド分析は、放射性廃棄物の保管及び処理処分において重要な項目となっている。ICP-MS は有効な測定手法であるが、目的の元素が同重体や分子イオンによるスペクトル干渉を受ける等の問題点を有している。リアクションセル技術を用いた ICP-MS/MS を用いることでスペクトル干渉の低減、除去による高感度化が期待できる。本研究では、Np-237 分析におけるリアクションセル技術の酸素ガスモードにおける干渉除去の可否、検量線の直線性の良否及び検出下限の算出など基礎的なデータの取得を目的とした測定を実施し、Np-237 分析への適用性を検討した。

2. 実験

検討には Agilent 社製 ICP-MS/MS（Agilent8900）を用いた。本装置は四重極質量分析計（MS）を直列に二段で配置し、2つの MS の間にリアクションセルを配置した構造である。Np-237 濃度 1.0 ppt の 0.3 % 硝酸溶液を用いてリアクションガスとして O₂ ガスを使用した $m/z=2\sim 260$ のスペクトル測定を実施し、セル内での O₂ ガスとの反応による分子イオン生成状況を確認した。また、リアクションガスの流量を 0.1 mL/min ごと 0 mL/min から 1.0 mL/min まで掃引し、生成した分子イオンの生成割合の変化について確認した。次に、1.0E-2, 1.0E-1, 1.0E+0, 1.0E+1, 1.0E+2, 1.0E+3, 1.0E+4 ppq に調製した検量線用標準溶液を用い、検量線を作成し、直線性の確認と検出下限の算出を行った。

3. 結果及び考察

3-1. リアクションガス反応 O₂ ガスを使用した結果、 $m/z=253$, $m/z=269$ のピークが確認された。それぞれ NpO⁺、NpO₂⁺ が生成したと考えられる。Np-237 への干渉としては、U-236 の水素化物イオン（UH⁺）を想定しているが、O₂ ガスと反応した Np-237 が酸化物イオンとして質量数をシフトさせての検出が可能のため同重体によるスペクトル干渉の低減に有効と考えられる。

3-2. リアクションガス流量変化 O₂ ガスの流量を掃引させた結果を図に示した。NpO⁺ の生成量が 0.1 mL/min で最大値となり、以降は徐々に減少した。NpO₂⁺ については、

ガス流量 0.2 mL/min において NpO₂⁺ の生成が最大値となった。O₂ ガスの流量を変化させることで生成する分子イオンの割合が変化することが確認され、さらなる干渉の低減が可能になると考えられる。

3-3. 検量線 リアクションガスを使用しない測定（No Gas モード）における検出下限値は 7.3 ppq となった。また、O₂ ガス 0.1 mL/min 使用時に生成が確認された NpO⁺ ($m/z=253$) の検量線から同様に算出した検出下限は 1.2E+02 ppt となった。ICP-MS/MS による分析が適用可能な濃度領域の設定において有用なデータを取得することができた。

4. 結論

リアクションガスとして O₂ ガスを用いることで質量数の異なる分子イオンが生成すること、O₂ ガス流量を変化させることにより分子イオンの割合が変化することを確認した。また、検量線良好な直線性及び 1.2E+02 ppt という検出下限値が得られることを確認した。これらの結果から、適切なリアクションガス及びガス流量を選択することで Np-237 分析に ICP-MS/MS が適用可能である見通しを得た。

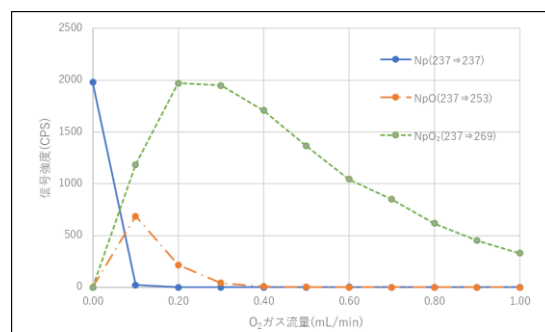


図 O₂ ガス流量変化に伴う NpO⁺, NpO₂⁺ の生成量変化

*Maho Iwasaki¹, Tatsuya Suzuki², Tomoo Yamamura³, Kenji Konashi⁴, Yasuyuki Shikamori⁵, Shinichi Noguchi¹

¹JAEA, ²Nagaoka University of Technology, ³Kyoto University, ⁴Tohoku University, ⁵Agilent Technologies Japan

本件は、文部科学省「機関横断的な人材育成事業」平成 28 年度、平成 29 年度「放射性廃棄物処理・処分における分離・分析に関する教育」の成果の一部を含む。

[2B15-19] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site

Chair: Tsuyoshi Arai (Shibaura Inst. of Tech.)

Thu. Mar 21, 2019 4:10 PM - 5:30 PM Room B (Common Education Bldg. 2 1F No.10)

[2B15] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

*Erina Murakami¹, Keiichi Ohki¹, Yoko Takahatake¹, Ayako Nitta¹, Atsuhiko Shibata¹, Yoshikazu Koma¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:10 PM - 4:25 PM

[2B16] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

*Yuko Takahatake¹, Yoshikazu Koma¹ (1. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[2B17] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

*Ayako Nitta^{1,2}, Hiroshi Hinai^{1,2}, Yoshiyuki Sato^{1,2}, Ryuji Aono^{1,2}, Keiichi Ohki^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2}, Atsuhiko Shibata^{1,2} (1. JAEA, 2. IRID)

4:40 PM - 4:55 PM

[2B18] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

*Keiichi Ohki¹, Yoko Takahatake¹, Hiroshi Hinai¹, Atsuhiko Shibata¹, Yoshikazu Koma¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM

[2B19] Study on Cs penetration behavior into concrete materials under high temperature / humidity condition

*Hayato Maejima¹, Koki Koshigoe¹, Isamu Sato¹, Haruaki Matsuura¹, Naoya Miyahara², Eriko Suzuki², Masahiko Osaka² (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討
(1) 水処理二次廃棄物へのアクチニド元素移行量の推測

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples
at Fukushima Daiichi NPS site

(1) Research for actinide transfer to secondly waste from water treatment

*村上絵理奈^{1,2} 大木恵一^{1,2} 高畠容子^{1,2} 二田郁子^{1,2} 柴田淳広^{1,2} 駒義和^{1,2}

¹日本原子力研究開発機構 (JAEA), ²国際廃炉研究開発機構 (IRID)

福島第一原子力発電所（1F）で発生している水処理二次廃棄物の適切な処理・処分をするために、1Fで採取された汚染水および水処理二次廃棄物の分析データを用いてアクチニド元素の移行挙動を推測した。
キーワード：福島第一原子力発電所 アクチニド 汚染水 二次廃棄物

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）で生じた事故により多量の汚染水が発生し、現在もなお増加し続けている。発生した汚染水はセシウム吸着装置や多核種除去設備によって放射性核種の除去等の処理がなされている。処理に伴いスラリーや使用済み吸着材等の水処理二次廃棄物が発生しており、これら二次廃棄物は適切に処理・処分される必要がある。そのためには、汚染水からの放射性核種の移行挙動を推定し把握することが求められる。本報では、汚染水処理設備において採取した試料の分析値を比較することにより Pu 同位体、Am-241 および Cm-244 の移行挙動を推測した。

2. 検討に用いたデータ

汚染水および水処理二次廃棄物の分析値は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議に報告しているものを用いた。また、物質収支の検討のために、汚染水や二次廃棄物の量を東京電力ホールディングス株式会社（東京電力）が公開している資料を引用した。平成 30 年 12 月 20 日現在で多核種除去設備（ALPS）の処理水貯蔵量は 988,241m³、発生したスラリーや使用済み吸着材を保管している高性能容器（HIC）の発生量は 2,973 基である^[1]。

3. 結果と考察

汚染水処理の流れに沿ったセシウムとアクチニド元素の放射能濃度の一例として、分析データを表に示した^{[2],[3]}。平成 26 年 6 月頃において、セシウム吸着装置（KURION）では、出口水に Pu-238 が検出されておらず KURION により取り除かれた可能性が考えられる。第二セシウム吸着装置（SARRY）では、KURION とは異なり Pu-238 については入口水、出口水で放射能濃度の減少は見られず定量的に除染されていない。ALPS について、処理水貯蔵量、HIC の発生量等を参考にそれぞれの核種の物質収支を検討した結果、Pu 同位体、Am-241、Cm-244 が処理水からは取り除かれており、ALPS 入口水に含まれていたアクチニド核種のほとんどはスラリーに移行していることが推測される。

表 汚染水処理過程におけるセシウムおよびアクチニド元素の放射能濃度^{[2],[3]}

試料	採取日	放射能濃度 [Bq/cm ³]				
		Cs-137	Pu-238	Pu-239+240	Am-241	Cm-244
集中 RW 滞留水*	2014/9/3	(2.3±0.1) ×10 ⁴	(6.2±1.3) ×10 ⁻⁴	< 4×10 ⁻⁴	< 4×10 ⁻⁴	< 3×10 ⁻⁴
KURION 出口水	2014/9/3	(4.7±0.1) ×10 ⁰	< 3×10 ⁻⁴	< 3×10 ⁻⁴	< 3×10 ⁻⁴	< 3×10 ⁻⁴
HTI/B 滞留水**	2014/8/5	(1.7±0.1) ×10 ⁴	(8.3±1.5) ×10 ⁻⁴	< 3×10 ⁻⁴	< 4×10 ⁻⁴	< 3×10 ⁻⁴
SARRY A 系出口水	2014/8/5	(3.6±0.1) ×10 ⁰	(1.4±0.3) ×10 ⁻³	< 4×10 ⁻⁴	< 4×10 ⁻⁴	< 3×10 ⁻⁴
SARRY B 系出口水	2014/8/5	(2.7±0.1) ×10 ⁰	(7.3±2.0) ×10 ⁻⁴	< 4×10 ⁻⁴	< 5×10 ⁻⁴	< 3×10 ⁻⁴
ALPS 入口水	2014/5/26	(3.6±0.1) ×10 ⁰	(1.4±0.1) ×10 ⁻²	(1.9±0.3) ×10 ⁻³	< 3×10 ⁻³	(1.9±0.4) ×10 ⁻³
鉄共沈スラリー	2014/6/5	(2.9±0.1) ×10 ³	(5.0±0.5) ×10 ⁰	(1.6±0.3) ×10 ⁰	(3.7±0.4) ×10 ⁻¹	(1.5±0.3) ×10 ⁻¹
炭酸塩沈殿スラリー	2014/6/11	(2.7±0.1) ×10 ²	(1.9±0.2) ×10 ⁻¹	(6.8±0.9) ×10 ⁻²	< 2×10 ⁻²	< 1×10 ⁻²

*：KURION 入口水に相当。 **：SARRY 入口水に相当。

※この成果は、経済産業省/平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 東京電力、「福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について（第 384 報）」(2018)。 [2] IRID, JAEA, 「廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 21 回）」(2015)。 [3] IRID, JAEA, 「廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 28 回）」(2016)。

*Erina Murakami^{1,2}, Keiichi Ohki^{1,2}, Yoko Takahatake^{1,2}, Ayako Nitta^{1,2}, Atsuhiko Shibata^{1,2} and Yoshikazu Koma^{1,2}

¹Japan Atomic Energy Agency, ²International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討

(2) 1号機タービン建屋採取試料によるウラン起源推定法の検討

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples
at Fukushima Daiichi NPS site

(2) Study on origin of uranium with samples from turbine building of unit 1

*高畠 容子^{1,2}, 駒 義和^{1,2}

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 国際廃炉研究開発機構

1号機タービン建屋にて採取された滞留水-スラッジ中のウラン同位体濃度のデータを用いてウランの起源を推定する手法を検討した。ソースタームを仮定し、試料へのウランの移行割合を比較することで主たるソースタームが判定でき、また、 ^{236}U の移行割合を利用して損傷燃料の寄与をより正確に推定できる。

キーワード：福島第一原子力発電所, ウラン, 滞留水, スラッジ

1. 緒言

福島第一原子力発電所 1号機タービン建屋では、原子炉建屋からの滞留水流入を防ぐ措置を行い、タービン建屋内に残留する滞留水が移送された。タービン建屋地下1階にて2地点（a地点、b地点）で滞留水（3深度）及びスラッジの採取がなされ、ウランを含めた試料の核種濃度を分析し、報告した^[1]。試料のウランの同位体比は損傷燃料の値と異なっており、ウランの起源を推定するためにその手法を検討した。

2. 方法

ソースタームから汚染物への個々の核種の移行割合を表す輸送比^[2]を、 ^{238}U を基準に ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{236}U について算出した。ソースタームは天然ウランあるいは損傷燃料を仮定し、深度による輸送比の変動を比較した。損傷燃料のウラン同位体比は ORIGEN2.2 + JENDL 3.3 により計算した値を用いた。

3. 結論

a地点における ^{238}U を基準とした各ウラン同位体の輸送比を図に示す。ソースタームを天然ウランとしたとき、 ^{235}U の輸送比は深度にかかわらず1程度であった。一方、ソースタームを損傷燃料と仮定した場合、天然に存在する ^{234}U と ^{235}U の輸送比が整合せず、 ^{236}U については1よりも2桁小さい輸送比となった。これらのことは、滞留水とスラッジのいずれについても、天然ウランが支配的であることを表す。また、ソースタームを損傷燃料とした ^{236}U の輸送比は、天然に対する損傷燃料の寄与をおおよそ示しており、ウラン起源の推定に有用である。

※この成果は、経済産業省/平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

- [1] 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第39回）（2017）
[2] 駒, JAEA-Data/Code 2014-015（2014）.

*Youko Takahatake^{1,2} and Yoshikazu Koma^{1,2}

¹Japan Atomic Energy Agency, ² International Research Institute for Nuclear Decommissioning

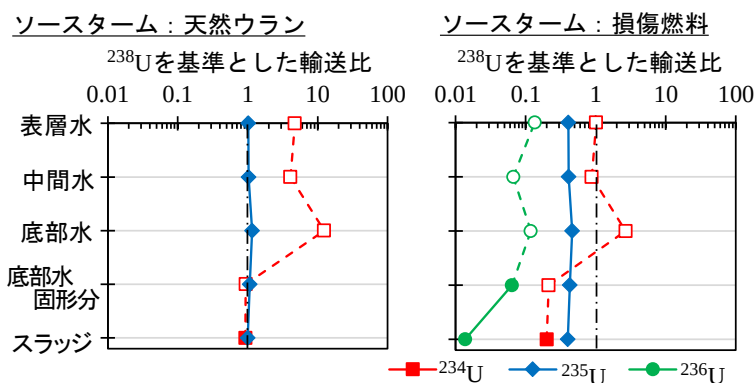


図 a 地点における ^{238}U を基準とした各ウラン同位体の輸送比の採取深度による変動 ※白抜き・点線は定量下限値を用いて算出した値を示す。

福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討

(3) 瓦礫から見た4号機原子炉建屋の汚染分布

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(3) Study on contamination distribution in the reactor building unit 4 with analytical results of rubble

*二田郁子^{1,2} 比内浩^{1,2} 佐藤義行^{1,2} 青野竜士^{1,2} 大木恵一^{1,2} 駒義和^{1,2} 柴田淳広^{1,2}

¹ 日本原子力研究開発機構 (JAEA), ² 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋は、3号機の燃料損傷で発生した水素等のガスの流入によって大きく損傷した。原子炉建屋内の汚染は、この流入したガスが放射性核種を含んでいたことによるものと想定されている。4号機原子炉建屋内で採取されたコンクリートコア試料について放射能分析データに基づく汚染の特徴を示し、ガスの流入による汚染過程について考察した。

キーワード： 福島第一原子力発電所 原子炉建屋 コンクリート 放射能分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故で生じた瓦礫の分析データから得られる汚染分布は、放射性核種の移行挙動を推定し、廃棄物のインベントリ評価を行う重要な手掛かりとなる。事故当時4号機原子炉内に燃料は装荷されておらず、燃料損傷による水素等のガスの発生はなく、3号機の燃料損傷によって発生したガスが共有する排気塔に通じるベント用配管を逆流して4号機に流入した^[1]。これにより水素爆発が起こり、建屋は大きく損傷した。ガスは放射性核種を含んだ粒子や気体を伴って流入し、汚染を拡散したと想定される。このような経緯から、4号機の汚染分布は他号機と傾向が異なると予想される。4号機原子炉建屋内で採取された試料の放射能分析を実施し^[2]、汚染分布を取得した。

2. 検討に用いた分析結果

用いた試料は、4号機原子炉建屋内1~4階で2017年7月に採取されたコンクリートコア試料である。各階の床面及びダクト下部の2か所の試料について、塗装面を含めた破壊分析を実施した。全ての試料から¹³⁷Csが検出されたことから、これまでに取得した1~3号機同様、汚染の主要核種は¹³⁷Csであると言える。また、³H及び²³⁸Puは全ての階から検出された一方で、¹⁴Cは4階から、⁶⁰Coは3階からのみ検出された。³H及び²³⁸Puについて、¹³⁷Csに対する濃度を他号機と比較した(図1)。図中の斜線は(縦軸/横軸)比を示し、この線上にあるものは、¹³⁷Csに対する濃度比が同一である。

3. 考察

4号機建屋内で採取された試料は、³Hと²³⁸Puはいずれも同様の濃度比を示した。流入したガスは建屋内に一様に拡散し、汚染をもたらしたことが示唆される。また、4号機の濃度比は、他号機のそれらよりも大きな値を示した。1~3号機は、それぞれの燃料が損傷したことにより発生したガスが格納容器から漏洩し、建屋内への拡散に伴って汚染がもたらされた。一方で4号機は、3号機の燃料損傷によって発生したガスがベントによって流入し、それに伴ってもたらされた汚染である。このような汚染の過程の違いが放射性核種の濃度比に反映されていると考えられる。

汚染分布についてより詳細な情報を得るためには、ガスの経路に関してより上流側から得た試料の分析が重要である。
※この成果は、経済産業省/平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」で得られたものの一部である。

参考文献

- [1] 東京電力、「福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告～第5回進捗報告～」, 2017年12月25日。
[2] IRID/JAEA, 「廃棄物試料の分析結果 (4号機建屋原子炉建屋ボーリングコア、土壌、多核種除去設備処理水)」, 廃炉汚染水対策チーム会合/事務局会議 第60回資料, 平成30年11月29日。

*Ayako Nitta^{1,2}, Hiroshi Hinai^{1,2}, Yoshiyuki Sato^{1,2}, Ryuji Aono^{1,2}, Keiichi Ohki^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2} and Atsuhiro Shibata^{1,2}

¹Japan Atomic Energy Agency, ²International Research Institute for Nuclear Decommissioning

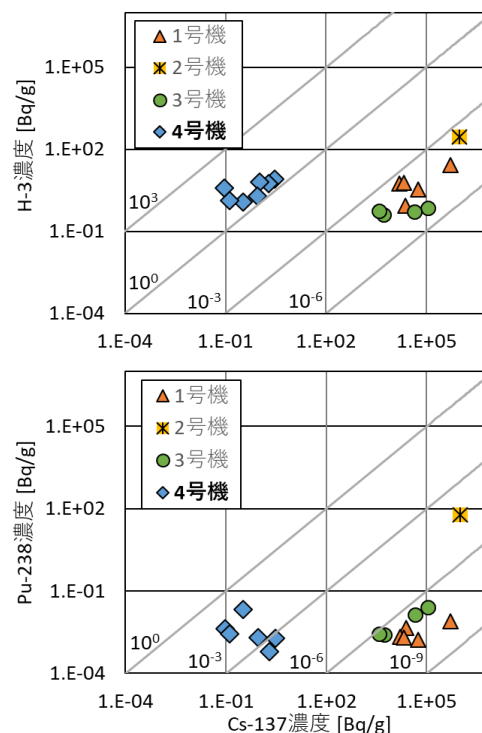


図1 ³H及び²³⁸Puと¹³⁷Csの濃度比
斜線は(縦軸/横軸)比を示す

福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討

(4) 土壌の汚染分布とその放射性核種組成

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(4) Contamination of soils and their radionuclide composition

*大木恵一^{1,2}, 高島 容子^{1,2}, 比内 浩^{1,2}, 柴田 淳広^{1,2}, 駒義和^{1,2}

¹ 日本原子力研究開発機構 (JAEA), ² 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

福島第一原子力発電所の事故により、1号機から3号機の炉心が損傷して多量の放射性核種が原子炉建屋外に放出された。これらの放射性核種で汚染した土壌を分析することで、放射性核種による汚染分布やその放射性核種組成、放射性核種の起源について考察した。

キーワード：福島第一原子力発電所，土壌，放射性核種，オンサイト，分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故では、1号機から3号機の炉心の損傷により多量の放射性核種が原子炉建屋外に放出された。これらの放射性核種は発電所構内及び構外に降下し、土壌を汚染している。発電所構内の土壌を分析することで、放射性核種による汚染分布の把握、移行挙動の推定、汚染した土壌の処理、処分にに向けた検討に有用な情報を得ることが期待されている。本報では、土壌の分析結果から、発電所構内の汚染分布とその放射性核種組成、放射性核種の起源についての考察を報告する。

2. 試料及び分析方法

試料は発電所構内の土壌の表層部から採取し、計12点を分析した。採取場所は、放射性核種が比較的多く飛散した原子炉建屋の北西側、汚染水が漏えいしたH4タンクの付近を含めて選定した^{[1], [2]}。

分析前処理として酸溶解、揮散回収、燃焼等により分析対象核種を分離、精製した。放射能測定には、Ge半導体検出器、液体シンチレーションカウンタ、表面障壁型Si半導体検出器等を使用した。

3. 考察

分析の結果、⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ²³⁵U, ²³⁸U, ²³⁸Pu, ²³⁹⁺²⁴⁰Pu, ²⁴¹Am等が検出された。⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ²³⁵U及び²³⁸Uは、全ての試料から検出された。¹³⁷Csの放射能濃度は $3.2 \times 10^0 \sim 4.0 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ であり、他の核種の放射能濃度と比較して2桁以上高く、主要な汚染核種である。H4タンクエリアから採取した2試料からは、セシウム吸着塔で処理した水がタンクから漏えいした影響と見られる比較的高濃度の⁹⁰Srが検出された。²³⁵Uと²³⁸Uの放射能比は0.045~0.047であり、天然ウランの放射能比0.047とほぼ一致することから、事故放出の影響は小さいものと考えられる。原子炉建屋の北西方向から採取した2試料のうち、1試料から²³⁸Pu($6.7 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$), ²³⁹⁺²⁴⁰Pu($1.1 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$)及び²⁴¹Am($8.4 \times 10^{-3} \text{ Bq/g}$)が、他方から²³⁸Pu($2.2 \times 10^{-3} \text{ Bq/g}$)が検出された。これらの放射能濃度は主要な汚染核種である¹³⁷Csより4桁以上低い。前者の²³⁸Pu/²³⁹⁺²⁴⁰Pu放射能比は6.1であり、核実験によるフォールアウトの放射能比0.03より2桁高いことから、検出されたPuは事故放出によるものと考えられる。発電所構内の土壌から検出された²⁴¹Am/²³⁹⁺²⁴⁰Pu放射能比は0.76であり、事故以前の国内における放射能比の範囲(0.048~0.76)で比較的高い値である^[3]。¹³⁷Csの放射能濃度に対する⁹⁰Sr及び²³⁸Puの放射能濃度を、原子炉建屋内瓦礫の汚染状況と合わせて比較した(図1)。⁹⁰Srは¹³⁷Csと比較して難揮発性であるが、H4タンクエリアから採取した2試料を除いて、汚染状況は原子炉建屋内瓦礫と同様に、¹³⁷Csの放射能濃度と相関する傾向が見られる。²³⁸Puによる汚染は2試料とも、1号機から3号機の原子炉建屋内瓦礫における汚染レベルの範囲内であった。

※この成果は、経済産業省/平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」で得られたものの一部である。

参考文献

- [1] IRID, JAEA: 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第40回)(2017)
- [2] IRID, JAEA: 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第60回)(2018)
- [3] 工藤達晃 他: 青森県原子力センター所報, 第2号, 17-24(2007)

*Keiichi Ohki^{1,2}, Yoko Takahatake^{1,2}, Hiroshi Hina^{1,2}, Atsuhiko Shibata^{1,2} and Yoshikazu Koma^{1,2}

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² International Research Institute for Nuclear Decommissioning

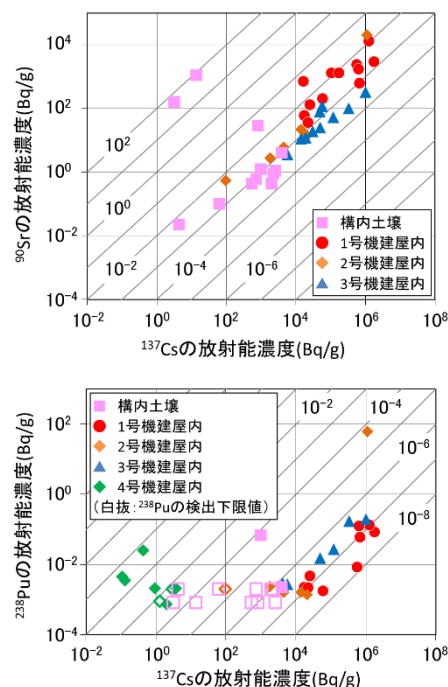


図1 土壌から検出された⁹⁰Sr及び²³⁸Puの放射能濃度(¹³⁷Csに対するプロット)

高温多湿環境下におけるコンクリートへの Cs 浸透挙動に関する研究

Study on Cs penetration behavior into concrete materials under high temperature/humidity condition

*前島 颯人¹, 腰越 広輝¹, 佐藤 勇¹, 松浦 治明¹, 宮原 直哉², 鈴木 恵理子², 逢坂 正彦²

¹ 東京都市大学, ² 日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所事故のようなシビアアクシデントを経験した軽水炉における廃止措置に伴い、解体前後に発生する放射性廃棄物を安全かつ合理的に管理することが必要である。本研究で得られる Cs の沈着・浸透メカニズムは、汚染されたコンクリートの処理の一つである、除染のための方法の検討に資する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、シビアアクシデント、コンクリート、高温多湿、Cs、浸透

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故において、燃料から放出された放射性 Cs の一部は原子炉内から環境中へ放出されたが、そのほとんどが圧力容器・格納容器等の内部に残存し、コンクリート等の原子炉構造材料に沈着・浸透していると考えられている。また、事故時のプラント状況から、これらの内部環境は事故直後、高温多湿であったことが予想される。このようなシビアアクシデントを経験した軽水炉における廃止措置に伴い、解体前後に発生する放射性廃棄物を安全かつ合理的に管理することが必要である。

そこで本研究では、高温多湿環境下において、放射能が高く化学的に活性で挙動が複雑な Cs が、格納容器内構造材料であるコンクリートに対して、どのような表面分布と浸透プロファイルを示すのかを実験的手法で検討した。

2. 実験手順

2-1. 試料作製

コンクリート(東京都市大原研ボーリング試料, 50 年経過)及びモルタル(粗骨材無, 1 年経過)(17×19×9¹ mm)をエポキシ樹脂でコーティングした試料を作製した。浸透面を一方方向に限定するために、一面のみに研磨を施してコンクリート部分の露出を行った。

2-2. 浸透試験

耐圧容器内のテフロン容器に水を入れ、ステンレス治具の上に試料を設置した。試料のコンクリート部分に粉末 CsI を静置した。これを密閉し、100℃の乾燥器に装入了(図 1 参照)。所定の時間放置後、試料表面の CsI を拭き取った後に研磨を施し、表面深さ毎(0.5 mm×4 回)の粉末試料をサンプリングした。この粉末試料における Cs 濃度を、分散型蛍光 X 線分析装置(島津製作所: EDX-800HS)を用いて測定した。得られた Cs の浸透プロファイルを、拡散方程式を用いて解析を行った。

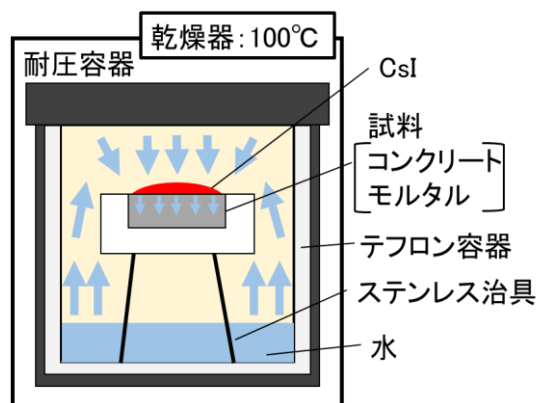


図1 実験体系模式図

3. 実験結果と考察

図2にCsのコンクリートに対する浸透プロファイルを示す。一般的に、Csは溶液を介して浸透することが知られているが、本実験体系においても拡散挙動として整理できた(拡散係数: $4.5 \times 10^{-12} \text{ m}^2/\text{s}$)。本実験で得られた結果を、使用した試料・試薬による違いや他データ^[1]等と比較した。また同時に、卓上顕微鏡(HITACHI: TM3000)と分散型 X 線分析装置(HITACHI: Quantax70)を用いて、コンクリート表面の元素マッピングを行い、Csの浸透挙動と表面分布の関連を考察し、コンクリート骨材構造がCsの浸透に影響を及ぼしている可能性を示した。

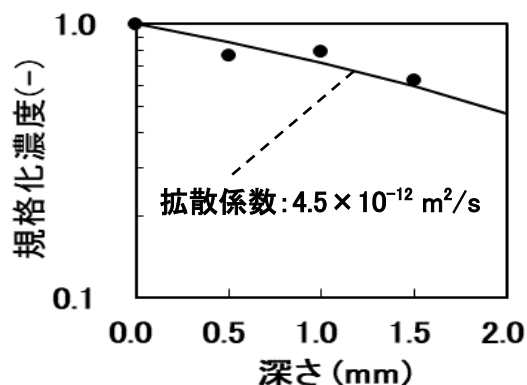


図2 Csのコンクリートに対する浸透プロファイル(10日)

4. 結言

本実験的手法において、Csが固体であったとしても、高温多湿環境下であればコンクリートへの浸透が生じうるという知見を得ることができた。

参考文献

[1] I. Sato et al, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 52, No.4, (2015) 580-587.

*Hayato Maejima¹, Koki Koshigoe¹, Isamu Sato¹, Haruaki Matsuura¹, Naoya Miyahara², Eriko Suzuki², Masahiko Osaka²

¹Tokyo City University, ²Japan Atomic Energy Agency

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

[2C01-06] Migration/Sorption

Chair:Daisuke Minato(CRIEPI)

Thu. Mar 21, 2019 9:30 AM - 11:10 AM Room C (Common Education Bldg. 2 1F No.11)

- [2C01] Fundamental Study of Sorption Behavior of Europium to Ca-Al-Si Hydrates, considering the Disposal Environment of Radioactive Wastes
*Yayoi Taneichi¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. TOHOKU Univ.)
9:30 AM - 9:45 AM
- [2C02] Estimation of Sorption Behavior of Iodine to Ca-Al-Si Hydrate under the Condition saturated with Groundwater
*Rintaro Nagahora¹, Yuichi Niibori¹, Taizi Chida¹ (1. Department of Quantum Science and Energy Engineering Graduate School of Engineering, Tohoku University)
9:45 AM - 10:00 AM
- [2C03] Sorption Behavior of Cesium on Calcium Silicate Hydrate under High Sulfate Ion Concentration Conditions
*NAOYUKI TAMURA¹, Taiji CHIDA¹, Yuichi NIIBORI¹, Seong-Yun KIM¹ (1. Affiliation Dept. of Quantum Science &Energy Engineering Graduate School of Engineering, Tohoku University)
10:00 AM - 10:15 AM
- [2C04] Sorption behavior of uranium ion on Neogene sedimentary rocks in the presence of carbonate
*Kazuto Haruki¹, Takayuki Sasaki¹, Akira Kirishima², Hiroshi Sasamoto³, Akihito Mochizuki³, Kazuya Miyagawa³ (1. Kyoto Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)
10:15 AM - 10:30 AM
- [2C05] Zirconium solubility in the presence of hydroxycarboxylic acids (2)
*Taishi Kobayashi¹, Peng Wang¹, Takayuki Sasaki¹ (1. Kyoto University, Graduate School of Engineering)
10:30 AM - 10:45 AM
- [2C06] Rapid Removal of Cesium from Vermiculite by Collapsing the Interlayers with Hydrothermal Column System
*Xiangbiao Yin¹, Yoshikazu Koma¹, Yusuke Inaba², Kenji Takeshita² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology)
10:45 AM - 11:00 AM

放射性廃棄物の処分環境を考慮した Ca-Al-Si 系水和物への ユウロピウムの収着挙動に関する基礎的研究

Fundamental Study of Sorption Behavior of Europium to Ca-Al-Si Hydrates,
considering the Disposal Environment of Radioactive Wastes

*種市 やよい¹, 千田 太詩¹, 新堀 雄一¹

¹東北大学

処分環境を想定した乾燥過程を経ない Ca-Al-Si 系水和物を用いて, Al/Si モル比, 養生温度および振とう期間をパラメータとしたユウロピウムの収着実験を行った. 測定した蛍光発光スペクトルと蛍光の減衰挙動は Ca-Al-Si 系水和物へのユウロピウムの取り込みに及ぼす Al/Si モル比の影響を明らかに示した.

キーワード: Ca-Al-Si 系水和物, ユウロピウム, 放射性廃棄物

1. 緒言 カルシウム, アルミニウム, ケイ素から成る Ca-Al-Si 系水和物は, セメント系材料の主要な水和物であるとともに, 放射性廃棄物処分場周辺に二次鉱物として生成することが予想される. 既報では, 3 価の陽イオンであるユウロピウム(Eu)が, 高 pH 条件において加水分解により沈殿するのみならず, Ca-Al-Si 系水和物と相互作用して取り込まれる可能性を示した[1]. 本研究では, さらに相互作用時の温度, 養生期間, および Al/Si モル比をパラメータとして収着挙動を検討した.

2. 実験 収着実験では, Ca-Al-Si 系水和物の合成と同時に Eu を添加した. Ca-Al-Si 系水和物の Ca/Si モル比が 1.2 および Al/Si モル比が 0~0.5 になるように酸化カルシウム, ヒュームドシリカ, 硝酸アルミニウム九水和物を所定量分取し, 0.1 M NaOH 溶液および Eu 溶液を加えて収着実験を開始した. このときの液固比は 20 mL/g (液相 30 mL/固相 1.5 g), 試料中の Eu 濃度は 1 mM である. 養生温度は 25°C および 50°C とし, 14 日間もしくは 28 日間振とう後, デカンテーションによって固液分離した. 液相は 0.20 μm のメンブレンフィルターでろ過後, ICP-AES によって溶存成分を測定し, Eu がほとんど溶存しないことを確認した. 固相は, 乾燥過程を経ないゲル状のまま蛍光分析に供した.

3. 結果・考察 図 1 は, 養生温度 50°C および 28 日間養生後の固相試料の蛍光発光スペクトルである. Ca-Al-Si 系水和物内部に Eu が取り込まれている場合に見られるシュタルク分裂(618 nm 付近のピーク分岐)[2]が, Al/Si モル比の増加に伴って消失している. 図 2 は図 1 の 592 nm における蛍光の減衰挙動である. いずれの Ca-Al-Si 水和物も加水分解種 Eu(OH)₃ より蛍光寿命が長く, 図 1 でシュタルク分裂が確認できなかった Al/Si モル比の試料に対しても, Eu が取り込まれる可能性が示された. また, Al/Si 比が大きいくほど蛍光寿命が短くなることから, Al の増加, あるいは Ca の減少が水和物内の Eu の状態に影響を及ぼすことが示唆された. 図 1 および図 2 に見られる Al/Si モル比依存性は養生期間 14 日や養生温度 25°C の条件では不明瞭であり, Eu を含有する Ca-Al-Si 系水和物が比較的高温かつ長期養生条件下において安定化したと考えられる.

参考文献

[1] 種市ら: 日本原子力学会 2018 年春の年会講演要旨集, 1L12(2018).

[2] Y. Haas et al., *The Journal of Physical Chemistry*, **75**, 3668-3677 (1971)

謝辞: 本研究の一部は, 科学研究費補助金 基盤研究(A)17H01371, および「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業一廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」の成果である.

*Yayoi Taneichi¹, Taiji Chida¹ and Yuichi Niibori¹

¹Tohoku Univ.

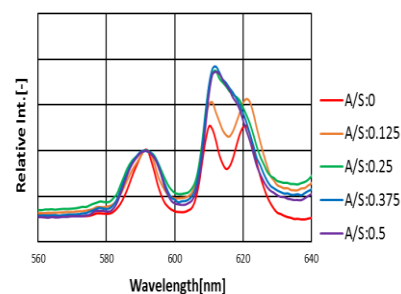


図1 蛍光スペクトル

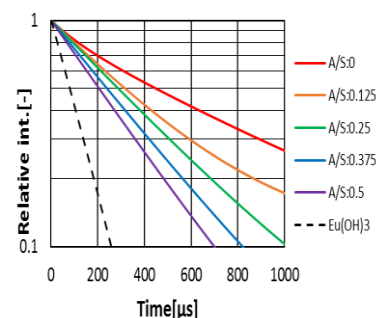


図2 蛍光の減衰挙動

地下冠水環境における Ca-Al-Si 系水和物へのヨウ素の収着挙動の評価

Estimation of Sorption Behavior of Iodine to Ca-Al-Si Hydrate under the Saturated Condition with Groundwater

*長洞 麟太郎¹, 千田 太詩¹, 新堀 雄一¹

¹東北大学大学院工学研究科

処分場周辺に生成する Ca-Al-Si 系水和物に対するヨウ素の収着挙動を評価した。その結果、固相の水和反応に伴い取り込まれるヨウ化物イオンと比べて、ヨウ素酸イオンは Ca-Al-Si 系水和物へより多く収着しており、その収着量は Ca-Al-Si 系水和物中の Ca 量に依存することが示唆された。

キーワード : Ca-Al-Si 系水和物、ヨウ素酸イオン、ヨウ化物イオン、収着

1. 緒言 多量のセメント系材料によって構築される地層処分施設の周辺は、セメント成分の溶出により、高アルカリ、かつ高 Ca 濃度となることが予想される。そして、高アルカリ条件にて地下水中に溶出した Si や Al と Ca が反応し、Ca-Al-Si 系水和物が二次鉱物として生成する可能性がある。本研究では、TRU 廃棄物の線量評価上寄与が大きいヨウ素(I-129)と Ca-Al-Si 系水和物との相互作用に着目している。既報では、Ca-Al-Si 系水和物への収着挙動がヨウ化物イオン(I⁻)とヨウ素酸イオン(IO₃⁻)では異なることを示した[1]。本報告では、Ca-Al-Si 系水和物の Ca 含有量が連続的に変化する地下冠水環境を考慮し、I⁻および IO₃⁻の Ca-Al-Si 系水和物への収着挙動を実験的に調べた。

2. 実験 収着実験は、Ca-Al-Si 系水和物の合成と同時にヨウ素を添加する共沈条件とした。Ca-Al-Si 系水和物の合成では、粉末状の CaO、シリカフェーム、Al(NO₃)₃・9H₂O を Ca/Si 比が 0.4~1.6 および Al/Si 比 0~0.5、固相の総量 1.5 g となるように遠沈管に分取した後、液固比 20 となるようにし、NaCl 溶液を加えない試料と NaCl 濃度を 0.6 mol/L とする試料を用意した。同時に、遠沈管内の I⁻、あるいは IO₃⁻の物質量が 15 μmol となるように、NaI 水溶液あるいは NaIO₃溶液を添加した。IO₃⁻については、酸化雰囲気を保つように酸化剤として NaClO を併せて添加した。養生期間は 25℃で 1 日~30 日間とし、その後遠心分離、フィルター濾過により固液分離した。液相はイオンクロマトグラフにより I⁻および IO₃⁻濃度を測定した。固相についてはラマン分析を行った。

3. 結果と考察 図 1 は、Ca/Si 比 1.6、養生期間 30 日の場合の Ca-Al-Si 系水和物へのヨウ素の収着挙動である。I⁻は初期濃度が維持されているが、水和物生成に伴い液相量が 5~10 mL 減少することを考慮すれば、固相の水和反応に伴い水とともに I⁻が取り込まれていると考えられる。一方、IO₃⁻は初期濃度を大幅に下回り、I⁻よりも顕著に Ca-Al-Si 系水和物に取り込まれた。Onodera ら[2]は CSH と IO₃⁻の相互作用を評価した際に、固相中の Ca との相互作用を指摘している。図 2 は養生後の液相中の Ca 濃度であるが、Al/Si 比の増加に伴い、合成時に添加する Ca 量が少なくなることに加え、養生後には Ca 溶出が増加した。図 1 と図 2 より、IO₃⁻収着量は Ca-Al-Si 系水和物内の Ca 量に依存すると言え、Ca との相互作用の可能性が示唆される。なお、ラマン分析では、これらヨウ素の収着による Ca-Al-Si 系水和物の構造変化は確認されなかった。

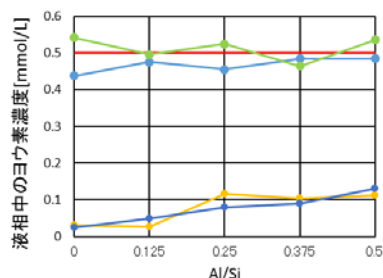


図1: Ca-Al-Si系水和物へのヨウ素の収着挙動

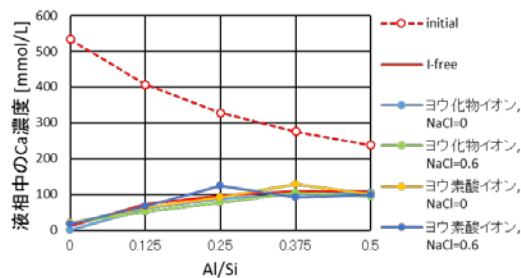


図2: 液相中のカルシウム濃度

参考文献 [1] 長洞ら：日本原子力学会 2018 年春の年会講演要旨集、1L11 (2018).

[2] Onodera et al. : Proceedings of WM2018, Paper No. 18176 (2018).

謝辞 : 本研究の一部は科学研究費補助金 基盤研究(A)17H01371、および「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業—廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」の成果である。ここに記して謝意を表す

*Rintaro Nagahora¹, Taiji Chida¹ and Yuichi Niibori¹

Department of Quantum Science and Energy Engineering Tohoku University

高硫酸イオン濃度条件における CSH ゲルに対する Cs の収着挙動評価

Sorption Behavior of Cesium on Calcium Silicate Hydrate under High Sulfate Ion Concentration Conditions

*田村 直之¹, 千田 太詩¹, 新堀 雄一¹, 金 聖潤¹

¹ 東北大学

高濃度の硫酸イオン共存した場合の Cs の CSH ゲルへの収着挙動を把握する試験を実施した。結果、先行研究で実施した炭酸塩に比較して CSH ゲルへの Cs の収着性に及ぼす硫酸塩の影響は限定的であることがわかった。

キーワード：CSH ゲル、硫酸イオン、セシウム、収着

1. 緒言

セメント系材料の使用に起因して放射性廃棄物処分場の周囲の天然バリアに、二次的な鉱物として生成される CSH ゲルへの収着挙動は、CSH ゲルが放射性核種（特にカチオン核種）を効果的に収着するため、放射性核種の移行評価で重要である。一方で、CSH ゲルの収着特性は Ca/Si 比に依存するが、Ca/Si 比は Ca の溶脱や地下水組成等の生成条件によって変化する。本研究では、地下水組成の振れ幅として比較的高濃度の硫酸イオン共存した場合に、Cs の CSH ゲルへの収着挙動に与える影響について試験を実施した。

2. 実験

2-1. 試験手順

酸化カルシウム粉末(和光純薬工業)とフュームドシリカ粉末(AEROSIL300, 日本アエロジル株式会社)を Ca/Si モル比が 0.4, 0.8, 1.2, 1.6 になるように秤量してポリ遠沈管(NalgeneTM, 容量 50 mL)に入れた後、5 mM の CsCl 溶液を添加し水和養生した。液固比は 20 mL/g で固定した。硫酸塩(Na₂SO₄)は養生時に同時に添加したもの(Case1)と、所定時間養生後に添加した条件(Case2 では 1 週間, Case3 では 4 週間)とで比較した。硫酸塩の添加濃度は液相 30 mL に対して 100 mM, 300 mM, 500 mM 相当とした。密封した遠沈管を恒温振とう器内において 25°C に保ち、120 strokes/min で振とうして収着試験を実施した。固液分離は 3500 rpm で 10 分間遠心分離を行い 0.45 μm 孔径のメンブレンフィルターを用いて行った。濾液を ICP-AES や原子吸光分析法(AAS)により測定した。

2-2. 試験結果

養生時に硫酸塩を同時に添加した Case1 について収着平衡後の Cs 濃度を図に示す。硫酸塩無添加(0mM)では、初期 Ca/Si 比が低い程、Cs 濃度は初期濃度より大きく低下した。硫酸塩添加条件では、初期 Ca/Si 比が高い条件(1.6, 1.4)では、若干収着性が向上したが、変化は大きくなく硫酸塩添加濃度が上昇しても収着性が著しく向上することはなかった。先行研究 [1] のように NaHCO₃ 塩(炭酸塩)を添加した場合では炭酸塩添加濃度の上昇に比例して Cs の収着性は大きく向上したが、本研究の硫酸塩では Cs の収着性は向上しなかった。硫酸塩添加濃度に比例して pH は微増したことから、SO₄ イオンが Ca イオンと反応し CSH ゲルの溶脱が若干促進されたものの、溶脱促進影響は炭酸塩に比較して顕著でなかったと考えられる。また初期低 Ca/Si 比の CSH ゲルでは Cs の収着性はむしろ若干低下傾向にあった。これは Na イオンによる収着競合影響とも考えられたが Na 濃度の低下は小さかったため、今後の研究課題である。

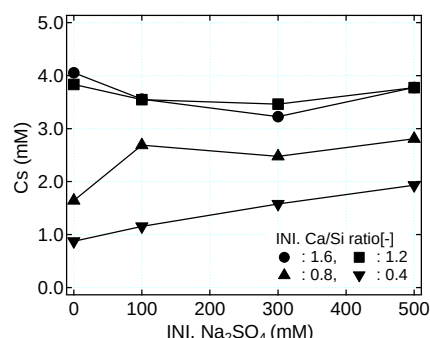


図 1 Case1 における収着平衡後の液相中の Cs 濃度と硫酸塩濃度との関係

3. 結言

同濃度の炭酸塩を添加した条件に比較して、硫酸塩の添加が Cs の CSH ゲルへの収着性に与える影響は小さかった。炭酸塩に比較して硫酸塩による CSH ゲルの溶脱は進展し難いことが示唆された。

参考文献

[1] N.TAMURA *et al.*: Sorption Behavior of Cesium on Calcium Silicate Hydrate under High Carbonate Ion Concentration Conditions, Energy Procedia, 131 (2017) 203–207.

* Naoyuki TAMURA¹, Taiji CHIDA¹, Yuichi NIIBORI¹, Seong-Yun KIM¹

¹TOHOKU Univ.

炭酸存在下におけるウラン-新第三紀堆積岩の収着挙動

Sorption behavior of uranium ion on Neogene sedimentary rocks in the presence of carbonate

*春木和人¹, 佐々木隆之¹, 桐島 陽², 笹本 広³, 望月陽人³, 宮川和也³

¹京大院・工, ²東北大多元研, ³原子力機構

幌延深地層研究センターで採取した新第三紀堆積岩である珪質泥岩へのウランのバッチ収着試験を行い、収着分配係数 K_d を評価した。 K_d 値の溶液条件 (pH, Eh, 全炭酸濃度等) 依存性をもとに、収着機構について考察した。

キーワード: ウラン, 新第三紀堆積岩, 収着, 炭酸塩濃度

1. 緒言

放射性廃棄物処分の核種移行評価において、地下水中の核種の母岩への収脱着反応による移行遅延の影響は重要である。一般に還元雰囲気下の深部地下水中で 4 価ウランとして存在するウランは、溶解度が低く母岩表面への収着能が高いことから、最重要核種として殆ど注目されてこなかった。しかし近年、高炭酸塩濃度下において、酸化還元平衡で共存する 6 価ウラニルイオン (UO_2^{2+}) がウラニル炭酸錯体を形成し、支配化学種となることが熱力学的考察により指摘されており、それらの収着挙動の理解に関心が高まっているが、実験的な考察は多く無い。本研究では、高い濃度の炭酸塩を含む還元的な地下水が存在する地層である、JAEA 幌延深地層研究センター (JAEA 幌延) の新第三紀堆積岩層に着目し、種々の液性条件における同堆積岩へのウランの収着挙動評価を目的とする。バッチ試験法によって新第三紀堆積岩に対するウランの収着分配係数 K_d を評価し、その収着機構について考察した。

2. 実験

JAEA 幌延の地下約 470 m で採取した岩石 (稚内層) および地下水を固相および液相試料としてバッチ収着試験を行った。なお調製は全てアルゴンガス雰囲気下のグローブボックス ($\text{O}_2 < 1 \text{ ppm}$) 内で行った。岩石コアは乳鉢を用いて粉碎し、篩を用いて粒度 250 から 500 μm とした。地下水は孔径 0.45 μm のメンブランフィルターを用いてシリンジろ過を行い、その後一旦酸性にしてから NaOH トラップを用いたアルゴンガスバブリングを行うことで溶存炭酸を脱気した後、改めて初期炭酸塩濃度を NaHCO_3 で 0, 3, 10, 100 mM に調整した。弱酸性のウラン母溶液を加えて液相初期濃度を約 10^{-7} M とした後、25°C で 4 日間振とうした。振とう後の液相をフィルターろ過し、ろ液中のウラン濃度を ICP-MS で測定した。固液両相間に分配している溶質の濃度の比、収着分配係数 K_d は液相中の初期ウラン濃度 $[\text{U}]_{\text{ini}}$ および平衡時のウラン濃度 $[\text{U}]_{\text{aq}}$ 、液相体積 $V(\text{m}^3)$ 、固相質量 $W(\text{kg})$ を用いて次式で表される。

$$K_d (\text{m}^3/\text{kg}) = \frac{[\text{U}]_{\text{ini}} - [\text{U}]_{\text{aq}}}{[\text{U}]_{\text{aq}}} \cdot \frac{V}{W} \quad (1)$$

3. 結果と考察

得られた K_d 値および本実験条件 (全炭酸濃度 3 mM) における液相中ウラン化学種に関する熱力学計算の一例を Fig. 1 に示す。炭酸を含まない場合、pH と共に K_d 値が上昇する傾向が見られた。一方炭酸を含む場合、pH 上昇に伴い K_d に低下傾向が見られ、中性 pH において炭酸による K_d 値の低下が顕著であった。液相ウラン化学種の熱力学計算によれば、炭酸を含まない試料の pH 8 以上では 4 価が支配的である。炭酸を含まない試料 (pH 8 以下) および炭酸を含む試料では、振とう後の Eh が上昇したこともあり、支配化学種は 4 価ウラン錯体ではなく、6 価ウラニルイオンの $\text{CaUO}_2(\text{CO}_3)_3^{2-}$, $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ などのアニオン性錯イオンである。発表では、固相表面の化学状態および液相化学種等の情報をもとに、ウランの収着挙動について考察する。

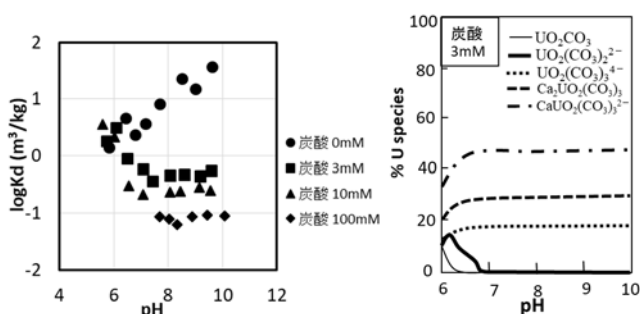


Fig. 1 U の収着分配係数および炭酸存在下 (3 mM) のウランの化学状態 (熱力学計算)

*Kazuto Haruki¹, Takayuki Sasaki¹, Akira Kirishima², Hiroshi Sasamoto³, Akihito Mochizuki³ and Kazuya Miyakawa³

¹Kyoto Univ., ²Tohoku Univ., ³Japan Atomic Energy Agency.

ヒドロキシカルボン酸共存下でのジルコニウム溶解度 (2)

Zirconium solubility in the presence of hydroxycarboxylic acids (2)

*小林大志¹, 王 鵬¹, 佐々木隆之¹

¹京都大学大学院 工学研究科

4価金属イオンとして振る舞う核種の溶解度に有機物が及ぼす影響に着目し、構造の異なるヒドロキシカルボン酸共存下でのジルコニウム溶解度を測定した。溶解度の pH およびヒドロキシカルボン酸濃度依存性から支配的溶存種の錯生成定数を求めるとともに、構造の違いが錯生成能に及ぼす影響について検討した。

キーワード：ジルコニウム、溶解度、ヒドロキシカルボン酸、錯生成

1. 緒言 放射性廃棄物に含まれる核種のうち、4価金属イオンとして振る舞う核種の移行挙動は、難溶性水酸化物沈殿の溶解度に支配されるが、TRU 廃棄物由来の有機物が共存する場合、錯生成反応によりその溶解度が上昇する可能性がある。特に、炭化水素鎖の末端にカルボキシル基 (-COOH)、鎖上に多数のヒドロキシ基 (-OH) を有するイソサッカリン酸 (ISA) は、4価ジルコニウム (Zr) と中性からアルカリ性 pH 領域において安定な可溶性錯体を形成し[1]、カルボキシル基だけでなくヒドロキシ基が錯生成に寄与していると考えられた[2]。そこで、本研究では Zr と ISA の錯生成反応機構についてより詳細に検討するため、構造の異なるヒドロキシカルボン酸共存下での Zr 溶解度を測定した。溶解度の解析から支配的な Zr-ヒドロキシカルボン酸錯体およびその錯生成定数を求め、構造の違いが錯生成能に及ぼす影響について検討した。

2. 実験 試料溶液は不飽和法により以下のように調製した。塩化ジルコニウム (ZrCl₄) を超純水に溶解、NaOH 水溶液を添加し、水酸化ジルコニウム (Zr(OH)₄(am)) を沈殿させ、超純水で数回洗浄した。次に、pHc (7~13) およびイオン強度 ($I = 0.5 \text{ M}$, NaClO₄) を調整し、グリコール酸(HOCH₂COOH)またはグリセリン酸(HOCH₂(OH)COOH)を所定濃度 ($10^{-3} \sim 10^{-1} \text{ M}$) 含む試料溶液にZr(OH)₄(am)を固相として添加した。試料溶液を所定の期間、静置した後、上澄み溶液をフィルター過 (3 kDa, 孔径約2 nm) し、ろ液に含まれるZr濃度をICP-MSにより定量した。なお、Zr濃度の検出限界はおおよそ $10^{-8.5} \text{ M}$ であった。

3. 結果と考察 グリコール酸 (GLY) およびグリセリン酸 (GLC) 共存下 ($[\text{GLY}]_{\text{tot}}, [\text{GLC}]_{\text{tot}} = 0.1 \text{ M}$) における Zr 溶解度を図 1 に示す。いずれの場合も Zr 溶解度は pHc に対してほぼ一定となる傾向を示したが、GLC 共存下における Zr 溶解度は GLY 共存下における値と比較して、4桁程度高い値となった。GLC では、カルボキシル基に隣接する α -ヒドロキシ基だけでなく、 β -ヒドロキシ基が錯生成に寄与していることが高い溶解度を示す原因と考えられた。また、ISA ($[\text{ISA}]_{\text{tot}} = 0.1 \text{ M}$) 共存下における Zr 溶解度[1]は、GLY に比して GLC 共存下における Zr 溶解度と近い値を示したことから、ISA の強い錯生成能は、カルボキシル基および2つ以上のヒドロキシ基による多座配位構造に起因すると考えられた。発表では、Zr 溶解度のヒドロキシカルボン酸濃度依存性の結果と合わせて、支配的な錯体種の錯生成定数を求め、ヒドロキシ基が錯生成に及ぼす影響について述べる。

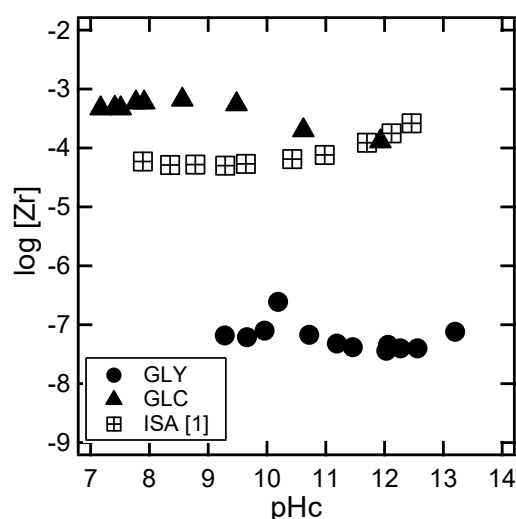


図 1 GLY, GLC および ISA 共存下における Zr 溶解度 ($[\text{GLY}]_{\text{tot}}, [\text{GLC}]_{\text{tot}}, [\text{ISA}]_{\text{tot}} = 0.1 \text{ M}$)

参考文献 [1] T. Kobayashi et al., J.Nucl.Sci.Technol., 54,233 (2017). [2] 王ら, 原子力学会 2017 年春の年会 1H10.

*Taishi Kobayashi¹, Peng Wang¹ and Takayuki Sasaki¹

¹Kyoto Univ., Graduate School of Engineering

Rapid Removal of Cesium from Vermiculite by Collapsing the Interlayers with Hydrothermal Column System

*Xiangbiao Yin ^{1,2}, Yoshikazu Koma ¹, Yusuke Inaba², Kenji Takeshita ²

¹ Japan Atomic Energy Agency ² Tokyo Institute of Technology

Abstract: The decontamination and volume reduction of Cs contaminated soil by efficient Cs removal remains a great challenge after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident. In present work, we studied the removal of Cs from the clay soils by treating with hydrothermal cations in a column system. The new results showed that Cs could be selectively removed from its collapsed interlayers in vermiculite by hydrothermally heating at 150°C.

Keywords: Cesium desorption, hydrothermal treatment, volume reduction, ion exchange, decontamination

1. Introduction

Due to the Fukushima accident, radioactive Cs was widely dispersed and contaminated the wide areas around nuclear power station. Subsequently, the topsoil has been stripped within the top 5 cm which is now just being stored in temporary storage sites due to the difficulty of decontamination with the selective Cs adsorption on clay fractions. ^[1-2] Therefore, it is urgently essential to develop efficient techniques performing Cs desorption from the clay soils.

2. Experiments

Clay of vermiculitized biotite (VB) (1 g) was dispersed in CsCl solution (0.1L) with Cs⁺ concentration of 1000 mg L⁻¹ for 3 months, reaching a saturated Cs adsorption capacity of 41.32 mg-Cs/g-VB. These adsorbed Cs were confirmed to be fixed in the collapsed interlayers of vermiculite with losing hydrous water molecule, which is comparable for the Cs adsorption on the frayed edge sites of clays in natural soils. ^[1] Subsequently, 0.5g of as-prepared Cs-VB was loaded into a stainless steel column reactor and flowed with the 0.01M MgCl₂ in rate of 0.5 mL/min at different temperatures from 25 to 250°C. The compositional change of the treated VBs was analyzed by XRF.

3. Results

Figure 1 shows the weight ratios of the compositional elements with Si in the VBs before and after hydrothermal treatment. Firstly, Cs/Si ratios decreased from the initial values by 33%, 98%, 99.9% at 25, 150, and 200°C, respectively, indicating nearly all Cs were removed only above 150°C. Secondly, K/Si ratios decreased from the initial value by 0%, 17% at 25, 150°C but 92%, 100% at 200, 250°C, implying most K still remained at 150°C while removed above 200°C. By contrast, Mg/Si ratios increased from the initial value by 2%, 12.5%, and 16.7% at 150, 200 and 250°C, suggesting more Mg entered the interlayers and exchanged with Cs and K by treating at higher temperatures. Aside from the above-mentioned Cs, K, Mg elements, the constituent elements of Al, Ca, Fe, and Ti for VB remained roughly stable, irrespective of the treatment.

4. Conclusion

Hydrothermal treatment of the clay soils in column led to a selective removal of Cs but not K from their collapsed interlayers of clays by heating at low temperature of 150°C, which was expected to establish practical technologies for remediation of the Cs-contaminated soils.

References

- [1] Yin X., Wang X., Wu H., Ohnuki T., Takeshita K., *Journal of hazardous materials*, **326**, 47-53 (2017).
- [2] Yin X., Inaba Y., ... & Takeshita, K., *Chemical Engineering Journal*, **333**, 392-401 (2018).

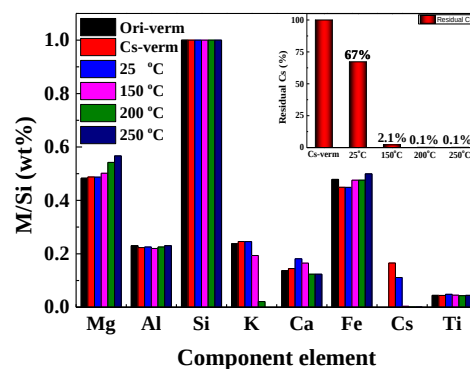


Figure. 1 Composition ratio of VB samples before and after hydrothermal treatment.

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

[2C07-09] Testing and Analytical method

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 11:10 AM - 12:00 PM Room C (Common Education Bldg. 2 1F No.11)

[2C07] DGT sampling of exchangeable Cs-137

*Masafumi Fukuoka¹, Takumi Saito¹ (1. Department of Nuclear Engineering and Management, Graduate School of Engineering, The University of Tokyo)

11:10 AM - 11:25 AM

[2C08] The study of the analysis method for the alpha radiation in the cemented waste of the low-level radioactivity.

*mitsushi motoyama¹, michitoshi matsuyama¹ (1. JGC corporation)

11:25 AM - 11:40 AM

[2C09] A study on analytical method for dioxins in radioactive incineration ash

*Hidehisa Kawamura¹, Morio Ueda¹, Kenichiro Kino², Akira Sakashita³ (1. KEEA, 2. NDC, 3. MHI)

11:40 AM - 11:55 AM

DGT による ^{137}Cs の交換可能画分サンプリング

(1) セシウム用 DGT デバイスの適用性評価

DGT sampling of exchangeable ^{137}Cs

(1) Evaluation of applicability of DGT for Cs

*福岡 将史¹, 斉藤 拓巳¹

¹東大院工

本発表では、環境中において、微量金属イオンの置換活性な成分をサンプリングするデバイスである Diffusive gradients in thin films (DGT) の ^{137}Cs への適用性評価の結果を報告する。

キーワード：放射性セシウム，土壌，堆積物，DGT

1. 緒言 2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故により放出された ^{137}Cs によって汚染された環境の内、大部分の居住地域の除染は完了しているものの、森林環境は手つかずの状態である。動植物による ^{137}Cs の吸収や森林環境内部、あるいは周囲の環境への ^{137}Cs の移動による汚染の変化を理解する上で、土壌固相に取り込まれた ^{137}Cs の内、土壌液相中の陽イオンと交換可能な成分を評価することが重要となる。土壌サンプルを用いた交換可能成分の評価は数多く報告されているが[1]、実際の土壌でその場評価を行った研究は少ない。本研究では、Diffusive gradients in thin films (DGT)[2]と呼ばれる環境中の微量金属イオンの置換活性な成分をサンプリングするデバイスを用いて、 ^{137}Cs の交換可能な成分のその場評価を行うことを目的としている。発表では、セシウム用 DGT デバイスの実環境への適用性を評価した結果を報告する。

2. 実験方法 DGT デバイスを構成する拡散ゲル、結合ゲルを作成し、 ^{133}Cs を用いて拡散ゲル中の拡散係数や結合ゲルへの収着特性を評価した。拡散ゲルとしてポリアクリルアミド(PAA)ゲルを用い、結合ゲルは PAA ゲルにフェロシアン化銅微粒子を担持させることで作成した。アクリル製の円筒形容器の中央に、容器を二つの部分に分けるように拡散ゲルを固定し、片側に $100\mu\text{M}$ の塩化セシウム溶液、もう一方には溶媒のみを加え、各溶液中の ^{133}Cs 濃度の時間依存性を測定し、 ^{133}Cs の拡散係数を求めた。また、結合ゲルを $1\mu\text{M}$ の塩化セシウム溶液に浸漬させ、上澄み液の ^{133}Cs 濃度を測定することで、結合ゲルに対する ^{133}Cs の収着速度や収着容量を得た。

3. 結果と考察 イオン交換水で飽和させた PPA 拡散ゲル中の ^{133}Cs の拡散係数は $5.3 \times 10^{-6} \text{cm}^2 \text{s}^{-1}$ となり、水中の拡散係数の 0.28 倍ほどとなった。また、その値は 0.01 M の NaNO_3 存在下でも測定の誤算の範囲で変わらなかった。イオン交換水中における結合ゲルへの ^{133}Cs への収着量の時間変化は擬一次反応に従い、その収着速度は $6.8 \times 10^{-5} \text{s}^{-1}$ となった(図 1)。拡散係数同様この値も 0.01 M NaNO_3 存在下でも変化せず、幅広い環境条件でこれらのゲルが機能する可能性が示された。発表では、さらに、結合ゲルの収着容量に報告すると共に、得られた結果からセシウム用 DGT デバイスの実環境への適用性を評価した結果も報告する。

参考文献

[1] I. A. Stepina, et al., Eurasian Soil Sci. **44**, 713-718, 2011.

[2] Wujia Li, et al., Anal. Chem. **81**, 5889-5895, 2009.

*Masafumi Fukuoka¹, Takumi Saito¹,

¹Graduate School of Engineering, The University of Tokyo,

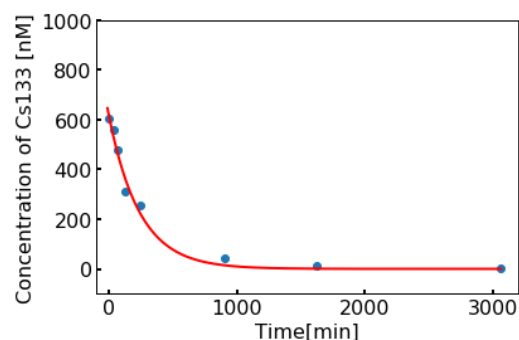


図 1. イオン交換水中における結合ゲルに対する ^{133}Cs の収着量の時間変化。

低レベル放射性廃棄物のセメント固化体に含まれる 廃棄物起源の α 線放出核種についての分析方法の検討

Study on the analysis method for the alpha radiation in the cemented waste of the low-level radioactivity.

*本山 光志¹, 松山 通利¹
¹日揮(株)

低レベル放射性廃棄物を埋設処分する際には、廃棄物に含まれる全 α 放射能濃度を分析することが必要である。しかしながら、セメントで固化した廃棄物や焼却灰等には、天然起源の α 線放出核種が含まれている場合があり、 α 線スペクトルに分離して測定する装置を使用せず、これらを化学分離して測定することを目指し、その分析方法を検討をした。

キーワード：低レベル放射性廃棄物,セメント固化体,アルファ線放出核種,核種分析

1. 諸言

セメント及び焼却灰等には天然起源の α 線放出核種(U, Th)が含まれており、低レベル放射性廃棄物のセメント固化体等から分析用試料を採取し、これに含まれる廃棄物起源の α 線放出核種(Pu, Am, Cm)の全 α 放射能を分析する際の妨害となっている。 α 線スペクトル分析装置のある研究施設であれば、測定することは可能であるが、放射性廃棄物から採取した分析用試料を発電所の外部に搬出する必要がある。このため、 α 線スペクトル分析装置がない、発電所内において分析することを目的に、これらを化学分離して測定する方法を検討し、測定できる見通しを得た。

2. 検討した分析方法

従来から、当社が放射性廃棄物中の全 α 放射能を分析する方法を改良し、天然起源の α 線放出核種が大半を占めるU画分及びTh画分、放射性廃棄物の起源の α 線放出核種が大半を占めるPu画分及びAm,Cm画分に分離する分析方法を検討した。検討した分析のフロー図をFig.1に示す。

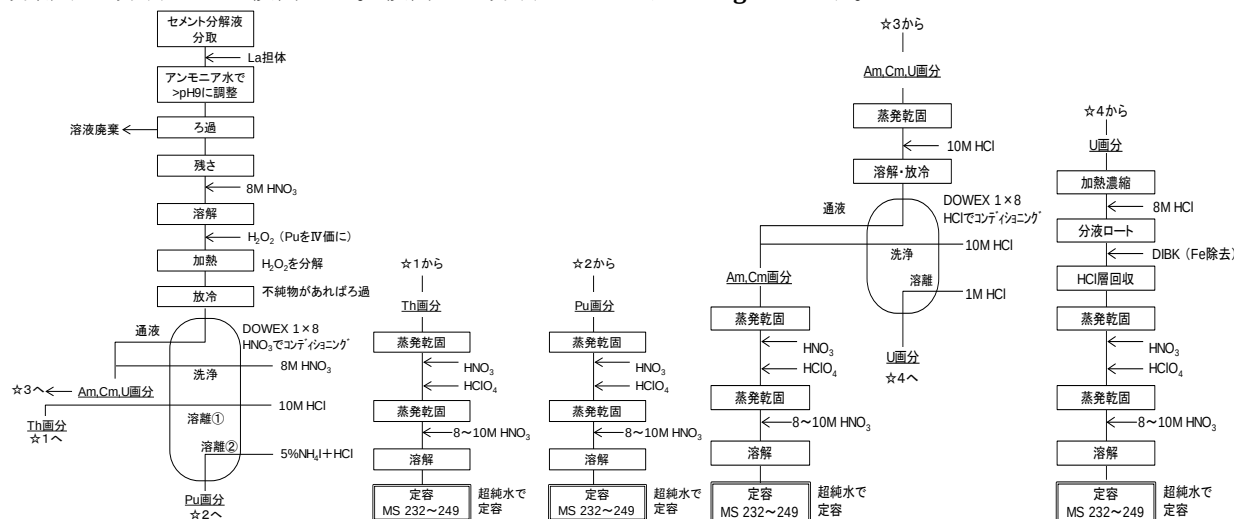


Fig.1 天然 α 核種分離精製フロー

3. 検討した分析方法の検証

上記で検討した分析方法を検証するため、天然の α 線放出核種を含まない試料として、セメントの代表的な化学成分を試薬で調整した模擬セメント試料を調合し、これに、U及びThの担体を加え、酸分解による前処理操作を施したセメント分解液の模擬試料を作製した。更に、実際のセメントを用いて、酸分解による前処理操作を施したセメント分解液の模擬試料を作製した。

これらの模擬試料に、検討した分析方法を適用し、U画分、Th画分、Pu画分及びAm,Cm画分の各々に含まれるU及びThの割合をICP-MSを用いて(Uは質量数238, Thは質量数232とした)測定した。

その結果、U画分にはU, Th画分にはThが移行し、Pu画分及びAm,Cm画分には、移行していないことが確認できた。

以上から、検討した分析方法により、天然起源の α 線放出核種を分離して測定できる見通しが得られたと判断される。ただし、コールドの模擬試料により検証されたのみであることから、今後、実際の放射性廃棄物において、このような分離が必要とされる状況が発生した場合に、本分析方法を適用して、実際に検証することが必要である。

なお、本分析法は、クリアランスや余裕震度処分の対象物などに適用することが考えられる。

*Mitsuhi Motoyama¹, Michitoshi Matsuyama¹

¹JGC Co.

放射性焼却灰中のダイオキシン類分析法の検討 放射線の ELISA 法への影響について

A Study on Analytical Method for Dioxins in Radioactive Incineration Ash

The Effects of Radiation on the ELISA Method

*川村 秀久¹, 上田 守男¹, 木野 健一郎², 坂下 章³

¹九州環境管理協会, ²ニュークリア・デベロップメント, ³三菱重工業

放射性焼却灰中のダイオキシン (DXN) 類分析法の確立を目的として、ELISA 法の適用可能性を検討した。測定用試料調製時のクリーンアップの効果は高く、また、放射線照射しても ELISA 法への影響は確認されなかった。この結果、放射性焼却灰中の DXN 類分析に ELISA 法を適用できる見通しを得た。

キーワード：放射性廃棄物、焼却灰、環境影響物質、ダイオキシン類、ELISA 法

1. 緒言

平成 25 年の環境基本法の改正により放射性物質の除外規定が削除されたことから、今後、放射性焼却灰等の DXN 類分析のニーズが高まる可能性がある。通常、DXN 類分析には機器分析法が適用され、高分解能 GC-MS 等が必要とされるが、それを管理区域内に設置し、運用するハードルは高い。DXN 類分析法としては、機器分析法の代替として、生物検定法があり、このうち焼却灰向けの簡易分析法の一つに ELISA 法がある。ELISA 法を放射性焼却灰の分析に適用する場合、含まれる放射性核種による放射線影響が懸念されるため、その適用可能性を検討した。

2. 実験

2-1. ELISA 法 検討した ELISA 法は「前処理に、多層シリカゲルカラム及び活性炭カラムを使用し、測定に、抗ダイオキシン類モノクローナル抗体及びプレート固相抗原を用いた間接競合酵素免疫測定法を利用してダイオキシン類の毒性等量を測定する方法（平成 17 年環境省告示第 92 号第 2 の 1）」[1]である。その測定キットとしてダイオクイッカー（環境ソルテック製、For Ash DXN-201）を用いた。

2-2. クリーンアップ効果の確認 焼却灰に Co、Cs、Ni、Sr 及び Mn を各 100 μ g 添加して前処理を行い測定試料調製時のクリーンアップ効果を確認した。また、Co-60（約 4.4kBq）を添加して同様に確認した。

2-3. 放射線影響の確認 機器分析法で値付けされた焼却灰試料 5 検体（図 1）について、ELISA 法により DXN 類濃度を測定した。さらに、Co-60 密封線源（約 90kBq）を用い、120 分間（一次・二次反応）または 150 分間（一次・二次・発色反応） γ 線照射後に測定した。

3. 結果と考察

クリーンアップ後の測定試料への 5 元素の移行率は 0.3%未満、また Co-60 は 0.02%未満であり、クリーンアップ効果は高かった。焼却灰に含有する放射性核種はクリーンアップすることにより、測定試料への混入を少なく出来ることが分かった。さらに、各濃度レベル及び各照射時間において、未照射と照射試料とで平均値を求めた結果、個々の測定値は平均値の $\pm 30\%$ 以内と許容される範囲内[1]にあったことから（図 1）、本試験条件下での放射線影響は確認されなかった。本試験の結果、放射性焼却灰の DXN 類分析に ELISA 法が適用できる見通しを得た。

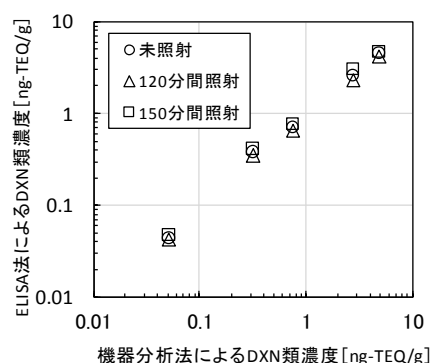


図1 ELISA法への放射線影響

参考文献 [1] 排ガス、ばいじん及び燃え殻のダイオキシン類簡易測定法マニュアル、環境省水・大気環境局、平成 22 年 3 月

*Hidehisa Kawamura¹, Morio Ueda¹, Kenichiro Kino² and Akira Sakashita³

¹Kyushu Environmental Evaluation Association, ²Nuclear Development Corporation, ³Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

[2C10-13] Dismantling Technology for Contaminated Concrete

Chair: Satoshi Yanagihara (Fukui Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 3:50 PM Room C (Common Education Bldg. 2 1F No.11)

[2C10] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

*Akio Chimoto¹, Takuya Mikami¹, Takafumi Sugiyama¹ (1. Hokkaido University)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C11] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

*SHUN IINUMA¹, Yuri Morishita¹, Kei Kitazawa¹, Kouzai Naofumi², Shingo Tanaka³, Naoko Watanabe³, Tamatsu Kozaki³ (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Faculty of Engineering Hokkaido University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C12] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

*kei kitazawa¹, Naohumi Kozai³, Kazuya Tanaka³, Iwao Shimoyama³, Tamotu Kozaki², Naoko Watanabe², Shingo Tanaka² (1. Graduate School of Engineering Hokkaido, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2C13] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

*Daisuke Kawasaki¹, Naoko Watanabe² (1. University of Fukui, 2. Hokkaido University)

3:30 PM - 3:45 PM

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

(7) コンクリート構造物の変質に関する検討

Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

(7) Evaluation of Alteration of Concrete Structures

*千本 陽生¹, 三上 拓也¹, 杉山 隆文¹

¹北海道大学

非破壊 CT-XRD 連成法を用いて、高温作用を受けたコンクリート構造物の変質を微細構造の観点から観察した。画像解析による定量的な評価を行った結果、高温によるコンクリート外縁部のひび割れは特に骨材周りに大きく存在することが確認できた。

キーワード：高温、非破壊 CT-XRD 連成法

1. 緒言 福島第一原子力発電所の廃炉の際に、事故時の高温により生じるコンクリートのひび割れの性状を把握することは、透気・透水への影響の点から重要である。本研究では骨材がひび割れに与える影響に着目し、大型放射光施設 SPring-8 の白色ビームラインにおいて非破壊 CT-XRD 連成法を用いてひび割れの発生機構の微視的な観察を行った。

2. 実験 普通ポルトランドセメントを使用し、骨材に標準砂（主成分は SiO_2 ）を用いたモルタルを作製した。その骨材体積比は 7.5%、水セメント比は 35%である。骨材の粒径は 0.60-1.00mm となるようふるい分けた。測定用に供するためダイヤモンドカッターを用いて 2.5mm×2.5mm×5mm の角柱状に加工した。その後、非破壊 CT-XRD 連成法により初期測定を行い、最高温度 400℃で 24 時間加熱した後、再度測定を行った。

3. 結果 本検討では、任意の骨材の存在する断面層を画像解析の関心領域とした。図 1 に加熱前後の任意の断面画像の比較を示す。これによると、加熱後に供試体外縁部にひび割れが見られ、また骨材の周囲に沿ってひび割れが生じている。画像解析によりひび割れを抽出し、そのひび割れ幅を定量評価した。ひび割れ幅の平均値は 0.032mm、最大値は 0.064mm となった。図 2 に抽出したひび割れとひび割れ幅の分布の一部を示す。ひび割れのうち図 2 の上部に存在する、供試体外縁部のひび割れを A、骨材周りに存在するひび割れを B とした。開口部のひび割れ幅に関して、A が平均の 0.032mm 前後の値を示したのに対し、B は 0.06mm 前後の値であった。ある一定の層厚におけるひび割れの体積に関して、A は 0.00566mm³、B は 0.0109mm³であり、2 倍近くの体積差があった。しかし、比表面積も A が 78.234/mm、B が 98.112/mm と B のほうが大きく、これらの数値から、骨材周りのひび割れが透気・透水に及ぼす影響はより複雑といえる。

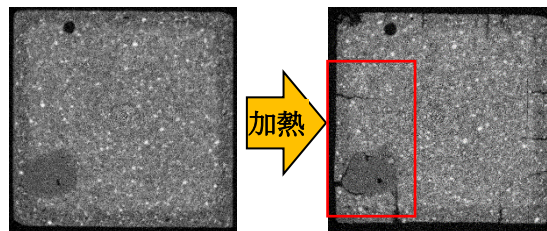


図 1 加熱前後の CT 断面画像

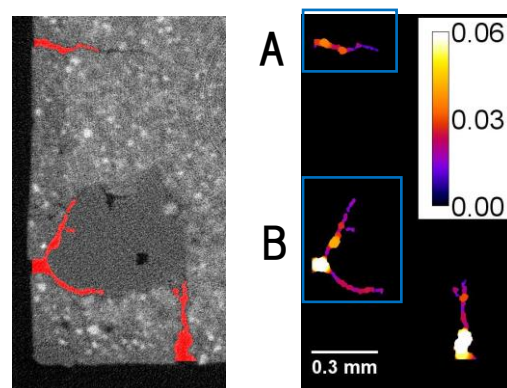


図 2 ひび割れの抽出と定量評価

これは骨材とペーストの界面に存在する遷移帯が加熱時のひび割れの挙動に影響を与えているためであると考えられる。また紙面には掲載していないが、XRD の測定結果からも高温作用の影響を検討した。

*Akio Chimoto¹, Takuya Mikami¹ and Takafumi Sugiyama¹

¹Hokkaido Univ.

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 (8) 変質硬化セメントペーストへの放射性核種の拡散・収着挙動

Evaluation of decommissioning and waste management strategies
for contaminated concrete structures

(8) Diffusion and sorption behaviors of radionuclides in altered hardened cement paste

*飯沼 駿¹、森下 悠里¹、北澤 憩¹、香西 直文²、田中 真悟³、渡辺 直子³、小崎 完³

¹北海道大学大学院工学院、²日本原子力開発機構、³北海道大学大学院工学研究院

福島第一原子力発電所事故により熱変質したと考えられるコンクリート材料中の放射性核種の移行挙動を明らかにするため、実験室にて調製した硬化セメントペーストを加熱した模擬変質コンクリートに対して、¹³⁷Cs 及び ⁸⁵Sr をトレーサとして非定常拡散試験及び収着試験を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所、硬化セメントペースト、熱変質、放射性核種、移行挙動

1. 緒言

福島第一原子力発電所から発生する大量の放射性コンクリート廃棄物の適切な管理のためには、その中の放射性物質の移行挙動の理解が必要であるが、高温に曝されたことによるコンクリートの微細構造の変化が移行挙動に影響を及ぼしている可能性がある。本研究では、硬化セメントペースト(HCP)試料を加熱再水和して調製した模擬変質コンクリート試料に対し、¹³⁷Cs 及び ⁸⁵Sr を用いて非定常拡散試験や収脱着試験を行い、Cs 及び Sr の移行挙動への HCP の微細構造の変化の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

HCP 試料は、普通ポルトランドセメントを水セメント比 0.36 で混練後、円柱状に形成し、50 度で 28 日間セメント平衡水中にて養生して調製した。養生終了後、1℃/分で 80, 200, 300, 400℃まで昇温させ 72 時間維持して加熱処理を行った。その後、セメント平衡水中で 5 日間再水和させて模擬変質 HCP 試料を得た。これらの試料は、XRD、水銀圧入、ガス吸着、SEM/EDX により微細構造の評価を行った。

加熱によるひび割れの影響を除去するためにエポキシ樹脂を注入した試料に ¹³⁷CsCl を塗布し、所定温度(15, 25, 40, 50℃)で 1~2 日拡散させた後、セクションングを行い、Cs⁺の濃度分布から見かけの拡散係数(D_a)を、 D_a の温度依存性より E_a を決定した。さらに、粉末化した試料に対し、セメント平衡水を用いて ⁸⁵Sr の収脱着試験(固液比 1:20)を実施した。

3. 結果・考察

Cs⁺の E_a は、未加熱試料が $37 \pm 2.0 \text{ kJ/mol}$ であつたのに対し、加熱試料では 15.4 ± 4.5 から $26.1 \pm 2.6 \text{ kJ/mol}$ と自由水中の Cs⁺の E_a (16.4 kJ/mol)^[1]に近づいた。また、 D_a は、80, 200, 300℃加熱試料ではいずれの拡散温度においても未加熱試料よりも 3~10 倍高い値になったが、400℃加熱試料については低くなり、未加熱試料の D_a に近づいた。これらの変化は、加熱による細孔径及び容積の変化に対応していると考えられる。

謝辞：本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分検討」(平成 28~30 年度)の一部として実施した。

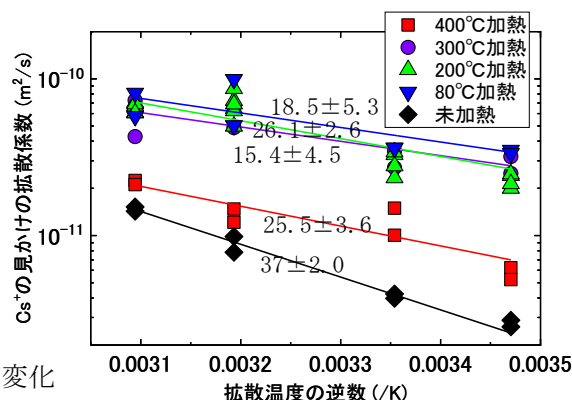


図 Cs⁺の見かけ拡散係数の拡散温度依存性
(図中の数値は活性化エネルギー(kJ/mol))

*Shun Iinuma¹, Yuri Morishita¹, Kei Kitazawa¹, Naofumi Kozai², Shingo Tanaka³, Naoko Watanabe³, Tamotsu Kozaki³ :¹Graduate School of Engineering Hokkaido University, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Faculty of Engineering, Hokkaido University

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

(9) 変質硬化セメントペーストへの放射性核種の収着挙動

Evaluation of decommissioning and waste management strategies
for contaminated concrete structures

(9) Sorption behavior of radionuclides on altered hardened cement paste

*北澤 憩¹、香西 直文³、田中 万也³、下山 巖³、小崎 完²、渡辺 直子²、田中 真悟²

¹北海道大学大学院工学院、²北海道大学大学院工学研究院、³日本原子力開発機構

福島第一原子力発電所の事故時に高温に曝され、その後長期間汚染水と接し変質したコンクリート材料を模擬した硬化セメントペースト試料に対してバッチ式収着試験を行い、放射性核種の収着挙動を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、硬化セメントペースト、熱変質、溶脱、収着

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉を合理的に進めるにあたり、建屋内の放射能の分布ならびにその化学状態を把握する必要がある。しかし、事故時に原子炉建屋のコンクリート材料の一部は高温に曝され変質し、またその後長期間汚染水と接し変質することで、そこでの放射性核種の収着挙動が影響を受けている可能性がある。そこで本研究では、実験室にて調製した硬化セメントペースト試料に対して、加熱ならびに溶脱処理を加え変質させた試料を用いた収着試験を行い、放射性核種の収着挙動に及ぼす変質の影響を検討した。

2. 実験

普通ポルトランドセメントを質量水セメント比 0.36 で混練後、28 日間 50℃で水中養生し、硬化セメントペースト試料を得た。この試料をオープン中で 200℃または 400℃で 72 時間加熱し、模擬加熱変質試料とした。収着試験は固相には、(i)未加熱試料、(ii)模擬加熱変質試料、(iii)各試料を 8 週間純水に浸漬させた試料、をそれぞれ粉砕して用いた。また収着溶液には純水またはセメント平衡水を用い、収着元素の濃度を U：10ppm、Cs および Sr：10 μM とした。固液比は 1:100、収着時間は 24 時間として実施した。収着試験後、固液分離を行い、液相の元素濃度を ICP-MS（U 濃度）、液体シンチレーションカウンター（¹³⁷Cs ならびに ⁹⁰Sr 濃度）にて定量した。

3. 結論

収着試験の結果を表 1 に示す。

U の収着試験では、すべての試験条件において、添加した U の 99%以上が固相に収着した。収着試験後の固相に対する SEM-EDX 分析では、U の濃集は認められず、U は特定の相に収着することなく、全体に広く薄く収着していることが示唆された。

一方、Cs 及び Sr の収着試験では加熱条件による収着率の大きな違いは認められなかったものの、溶脱処理によって収着率が大きく上昇した。これは、Cs および Sr は硬化セメントペースト試料中の特定の鉱物相に収着するため、溶脱処理による鉱物組成の変化の影響を顕著に受けたためである可能性が考えられる。

謝辞

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」（平成 28~30 年度）の一部として実施した。

*Kei Kitazawa¹, Naofumi Kozai², Kazuya Tanaka², Iwao Shimoyama², Shingo Tanaka³, Naoko Watanabe³, Tamotsu Kozaki³

¹Graduate School of Engineering, Hokkaido University, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Faculty of Engineering, Hokkaido University

表 1 各試料の収着率

液相	固相		収着率(%)
U	未溶脱	未加熱	>99.9
		400℃加熱	>99.9
	溶脱	未加熱	>99.9
		400℃加熱	>99.9
Cs	未溶脱	未加熱	11.6
		400℃加熱	13.5
	溶脱	未加熱	97.1
		400℃加熱	94.6
Sr	未溶脱	未加熱	4.7
		400℃加熱	4.5
	溶脱	未加熱	67.3
		400℃加熱	64.4

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 (10) コンクリート中の核種濃度分布と放射性廃棄物発生量の推定

Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

(10) Estimation of radionuclide concentration distribution in concrete and the amount of radioactive wastes

*川崎 大介¹, 渡辺 直子², 駒 義和³

¹福井大学, ²北海道大学, ³日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の原子炉建屋等の汚染コンクリートの解体によって発生する廃棄物量を推定した。事故直後の炉心部近傍における高温環境下でのセメント材料の変質や、気中あるいは滞留水中などコンクリートの晒される環境を考慮して分類し、放射性核種の濃度分布を得るために核種拡散解析を行った。得られた濃度分布の時間変化や廃棄物の処理方法に基づき、発生する廃棄物をレベル区分し、発生量を推定した。

キーワード：福島第一原子力発電所、汚染コンクリート、核種濃度分布、拡散解析

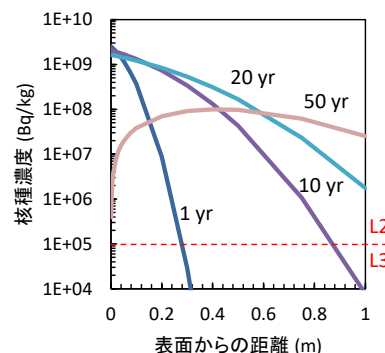
1. 緒言 福島第一原子力発電所の廃炉・サイト修復では、事故によって放出された放射性核種によって汚染された大量の放射性廃棄物が発生する。廃棄物の合理的な処理・処分のシナリオを決定するためには、時間の経過とともに変化する廃棄物中の放射性核種の濃度分布を把握することが重要である。本検討では、種々の条件における汚染コンクリート中の放射性核種の濃度分布を計算し、想定し得る処理方法に基づき、発生する廃棄物のレベル区分と発生量を推定した。

2. 建屋コンクリート中の放射性核種の濃度分布の予測と発生量の推定 原子炉建屋のコンクリートは、事故時の熱影響による変質や、汚染された滞留水に晒されるなど、様々な条件下で汚染されていると考えられる。建屋コンクリート中の核種濃度分布に影響を及ぼすと考えられるこのような要因を考慮して、汚染コンクリートを分類した。これらの分類ごとに放射性核種の浸透・拡散モデルを作成し、別途実験で得られた見かけの拡散係数等^[1]を用いて拡散シミュレーションを行った。

図1に計算で得られたCs-137の濃度分布の例を示す。コンクリートは事故後20年間は汚染された滞留水中に浸ると仮定した。滞留水中の核種濃度の測定履歴を参考に境界条件を設定した。厚さ1mを仮定したコンクリート壁は20年間で全域がCs-137のL3濃度上限値(10⁵ Bq/kg)を超え、L2相当となった。仮に20年後に燃料デブリの取り出しが完了し、滞留水中の核種濃度が0 Bq/Lとなると仮定して、50年後の濃度分布も示した。この場合も全域がL2相当の濃度となった。

1～3号機の原子炉建屋の総重量27.7万tのうち95%がコンクリートで、さらにその40%程度が滞留水に浸っている基礎部だと仮定すると、約10万tがこのようなCs-137濃度であることとなる。

3. まとめ 汚染コンクリート中の放射性核種の濃度分布を計算し、想定し得る処理方法に基づき、発生する廃棄物のレベル区分と発生量を推定した。発表では様々な条件下での濃度分布と管理方法を考慮した上でのレベル区分ごとの廃棄物発生量について報告する。



本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」(平成28~30年度)の一部として実施した。

図1 コンクリート中のCs-137濃度分布(初期20年間滞留水中に浸ると仮定)

参考文献 [1] 森下ほか, 日本原子力学会 2018年春の大会, 3L04.

*Daisuke Kawasaki¹, Naoko Watanabe² and Kazuyoshi Koma³

¹Univ. of Fukui, ²Hokkaido Univ., ³Japan Atomic Energy Agency

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

[2C14-17] Analysis, Scinario Evaluation and System Development

Chair:Nobutake Horiuchi(MMC)

Thu. Mar 21, 2019 3:50 PM - 4:55 PM Room C (Common Education Bildg. 2 1F No.11)

[2C14] Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning

*hideo ezure¹ (1. Nippon Advanced Information Service Company, Inc.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2C15] Analysis on Cost Estimation Approach of Decommissioning in Japan - International Comparison

*Tetsushi Azuma^{1,3}, Keiichi Iida^{2,3}, Kazushi Natsui³, Yasuhiko Horiuchi^{4,3}, Masatoshi Yamasaki^{5,3}, Naoko Watanabe^{6,3}, Satoshi Yanagihar^{7,3} (1. Mitsubishi Electric, 2. Nissin Kiko, 3. Association for Nuclear Decommissioning Study, 4. Nuclear Plant Service Engineering, 5. Studsvik Japan, 6. Hokkaido university, 7. Fukui university)

4:05 PM - 4:20 PM

[2C16] Development of manpower estimation method for decommissioning activities

*Keisuke Komatsu¹, Daisuke Kawasaki¹, Satoshi Yanagihara¹ (1. University of Fukui)

4:20 PM - 4:35 PM

[2C17] Social survey for staffs of NPP decommissioning

*Yasuyoshi Taruta^{1,2}, Qiao Zhao³, Shigeto Kobayshi³, Takashi Hashimoto³ (1. Japan atomic energy agency, 2. University of Fukui, 3. Japan Advanced Institute of Science and Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

^{59}Ni の放射能が廃止措置計画に及ぼす影響

Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning

*江連 秀夫

株式会社 ナイス

原子炉構造材に大量に使用される SUS が中性子照射されて ^{59}Ni が生成され、その内部制動放射(IB)によって放出される γ 線 (1.07MeV までの連続スペクトル) による線量は定量的に評価されてない。そこで、SUS とその不純物の放射化核種による線量が廃止措置計画に及ぼす影響について考察する。なお、本報は 2016 年秋の大会 1C04 に用いられた計算式、その結果等の改訂版である。

キーワード: SUS、EC 崩壊、 ^{59}Ni 、放射能、連続スペクトル、線量、廃止措置、内部制動放射

1. 緒言 原子炉構造材として大量に使用される鋼材、SUS 等は中性子照射され、放射性核種 ^{60}Co 、 ^{59}Ni 等が生成される。それらの線量率、廃棄物量等を評価して、廃止措置計画が作成されている。しかし、 ^{59}Ni は EC 崩壊し、その際に内部制動放射(IB)によって 1.07MeV までの連続スペクトルを持つ γ 線を放出する。しかし、被ばく線量が具体的に評価されていない。このために、M.Pfützner 等¹⁾が測定で実証した理論から求めた「 ^{59}Ni の EC 崩壊の IB γ 線放出確率対電子 K 殻捕獲確率比」を用いて JPDR のシュラウド(SUS304)で生成される ^{59}Ni からの γ 線放出量を求め、更に、Ž.Janas 等²⁾が測定・解析して得た γ 線スペクトルから平均 γ 線エネルギーを求めて、その線量換算係数から表面線量率を評価した。この値及びその他の放射化核種の線量が廃止措置計画に及ぼす影響について考察する。

2. 解析 JPDR のシュラウドの中央位置で放射能濃度の測定、解析³⁾を行なっているので、測定値、運転履歴、核断面積等を用いて年間 80%の稼働率で 40 年間、商業炉と同じ出力密度で運転したとし、次式によって核種の放射能濃度を求めた。ただし、放射能が測定されていない核種もあるので、 ^{60}Co の測定値を用いた。その結果を図 1 に示す。

$$(\lambda n)_\ell = (\lambda n)_k \frac{\sum_{i=0}^p \sigma_{\alpha \rightarrow \ell} \varphi_i N_{\alpha} (1 - \exp(-(\lambda_\ell + \sigma_\ell \varphi_i) T_i)) \exp(-\lambda_\ell t_i)}{\sum_{j=0}^q \sigma_{\beta \rightarrow k} \varphi_j N_{\beta} (1 - \exp(-(\lambda_k + \sigma_k \varphi_j) T_j)) \exp(-\lambda_k t_j)}$$

記号:汎用例と同じ。孫核種、異性体転移:省略。 σ_k , σ_ℓ : (n, γ) 、 (n, p) 等の反応断面積の和。サフックス k と ℓ 及び i と j はそれぞれ放射能を測定、評価する核種とその照射時の運転履歴を表す。中性子束は運転履歴毎の平均炉出力に比例し、放射化断面積は運転条件に対して一定⁴⁾と仮定した。図 1 から運転停止直後から ^{59}Ni と ^{60}Co が放射能濃度の主要核種で、その他の核種は少ないことが分かる。 ^{94}Nb 、 ^{152}Eu 等は不純物によるものである。更に、 ^{59}Ni の IB γ 線放出確率対電子 K 殻捕獲確率比¹⁾ 7.92×10^{-4} 、K 殻捕獲確率⁵⁾及び ^{59}Ni の放射能を用いて EC 崩壊の IB γ 線放出率を求めた。なお、L、M 殻からの IB γ 線についても K 殻と同様な処理⁹⁾をした。また、IB γ 線スペクトル²⁾とそのあてはめ関数から平均 γ 線エネルギーを求め、その線量換算係数⁹⁾からシュラウドの表面線量率^{7,8)}を算出した。この結果を他の核種の線量率と共に図 2 ($^{59}\text{Ni(X)}$:特性 X 線, $^{59}\text{Ni(IB)}$:IB γ 線による線量率)に示す。運転停止直後は ^{60}Co が線量率の主要核種であるが、50 年を過ぎると、 ^{59}Ni 及び ^{94}Nb による線量率が支配的になり、全線量率はほぼ一定となる。この IB γ 線による表面線量率は 74.2mSv/h、年間の被ばく線量が 650Sv/y、特性 X 線(0.104mSv/h)の約 716 倍、 ^{94}Nb (49.9mSv/h)の約 1.5 倍である。

3. 結論 M.Pfützner 等の ^{59}Ni の IB γ 線放出確率対電子 K 殻捕獲確率比及び、 γ 線スペクトルの測定・解析値等を用いて求めた ^{59}Ni の IB γ 線による表面線量率は、特性 X 線及び ^{94}Nb の線量率より大きく、年間の表面被ばく線量は 650Sv/y にもなる。従って、これまで安全貯蔵-解体撤去時の被ばく及び解体廃棄物の長期保管時の支配核種は、 ^{94}Nb であるとしてきたが $^{59}\text{Ni(IB)}$ になる。また、長寿命運転になると、長半減期核種の放射能が増加し安全貯蔵してもメリットが益々少なくなる。今後、種々の課題について十分な検証・評価を行う予定である。

参考文献 1) M.Pfützner, K.Pachcki and J.Żylicz, "Evidence for the virtual β - γ transition ^{59}Ni decay", *Physical Review C* 92, 044305, 7, Oct. 2015. 2) Ž.Janas, M.Pfützner etc., "Study of the internal bremsstrahlung accompanying the (2 ν)-forbidden electron capture decay of ^{59}Ni ", *Nuclear Physics A* 525(1991), pp391-403. 3) 助川武則, 畠山睦夫, 柳原敏, 原子炉の廃止措置における残存放射能評価方法の検討, JAERI-Tech 2001-058, 2001 年 9 月. 4) H.Ezure, "Effect of Neutron Spectrum on Effective Cross Section in Evaluation of Residual Radioactive Inventory in Nuclear Reactors", *J. Nucl. Sci. Technol.* 35, 4, pp255-263, April 1998. 5) Table of radionuclides Introduction, 2011: Marie-Martine BÉ(CEA/LIST-LNE/LNHB, ^{59}Ni). 6) ICRP 116, 付属書 A, 2010. 7) アイソトープ手帳 11 版, p29, 日本アイソトープ協会, 平成 23 年 3 月. 8) www.nist.gov/pml/x-ray-mass-attenuation-coefficients, July 2004 NISTIR 5632. 9) M.Pfützner からの私信。

*Hideo Ezure Nippon Advanced Information Service Company, Inc. (NAIS)

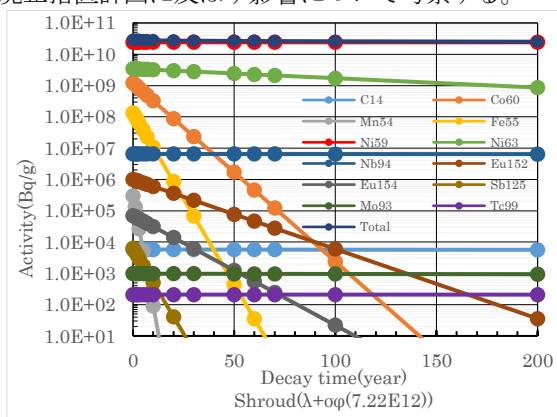


図1 炉心シュラウドの放射能濃度の時間変化

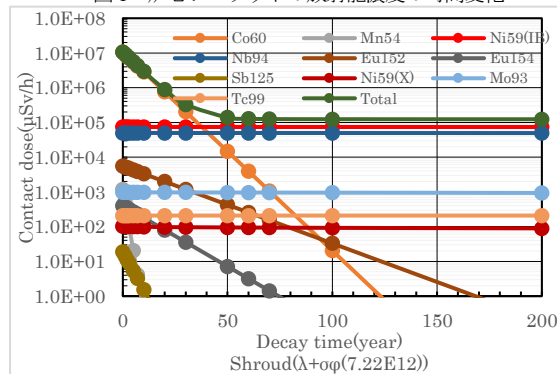


図2 炉心シュラウドの表面線量率の時間変化

我が国の廃止措置費用評価に係る取組の分析 -国際比較

Analysis on Cost Estimation Approach of Decommissioning in Japan -International Comparison

* 東哲史^{1,3}, 飯田桂一^{2,3}, 夏井和司³, 堀内精彦^{3,4}, 山崎正俊^{3,5}, 渡辺直子^{3,6}, 柳原敏^{3,7}

¹三菱電機, ²日進機工, ³ANDES, ⁴原子力サービスエンジニアリング, ⁵スタスビック・ジャパン, ⁶北大, ⁷福井大

国内原子力施設の廃止措置費用評価の方法と外国機関による取組みとの比較を行い、評価対象範囲や作業内容等について相違点を抽出するとともに、廃止措置費用への影響について考察した。

キーワード：廃止措置、解体費用、処理処分費用、費用評価、解体除染、特性評価、ISDC

1. はじめに

廃止措置の費用算出の枠組としては、経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)による費用算出のための共通プラットフォームである International Structure for Decommissioning Costing (ISDC)[1]や、数多くの廃止措置経験を有する米国原子力規制委員会による各種 NUREG レポート[2]がある。一方、我が国では当時の通商産業省 (MITI) が 1985 年に示した物量一次近似方式が典型的な廃止措置費用評価手法として報告されている。これらを比較し、評価対象範囲や作業内容等について相違点を抽出することは、我が国の廃止措置費用の説明性向上に有効と考えられる。

2. 結果および考察

ISDC では網羅的に費用項目が挙げられているため、それを参照し、NUREG と国内の各費用試算を項目ごとに分類した(表 1)。NUREG では、米国原子力規制委員会(NRC)の定める責任範囲内において廃止措置のフェーズごとに費用を算出している。一方、日本では国内原子力施設の中から、標準的な原子力発電施設を選定し、合理的な前提条件のもとに廃止措置費用を計算している (ケーススタディ)。また、一般的には、解体費用と処理処分費用は物量一次近似方式にて算出される。この評価では、NUREG と同様に管轄外の項目は評価対象外とされており、また、事業者費用・プロジェクト管理費用・環境修復費用等の項目や、偶発事象による費用の上振れが考慮されていないと推測される。さらに、物量一次近似式にはクリアランスの運用実績や、安全貯蔵を含む長期化する廃止措置期間に係る費用は反映されていない。今後、廃止措置を円滑に進めるためには、制度等の変化に柔軟に対応可能な透明性のある費用策定方式の提示が求められる。

表 1 費用項目の該当表

ISDCの定める費用項目[1]		NUREG[2]	国内[1]
廃止措置の準備活動		○	○
施設停止作業		△	△
安全貯蔵等に向けた活動		△	△
解体作業		○	○
廃棄物処理・貯蔵・処分	放射性廃棄物	○	△
	有害物質を含む廃棄物	×	○
	管理区域外で発生した廃棄物	×	△
	過去・遺産の廃棄物	×	×
サイト基盤整備と維持		○	×
従来型解体・改修等		×	△
プロジェクト管理		○	×
研究開発		×	×
燃料・核燃料物質		×	×
その他		○	○

○: 該当、×: 非該当、△: 一部該当

3. まとめ

ISDC を参照し、廃止措置全般に関わる項目に対して、米国および国内の費用分類を整理した。我が国の廃止措置に関しても、範囲を明確化した上で、柔軟性、透明性のある費用の見積手法を示すことが重要と考える。なお、本報告は原子力デコミッショニング研究会コスト評価分科会による成果である。

参考文献

[1]. OECD 2012 NEA No.7088: International Structure or Decommissioning Costing (ISDC) of Nuclear Installations
[2]. NUREG/CR-6174: Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station

*Tetsushi Azuma^{1,3}, Keiichi Iida^{2,3}, Kazushi Natsui³, Yasuhiko Horiuchi^{3,4}, Masatoshi Yamasaki^{3,5}, Naoko Watanabe^{3,6} and Satoshi Yanagihara^{3,7}

¹ Mitsubishi Electric Corporation, ² Nissin Kiko Co., Ltd, ³ Association for Nuclear Decommissioning Study, ⁴ Nuclear Plant Service Engineering Co., Ltd, ⁵ Studsvik Japan, Ltd, ⁶ Hokkaido Univ., ⁷ Fukui Univ.

廃止措置における作業人工数予測手法の開発
作業特性の情報量と不確実性の関係に関する検討

Development of manpower estimation method for decommissioning activities

Study on the relationship between detailedness of the work attributes and the uncertainty

*小松 啓祐¹、川崎 大介¹、柳原 敏¹

¹ 福井大学

合理的な人工数予測のために回帰分析に基づく作業区分方法を構築し、必要となる情報量(作業区分の数)と人工数予測の不確実性との関係を明らかにした。許容される不確実性に応じた作業区分と人工数予測が可能となった。

キーワード： 廃止措置，人工数予測，単位作業係数，回帰分析，不確実性

1. 緒言 廃止措置の解体作業人工数は、解体対象機器の重量などに単位作業係数をかけて見積られる。単位作業係数は、作業の内容や解体対象機器等によって変化するため、作業を区分して個別に設定される。より細かく区分すると人工数予測の精度が向上し得るが、要求された精度で予測するためにはどのように区分すべきか、十分に検討されてこなかった。本研究では、合理的な人工数予測のための作業区分方法を構築し、必要となる情報量(作業区分の数)と人工数予測の不確実性の関係を明らかにした。

2. 作業区分方法 JPDR の解体実績に基づき、在来工法による切断・収納作業について、解体対象機器による区分を抽出し、回帰分析により単位作業係数を取得した(表 1)。対象機器ごとに分類された作業は、さらに作業特性や機器特性で細分される。人工数予測における各々の特性の必要性は、LASSO 回帰等を用いて判断できる^[1]。一方、解体対象機器による区分については、残差の分布から得る回帰係数の標準偏差が予め設定した上限 σ_{bound} を超えない範囲で区分を統合した。

3. 作業区分数と単位作業係数の標準偏差 作業区分の統合に伴う単位作業係数とその標準偏差の変遷を図 1 に示す。 $\sigma_{\text{bound}} = 0$ では、表 1 に示した全機器に対する個別の単位作業係数である。このとき最も細かな区分となるが、残差の存在により単位作業係数の標準偏差は 0 とはならない。 σ_{bound} の値を 0 から増加させていくと単位作業係数の類似する作業区分から順に統合されていく。 $\sigma_{\text{bound}} = 3$ においては全てが統合され、単一の単位作業係数となった。即ち、この精度での人工数予測には、解体対象機器を区別する必要がないと言える。

4. 結論 回帰分析に基づく作業区分方法を構築し、標準偏差上限の指標 σ_{bound} の増加に伴う作業区分の数と単位作業係数の不確実性の変遷を得た。許容される不確実性に応じた作業区分と人工数予測が可能となった。

参考文献

[1]小松, 他, 日本原子力学会 2018 秋の大会, 1F08.

表 1 解体対象機器による切断・収納作業の区分

解体対象機器	単位作業係数 [人時/kg]
ケーブル類	1.141
保温材	0.151
ダクト	0.110
配管・弁	0.085
空調機	0.069
熱交換器	0.059
脱塩器	0.053
タンク	0.050
制御盤・ラック	0.047
ポンプ	0.044
架台・サポート	0.038
基礎	0.021
壁	0.020
電源盤	0.004

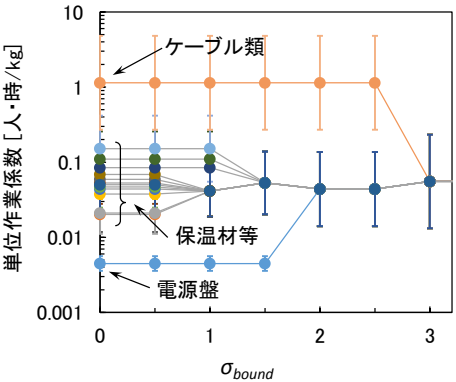


図 1 作業区分の統合に伴う単位作業係数とその標準偏差(誤差棒)の変遷

*Keisuke Komatsu¹, Daisuke Kawasaki¹ and Satoshi Yanagihara¹
¹University of Fukui

廃止措置中の原子力発電所の職員へ心理社会的調査

Social survey for staffs of NPP decommissioning

*樽田 泰宜^{1,2}, 趙 功³, 小林 重人³, 橋本 敬³

¹日本原子力研究開発機構, ²福井大学, ³北陸先端科学技術大学院大学

抄録 福井県敦賀市の廃止措置中の新型転換炉原型炉ふげんを対象に、イントラネットを活用した情報収集を実施した。特に、廃止措置は長期間のプロジェクトであり世代交代も念頭に入れる必要がある。そこで世代継承や知識継承に関する社会的調査を実施した。

キーワード：廃止措置，知識マネジメント，世代継承性，有能感，知識継承行動

1. 緒言

原子力の黎明期からの経験豊富な世代は続々と退職しており、この世代が培ってきた知識・技術などの伝承の必要性が指摘されている。同時に、長年運転をしてきた多くの原子力発電所は計画運転期間を終えて廃止措置に移行しつつある。この長期プロジェクトでは期間内に世代交代が発生することが考えられる。日本では、廃止措置の実施形態として（廃止措置の）専業事業者ではなく発電所の従業員がその職務に従事している。職員らはプラントの運転から廃止措置という異なる専門性が要求される業務に従事することになる。このような状況の中、廃止措置を安全で合理的に進めるためにも職員がこれまでの運転業務を廃止措置に活かすことは重要である。そこで今回は世代継承をキーワードに質問紙による社会調査を実施し、組織内での簡便な情報蒐集方法の検討を行った。調査では、原子力発電所の全所員を対象に基本情報や世代継承の調査を実施した。世代継承性とは、生み出したものを次の世代に継承するもので生産性や創造性といった概念を包含した心理社会の尺度である。本研究での対象は、原子力の運転と廃止措置の両方を経験している新型転換炉原型炉ふげん（以下「ふげん」）とする。

2. 調査

調査では「ふげん」のアルバイトを含む全所員（112名）に対してイントラネットを使った設問表による調査を実施し、106名から回答を得た（回収率95%）。平均年齢は44.81歳（SD=12.54）である。設問表では、基本属性として入社年度や過去の所属課、当直経験や過去の経験の活用などを聞く項目の他に、先行研究を参考にして世代継承、有能感、知識継承性に関する調査項目を設定した。なお調査への影響を避けるために調査項目の具体的な意味は非明示的に実施している。分析では、優位な差を示す群の明らかにするためいくつかの尺度で統計検定を実施した。

3. 結論

イントラネットを利用したセキュアな環境で情報を収集し、計算機を活用することで回答者と集計者の負担軽減や、JavaScriptを活用することで入力ミスを避ける工夫を盛り込んだ。世代継承に関しては先行研究とは業種が異なるため単純な比較はできないが、高い傾向にあることが分かった。また、運転時代の経験も現在の廃止措置にうまく活用していることが調査から明らかとなった。活用方法やその内容に関しては個々の業務や文脈に依存する事柄であるため、今後はインデプスインタビュー等を通じてその内容を明らかにしていく予定である。一方で、廃止措置に移行して10年が経過しているために、廃止措置に移行して変化した心理的要因の発見には至っておらず今後の課題である。

*Yasuyoshi Taruta^{1,2}, Quao Zhao³, Sigeto Kobayashi³, Takashi Hasimoto³

¹JAEA, ²University of Fukui, ³JAIST

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

[2C18-19] Dismantling and Recycle of Electrical Components

Chair:Daisuke Kawasaki(Fukui Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 4:55 PM - 5:30 PM Room C (Common Education Bldg. 2 1F No.11)

[2C18] The dismantling and recycle of electric equipments and materials in the decommissioning of nuclear power plants

*Genichiro Wakabayashi¹, Hirokuni Yamanishi¹, Takahiro Yamada¹, Tetsuo Itoh¹, Takayuki Ikeda^{2,1}, Yasunori Roji², Masateru Hayashi², Tetsushi Azuma² (1. AERI, Kindai Univ., 2. Mitsubishi Electric Corp.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2C19] The dismantling and recycle of electric equipments and materials in the decommissioning of nuclear power plants

*Masateru Hayashi¹, Tetsushi Azuma¹, Takayuki Ikeda^{1,2}, Yasunori Roji¹, Genichiro Wakabayashi², Hirokuni Yamanishi², Takahiro Yamada², Tetsuo Itoh² (1. Mitsubishi Electric, 2. AERI, Kindai Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

原子力発電所の廃止措置に伴う電気品の解体・再利用

(3) 熱中性子照射によりケーブル中に生成する核種の評価

The Dismantling and Recycle of Electric Equipment and Materials
in the Decommissioning of Nuclear Power Plants

(3) Evaluation of Nuclides Produced in PWR Cables by Thermal Neutron Irradiation

*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, 林 真照², 東 哲史²

¹ 近大原研, ² 三菱電機

PWRで使用されている代表的なケーブルについて、熱中性子照射によって生成する放射性核種を粒子・重イオン輸送計算コードPHITSと放射化計算コードDCHAIN-SPを組み合わせることで評価を行った。

キーワード: 廃止措置, 再利用, PWR ケーブル, 放射化, PHITS, DCHAIN-SP

1. 緒言

原子力発電所で使われるケーブルが、炉心近傍で中性子照射を受けて放射化されたときに、ケーブル中にどのような核種が生成されるのかについては十分な情報がない。そこで本研究では、PWRで使用されている代表的なケーブルについて、熱中性子照射によって生成する核種を粒子・重イオン輸送計算コードPHITSと放射化計算コードDCHAIN-SPを用いて評価した。

2. 計算方法

PWR で用いられている代表的なケーブルの成分分析の結果[1]を用いて計算を行った。計算では、長さ 1 cm のケーブルの側面から 0.025 eV の中性子ビームを照射する体系とし、40 年間の中性子照射の後、5 年間の冷却期間を設定し、ケーブル中に生成する核種の放射能を求めた。

3. 結果

図 1 に計算結果の一例として 600V 電力ケーブル (FR-PSHV) の導体部分 (錫めっき軟銅) について計算を行った結果を示す。ケーブルの導体中に残留する主な核種として Ni-63 及び Zn-65 の他、Sb-125 や Te-125m が生成されることが分かった。

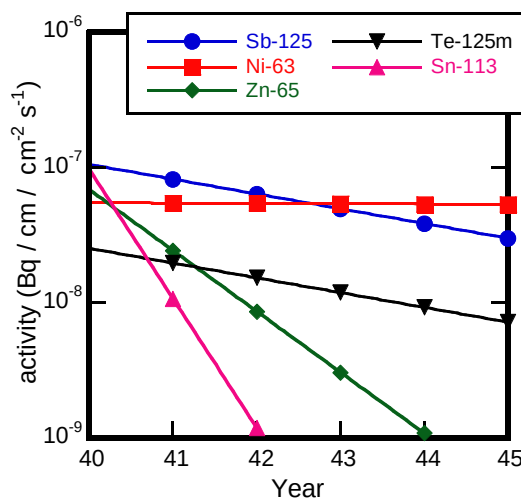


図 1 ケーブル導体中に生成される核種の放射能

参考文献

[1] 若林源一郎, 山西弘城, 山田崇裕, 伊藤哲夫, 池田貴幸, 路次安憲, 山本悠司, 林真照, 東哲史, 「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」, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 2L19.

*Genichiro Wakabayashi¹, Hirokuni Yamanishi¹, Takahiro Yamada¹, Tetsuo Itoh¹, Takayuki Ikeda^{1,2}, Yasunori Roji², Masateru Hayashi², Tetsushi Azuma²

¹AERI, Kindai Univ., ²Mitsubishi Electric

原子力発電所の廃止措置に伴う電気品の解体・再利用

(4) ケーブルのクリアランス測定方法の検討

The dismantling and recycle of electric equipments and materials
in the decommissioning of nuclear power plants

(4) A study of radioactivity clearance measurement for waste cables

*林 真照¹, 東 哲史¹, 池田 貴幸^{1,2}, 路次 安憲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

鋼材等を対象とした既存のクリアランス装置は ^{60}Co をキー核種として測定しているが、ケーブルについてはその元素組成から放射化により ^{60}Co が生成されない可能性が高い。そこで、ケーブルを対象に重要評価対象核種の選定とそれらの半減期を考慮した最適なクリアランス測定方法の検討を行った。

キーワード: 廃止措置, 再利用, PWR ケーブル, 放射化, クリアランス

1. 緒言

原子力発電所の廃止措置においてケーブルをクリアランス測定する場合、既存のクリアランス装置[1]では鋼材等が主な測定対象物であり ^{60}Co をキー核種として測定しているが、ケーブルについてはその元素組成[2]から放射化により ^{60}Co が生成されない可能性が高く、既存の装置では適切な測定が実施できないと考えられる。そのため、ケーブルを対象に重要評価対象核種の選定とそれらの半減期を考慮した最適なクリアランス測定方法を確立する必要がある。

2. 検討結果

原子力プラントで用いられるケーブルの主成分分析結果を基に、放射化により生じる放射性核種を推定し、重要評価対象核種を選定した。表 1 に選定結果を示す。ケーブルの放射化により ^{63}Ni や ^{41}Ca 等ガンマ線を放出しない核種が生成されるため、比較的エネルギーの高いガンマ線を放出する ^{65}Zn をキー核種に選定し、スケーリングファクタ法 (SF 法) の適用可能性を評価した。SF 法の適用上限は、キー核種濃度の 1/10 となるため、図 1 に示す様に、導体中に不純物として Ca が含まれない場合は運転停止後 15 年以上、Ca が含まれる場合でも 8 年程度は重要評価対象核種の濃度を評価できる見込みが得られた。

3. 結論

以上の結果より、計算による評価を併用することで、ケーブルに特化したクリアランス測定方法の検討が可能である。今後、PHITS 等の解析や放射化試験の結果を検証し、測定方法の検討を進める。

参考文献

[1] 吉村幸雄, 他, 東芝レビュー Vol. 59, No.8, p.40-43, (2004).

[2] 若林源一郎, 他, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 2L19, (2018).

*Masateru Hayashi¹, Tetsushi Azuma¹, Takayuki Ikeda^{1,2}, Yasunori Roji¹, Genichiro Wakabayashi², Hirokuni Yamanishi², Takahiro Yamada² and Testuo Itoh²

¹Mitsubishi Electric, ²AERI Kindai Univ.

核種	生成量 ^{*1} (Bq/g)	半減期	CL ^{*2} (Bq/g)
^{41}Ca ^{*3}	5.5	1.03×10^5 y	100
^{46}Sc ^{*3}	3.2	83.8 d	0.1
^{63}Ni	9.9×10^{-7}	100 y	100
^{65}Zn	1.1×10^5	244 d	0.1

^{*1} 中性子束 $10^{11} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ で 40 年照射時の値

^{*2} クリアランスレベル

^{*3} 不純物として含まれる場合の推定最大値

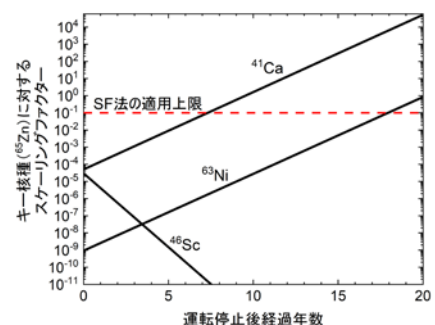


図 1 ^{65}Zn をキー核種とした場合の SF 法の評価結果

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry, Water Quality Control

[2D01-06] Corrosion Chemistry 2

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 10:15 AM - 11:55 AM Room D (Common Education Bldg. 2 1F No.12)

[2D01] Study of the accelerated corrosion of carbon steel in air-solution alternating condition

*Takashi Tsukada¹, Kyohei Otani¹, Hiroshi Terakado¹, koei ebata¹, Fumiyoshi Ueno¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[2D02] Study of the accelerated corrosion of carbon steel in air-solution alternating environment

*Kyohei Otani¹, Takashi Tsukada¹, Fumiyoshi Ueno¹, Masahiro Yamamoto¹ (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[2D03] Development of Corrosion Database under Radiation Environment

*Yoshiyuki Kaji¹, Tomonori Sato¹, Kuniki Hata¹, Hiroyuki Inoue², Mitsumasa Taguchi³, Hajime Seito³, Eiji Tada⁴, Hiroshi Abe⁵, Eiji Akiyama⁵, Shunichi Suzuki⁶ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Osaka Prefecture University, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. Tohoku University, 6. University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[2D04] Development of Corrosion Database under Radiation Environment

*Kuniki Hata¹, Tomonori Satoh¹, Yoshiyuki Kaji¹, Hiroyuki Inoue², Mitsumasa Taguchi³, Hajime Seito³, Eiji Tada⁴, Hiroshi Abe⁵, Eiji Akiyama⁵, Shunichi Suzuki⁶ (1. JAEA, 2. Osaka Prefecture University, 3. QST, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. Tohoku University, 6. the University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[2D05] Development of Corrosion Database under Radiation Environment

*Tomonori Sato¹, Mitsumasa Taguchi², Hajime Seito², Eiji Tada³, Hiroyuki Inoue⁴, Hiroshi Abe⁵, Eiji Akiyama⁵, Shunichi Suzuki⁶, Kuniki Hata¹, Yoshiyuki Kaji¹ (1. JAEA, 2. QST, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Osaka Prefecture University, 5. Tohoku University, 6. The University of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[2D06] Development of Corrosion Database under Radiation Environment

*Hiroshi Abe¹, Eiji Akiyama¹, Mitsumasa Taguchi², Hajime Seito², Hiroyuki Inoue³, Eiji Tada⁴, Shunichi Suzuki⁵, Tomonori Sato⁶, Kuniki Hata⁶, Yoshiyuki Kaji⁶ (1. Tohoku University, 2. QST, 3. Osaka Prefecture University, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. The University of Tokyo, 6. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

気液交番環境における炭素鋼の腐食加速現象の研究 (1)希釈海水濃度の影響について

Study of the accelerated corrosion of carbon steel in air-solution alternating environment

— (1) Effect of the concentration of diluted seawater —

*塚田 隆¹、大谷 恭平¹、寺門 宙¹、江幡 功栄¹、上野 文義¹

¹ 日本原子力研究開発機構

試験片を気中と液中を交互に出入りさせる回転型腐食試験装置により気液交番環境における炭素鋼の腐食挙動を検討している。腐食速度に与える希釈海水濃度の影響を大気中 30℃で 500h までの試験により調べた結果、200 倍希釈海水相当の塩化物イオン濃度（以下、Cl⁻濃度）付近で腐食速度が最大となることが分かった。

キーワード：腐食、炭素鋼、原子炉格納容器、回転型腐食試験、希釈人工海水、塩化物イオン濃度

1. 緒言

東京電力(株)福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内には冷却水が循環注入されており、容器等の材料である炭素鋼の腐食挙動を検討する必要がある。また容器内面の流動水膜下や気水界面付近等では腐食が加速される可能性がある。このため、炭素鋼試験片の腐食速度を回転腐食試験装置により調べ、既報^[1,2]では大気中と希釈海水中を出入りする気液交番環境条件では、常時水中にある場合に比べ腐食速度が 3～5 倍に増大することを示した。本研究では溶液の Cl⁻濃度が腐食に与える影響を調べることを目的とした。

2. 実験方法

回転型試験装置主要部の構造を図 1 に示す。炭素鋼(SGV480)の短冊型試験片(40x10x2mm)をアクリル製治具(40x40x10mm)に樹脂製ネジで固定し、試験槽内の液面を調整して試験片が気液中を出入りする交番浸漬回転条件及び常時水中の全浸漬回転条件で試験を行った。試験溶液 (30℃±1℃) は人工海水 (アクアマリン)、20 倍・200 倍・2000 倍希釈海水及び純水とし、試験片回転速度は 1 回転/分 (試験片表面での相対流速は約 0.003m/s) で 500 時間経過後に表面のさび層を脱膜処理により除去し腐食減量を測定した。

3. 結果・考察

図 2 に試験片の腐食減量と溶液中の Cl⁻濃度の関係を示す。交番浸漬回転及び全浸漬回転の両条件共に腐食減量は 200 倍希釈海水中 (Cl⁻濃度約 120ppm) で最大となり、交番浸漬回転では約 4 倍に腐食が加速された。交番浸漬回転による加速は気中で形成される薄い水膜中の酸素拡散の促進により説明できる。一方、Cl⁻濃度の影響については過去に NaCl 水溶液を用いた研究報告が多くあり、海水相当の Cl⁻濃度付近で腐食が最大になると報告されている^[3]。しかし、本研究では 200 倍希釈人工海水の Cl⁻濃度で最大の腐食減量となった。その原因としては、人工海水に含まれる NaCl 以外の成分、特に Mg、Ca などのカチオンの影響が考えられる。また、20 倍希釈海水以上の Cl⁻濃度では鉄さび層から β -FeOOH 水酸化物が検出されたため、その形成が腐食速度を低下させた可能性も考えられる。

参考文献

- [1] 塚田ら、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集、1N10.
- [2] 塚田ら、日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集、2I04.
- [3] 例えば、ユーリックら「腐食反応とその制御 (第 3 版)」、p.110

*T. Tsukada¹, K. Otani¹, H. Terakado¹, K. Ebata¹, and F. Ueno¹

¹Japan Atomic Energy Agency

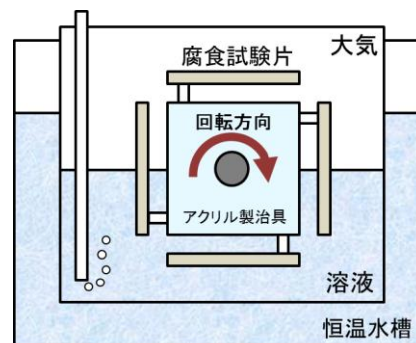
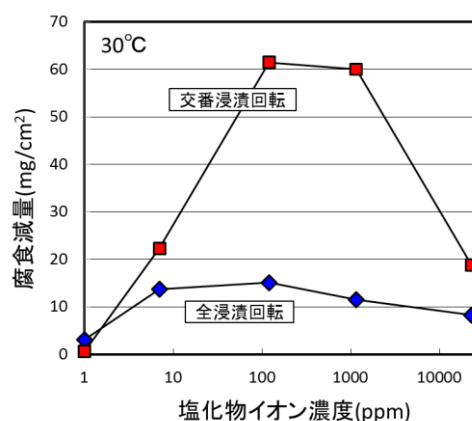


図 1 腐食試験槽内部の構造



気液交番環境における炭素鋼の腐食加速現象の研究

－ (2) 鉄さび層の構造と加速機構 －

Study of the accelerated corrosion of carbon steel in air-solution alternating environment

－ (2) Iron rust structure and the acceleration mechanism －

*大谷恭平¹、塚田隆¹、上野文義¹、山本正弘¹

¹ 日本原子力研究開発機構

気中と水中へ交互に暴露される環境（気液交番環境）で炭素鋼の腐食は加速する。気液交番環境で炭素鋼に形成した鉄さび層の断面観察および分析より、気液交番環境で炭素鋼の腐食が加速する理由は常に溶存酸素（DO）濃度の高い場所でカソード反応が生じ続ける構造の鉄さび層が形成するためだと考えられる。

キーワード：腐食、炭素鋼、原子炉格納容器、回転型腐食試験、希釈人工海水、塩化物イオン濃度

1. 緒言

既報^[1,2]より、気液交番環境における炭素鋼の腐食速度および鉄さび厚さは、常時水中に浸漬されて流れのある環境（全浸漬環境）に比べて増大することが明らかになった。（図1）本研究では、気液交番環境で炭素鋼に形成した鉄さび層の断面観察および分析により、気液交番環境における炭素鋼の腐食加速機構を解明することを目的とする。

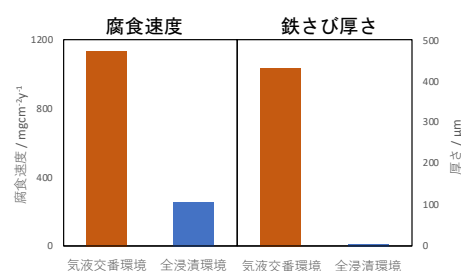


図1 各環境における腐食速度と鉄さび厚さ

2. 実験

SGV480 相当材炭素鋼を 40 x 10 x 2 mm に切断し、研磨および超音波洗浄を行い試料とした。溶液には 200 倍希釈人工海水を用いた。気液交番環境における腐食試験は大気開放で 144 時間実施した。気中に出ている期間の試料表面は乾燥せず常に水膜が形成していた。観察はデジタルカメラ、マイクロスコープ、金属顕微鏡、走査型電子顕微鏡(SEM)を用いて行い、分析は顕微ラマン分光分析装置（Raman）およびエネルギー分散型 X 線分光器(EDS)、オージェ電子分光分析装置(AES)を用いて行った。

3. 結果・考察

図2に気液交番環境で腐食試験後の試料断面 SEM 写真を示す。SEM 写真より、試験後の試料には 300 μm を超える多層構造の厚い鉄さび層が形成していたことがわかる。図2の(a)で示す範囲には白色の外殻のような密な層（クラスト層）と外側に灰色の層が確認でき、Raman 分析より内側のクラスト層は Fe₃O₄、外側の灰色の層は γ-FeOOH であったため、鉄さび層の最外部で γ-FeOOH が Fe₃O₄ に還元する反応が生じていたと考えられる。図2の(b)で示す範囲には AES 分析より Fe₃O₄ の結晶が存在することがわかり、この結晶によりクラスト層と素地 Fe は電氣的に接続されていることを確認した。このことは、クラスト層に内部の Fe₃O₄ の結晶を介して素地 Fe から電子が供給可能であることを意味し、酸素還元反応（カソード反応）は水膜により DO 濃度の高い鉄さび層最外部で生じていたと考えられる。すなわち、気液交番環境で鉄さび層が厚く成長しても、カソード反応は常に水膜の影響によって加速される状態が維持されていたといえる。以上のように気液交番環境では特殊な形状の鉄さび層が形成するため、炭素鋼の腐食速度は全浸漬環境に比べて速かったと考えられる。この環境での腐食速度は水中および気中の酸素濃度に大きく影響を受けると考えられる。

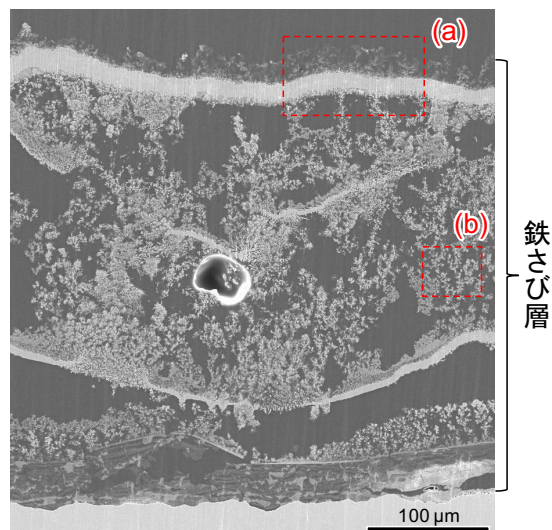


図2 腐食試験後の試料断面 SEM 写真

参考文献

- [1] 塚田ら、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集、1N10.
- [2] 塚田ら、日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集、2104.

*K. Otani¹, T. Tsukada¹, F. Ueno¹, and M. Yamamoto¹

¹Japan Atomic Energy Agency

放射線環境下での腐食データベースの構築

(1) 全体概要

Development of Corrosion Database under Radiation Environment

(1) Overview

*加治芳行¹ 佐藤智徳¹ 端邦樹¹ 井上博之² 田口光正³ 清藤一³ 多田英司⁴ 阿部博志⁵
秋山英二⁵ 鈴木俊一⁶

¹原子力機構, ²大阪府大, ³量研, ⁴東工大, ⁵東北大, ⁶東大

本研究は、福島第一原子力発電所廃炉で必要となるラジオリシスデータと構造材料の腐食データを大学等と連携して取得することを目的として行った。本発表では、全体概要を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所、放射線環境、腐食、ラジオリシス、データベース

1. 緒言 福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置の着実な推進を考えた場合、維持すべき機能は、①重要な構造物を倒壊させない、②冷却系配管の流量を維持する、③放射性物質のバウンダリ機能を有している原子炉格納容器(PCV)等からの漏えいを防止する、である。しかし、腐食反応を律速する環境要因に関しては、現状十分にデータが得られている訳ではなく、また、作業の進展に伴い時々刻々と変化し得る。そこで、本事業では、1F 廃炉で必要となるラジオリシスデータと構造材料の腐食データを大学等と連携して取得する。これらのデータを取得する中核研究施設として量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所に大学等が共用で試験できるガンマ線照射場を構築し、実験機器類を整備する。取得したラジオリシスデータと腐食影響データをデータベース化し、腐食速度予測解析コード整備に繋げる。また、現状の実機環境だけでなく将来も想定した環境を考慮して腐食の潜在的な影響を調査・解析するための調査票を整備する。

2. 成果の概要 ① ラジオリシスデータセット整備及びデータベース化：ラジオリシス等に関する文献調査を行い追加の情報収集を進めるとともに、Fe イオンを含む水溶液のガンマ線照射実験を実施した。その結果、Fe イオンを含む水溶液で pH が低下すること、過酸化水素濃度や水素濃度が Fe イオン濃度や線量の増加に伴い増加することを確認した。今後ラジオリシス計算を行い実験結果との比較検討を行う予定である。これにより、Fe イオンを含む場合のラジオリシスデータの整備を行う。② ラジオリシスデータの整備・評価：文献調査などから、本業務が対象とする線量率・導電率条件下での鉄鋼およびその他の材料の腐食速度に関するデータについての既往の知見を整理した。③ ガンマ線照射下腐食試験環境の整備：pH や温度、溶存酸素や溶存イオン等を制御した腐食環境下でのガンマ線照射場を構築するとともに、過酸化水素濃度等を迅速に測定できる分析装置を整備した。④ 炭素鋼の脱不働態化におよぼすガンマ線照射の影響評価：再臨界防止として利用が検討されているホウ酸塩と塩化物イオン存在下における炭素鋼の不働態化挙動とガンマ線照射影響を評価し、腐食特性マップを作成した。ホウ酸塩が増加するにしたがって、腐食形態が全面腐食から局部腐食、不働態に変化すること、塩化物イオンが増加するにしたがって、脱不働態化することがわかった。⑤ 湿潤・乾燥環境でのガンマ線照射による腐食影響評価：全浸漬、半浸漬、気中、上部からの液滴落下条件における腐食速度に及ぼすガンマ線の影響に関するデータを取得した。その結果、半浸漬、特に喫水部での腐食速度が全浸漬条件よりも大きく、液滴落下条件も含めて、ガンマ線照射下では非照射下よりもさらに腐食速度が大きくなることがわかった。⑥ 腐食調査票の整備：全体俯瞰マップをベースに、腐食防食及びプラント専門家とブレインストーミングを実施し、不確定性がある燃料プールや格納容器内の環境把握が重要であることが確認された。

本報告は、文部科学省の「平成 30 年度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 放射線環境下での腐食データベースの構築」にて得られた成果の一部である。

* Yoshiyuki Kaji¹, Tomonori Sato¹, Kuniki Hata¹, Hiroyuki Inoue², Mitsumasa Taguchi³, Hajime Seito³, Eiji Tada⁴, Hiroshi Abe⁵, Eiji Akiyama⁵, Shunichi Suzuki⁶

¹JAEA, ²OPU, ³QST, ⁴TIT, ⁵TU, ⁶UT

放射線環境下での腐食データベースの構築

(2) ラジオリシスデータセット整備およびデータベース化

Development of Corrosion Database under Radiation Environment

(2) Development of Data Set and Database for Radiolysis Calculation

*端邦樹¹ 佐藤智徳¹ 加治芳行¹ 井上博之² 田口光正³ 清藤一³ 多田英司⁴ 阿部博志⁵秋山英二⁵ 鈴木俊一⁶¹原子力機構, ²大阪府大, ³量研, ⁴東工大, ⁵東北大, ⁶東大

本研究は、福島第一原子力発電所廃炉で必要となるラジオリシスデータと構造材料の腐食データを大学等と連携して取得することを目的として行った。本発表では、ラジオリシスデータセット整備の一環として進めている照射下での腐食速度に関する既往研究のデータの調査及びFeイオンを含む水溶液のラジオリシス現象の把握のための照射実験の結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所、ラジオリシス、反応速度論、酸素、過酸化水素、腐食、データベース

1. 緒言 放射線場にある福島第一原子力発電所（1F）建屋内滞留水中の構造材料の腐食環境の予測には、当該環境でのラジオリシス現象の把握が必要である。本研究では、照射下腐食に関する既往研究のデータの調査を進めるとともに、滞留水中に存在する特定の化学種を含む水溶液のラジオリシスデータの取得を行っている。本発表では、照射下での腐食速度に関する既往研究のデータの調査結果及びFeイオンを含む水溶液のラジオリシスによる酸化剤等の生成挙動について調べた結果について報告する。

2. 成果

2. 1 既往研究のデータの調査 1F 建屋内の環境を包括できるよう、線量率が 0.1 から 10 kGy/h 程度かつ温度が 80℃ 以下の条件で取得された照射下腐食試験を抽出し、試験結果を整理した。大気開放での実験の他に Ar 飽和下や N₂ 飽和下での実験について報告があり、これらの条件では大気開放条件と比較して照射下での腐食速度が減少することが示されている。また、Ar 飽和と N₂ 飽和との比較では、中性に近い pH での希薄水溶液において、Ar 飽和下で腐食速度がより減少する傾向にあった^[1]。N₂ 飽和下のラジオリシスでは、窒素酸化物の発生に加え、H₂O₂ や O₂ 等の酸化剤の濃度の増加が報告されているが^[2]、放射線化学的な挙動は十分には明らかになっていない。今後のラジオリシス実験等を通じて、N₂ 飽和下での鋼材腐食へのラジオリシス影響について明らかにすることを目指す。

2. 2 Feイオンのラジオリシスに関する研究

2. 2. 1 実験手法 硫酸鉄 (FeSO₄) を 0.5 mM 含む中性の水溶液を 30 ml の硬質ガラス製バイアル瓶に 20 ml 入れ、Ar 置換後にブチルゴムセプタムで密栓した試料に対して、高崎量子応用研究所においてガンマ線（吸収線量率約 1.2 kGy/h）を照射した。照射後試料のヘッドスペースに存在する O₂ 及び H₂ をガスクロマトグラフにより測定した。また、液相中に生成した H₂O₂ を、三ヨウ化イオン (I₃⁻) に変換し^[3]、吸光測定により定量することで測定した。

2. 2. 2 実験結果と考察 照射後の生成物濃度及び pH を測定したところ、照射に伴い H₂O₂ 及び H₂ の増加が見られた。また、pH の急激な低下も確認された。今後、ラジオリシスシミュレーションとの比較を行い、Feイオンを含む水溶液のラジオリシス現象を明らかにし、Feイオンのラジオリシスにおける化学反応データセットを確立することを目指す。

本報告は、文部科学省の「平成 30 年度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 放射線環境下での腐食データベースの構築」にて得られた成果の一部である。

参考文献 [1] 井上博之ら、第 60 回材料と環境討論会講演集、A-112 (2013). [2] 神田泰寛ら、第 61 回材料と環境討論会講演集、B-311 (2014). [3] J.A. Ghormley and A.C. Stewart, J. Am. Chem. Soc., 78, 2934-2939 (1956).

* Kuniki Hata¹, Tomonori Sato¹, Yoshiyuki Kaji¹, Hiroyuki Inoue², Mitsumasa Taguchi³, Hajime Seito³, Eiji Tada⁴, Hiroshi Abe⁵, Eiji Akiyama⁵, Shunichi Suzuki⁶

¹JAEA, ²OPU, ³QST, ⁴TIT, ⁵TU, ⁶UT

放射線環境下での腐食データベースの構築 (3) ガンマ線照射下腐食試験環境の整備と 炭素鋼の脱不働態化におよぼすガンマ線照射の影響評価

Development of Corrosion Database under Radiation Environment
(3) Construction of corrosion test environment in gamma-ray irradiation
and Influence of gamma irradiation on de-passivation of carbon steel

*佐藤智徳¹ 田口光正² 清藤一² 多田英司³ 井上博之⁴ 阿部博志⁵
秋山英二⁵ 鈴木俊一⁶ 端邦樹¹ 加治芳行¹
¹原子力機構, ²量研, ³東工大, ⁴大阪府大, ⁵東北大, ⁶東大

本研究は、公開されているラジオリシスデータベースに含まれない、福島第一原子力発電所廃炉で必要となるラジオリシスデータと構造材料の腐食データを大学等と連携して取得することを目的として行った。本発表では、この整備内容を紹介し、ホウ酸により形成される炭素鋼の不働態皮膜への照射の影響評価について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所、ガンマ線照射、腐食、ラジオリシス、データベース

1. 緒言 福島第一原子力発電所(1F)における構造材の腐食に関して、腐食反応を律速する環境要因に関しては、現状十分にデータが得られている訳ではなく、また、作業の進展に伴い時々刻々と変化し得る。そこで、1F 廃炉で必要となるラジオリシスデータと構造材料の腐食データを大学等と連携して取得するデータベース化を進めている。本報では、ガンマ線照射下腐食環境の整備、および整備した腐食試験環境において実施した炭素鋼の脱不働態化に及ぼすガンマ線照射の影響評価に関して報告する。

2. 成果の概要

2.1 ガンマ線照射下腐食試験環境の整備：

照射下腐食に関するデータベース構築のためには、照射下試験によるデータ取得が不可欠である。そこで、量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所において、照射下腐食試験を実施できる環境の整備を実施した。腐食試験においては、主要な環境パラメータとして、温度、溶存酸素濃度、pH、導電率などが影響する。そこで、これらのパラメータを制御した照射下腐食試験が可能なガンマ線照射場を整備した。

2.2 炭素鋼の脱不働態化におよぼすガンマ線照射の影響評価：

再臨界防止として利用が検討されているホウ酸塩は、水中に高濃度で添加すると、炭素鋼の不働態化を引き起こし、それにより炭素鋼の全面腐食を抑制するが、一方で、脱不働態化による局部腐食発生リスクがある。この脱不働態化におけるガンマ線照射の影響を明らかにするために、ガンマ線照射下でのホウ酸塩と塩化物イオン共存条件下での炭素鋼の腐食試験を実施した。ホウ酸塩濃度、塩化物イオン濃度とガンマ線照射強度をパラメータとして、炭素鋼の不働態化挙動を評価し、さらに、ホウ酸塩濃度、塩化物イオン濃度、照射強度を評価軸とした局部腐食発生特性を評価した。

本報告は、文部科学省の「平成30年度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 放射線環境下での腐食データベースの構築」にて得られた成果の一部である。

*Tomonori Sato¹, Mitsumasa Taguchi², Hajime Seito², Eiji Tada³, Hiroyuki Inoue⁴, Hiroshi Abe⁵, Eiji Akiyama⁵, Shunichi Suzuki⁶, Kuniki Hata¹, Yoshiyuki Kaji¹

¹JAEA, ²QST, ³TIT, ⁴OPU, ⁵TU, ⁶UT

放射線環境下での腐食データベースの構築

(4) 湿潤・乾燥環境でのガンマ線照射による腐食影響評価

Development of Corrosion Database under Radiation Environment

(4) Effect of gamma ray irradiation on corrosion behavior of carbon steel under wet/dry environment

*阿部 博志¹、秋山 英二¹、田口 光正²、清藤 一²、井上 博之³、多田 英司⁴、鈴木 俊一⁵、
佐藤 智徳⁶、端 邦樹⁶、加治 芳行⁶

¹東北大、²大阪府大量研、³量研大阪府大、⁴東工大、⁵東大、⁶原子力機構

格納容器周辺を想定した腐食環境では、湿潤で水滴がしたたり落ちる部位、水蒸気結露による水膜や喫水面近傍における濡れ乾き条件等に、ガンマ線照射が重量することが考えられるが、当該環境における腐食データは極めて限られている。本研究では、湿潤・乾燥環境でのガンマ線照射による腐食影響評価について述べる。

キーワード：福島第一原子力発電所、放射線環境、腐食、ラジオリシス、データベース

1. 緒言 本稿では、「ガンマ線照射下における腐食試験結果」と「湿潤大気環境下における炭素鋼腐食への酸化剤の影響評価」について、現在までに得られている成果の概要を述べる。

2. ガンマ線照射下における腐食試験結果 量研@高崎のガンマ線照射施設にて、ガンマ線照射環境下における腐食試験を実施した。試験条件は、供試材：炭素鋼 SA738B、試験溶液：20,000 倍希釈人工海水 (Cl⁻濃度約 1ppm)、溶液温度：50℃、雰囲気：大気開放、ガンマ線線量率：約 4.0 kGy/h、試験時間：336 時間とした。釣り下げ位置が異なる複数の試験片を試験セル内に設置することで、試験片の浸漬条件を試験変数とした。具体的には、①全浸漬、②半浸漬、③気中、④気中+滴下、の条件とした。試験後、試験片に形成された腐食生成物を除去してから、腐食速度を重量法で求めた。照射／非照射を問わず、全浸漬条件下の腐食速度は既往知見と近い値 (照射：約 0.5 mm/y、非照射：約 0.3 mm/y) を示した。また、半浸漬条件下での腐食速度は全浸漬条件よりも高く (照射：約 0.7 mm/y、非照射：約 0.3 mm/y)、液滴落下条件も含めて、ガンマ線照射下では非照射下よりもさらに腐食速度が高くなることがわかった。半浸漬条件下で腐食速度が高くなった理由として、喫水線近傍での腐食加速が考えられ、試験後の試験片観察ならびに 3D 形状測定の結果はこれを支持するものであった。一方で、特に照射下の腐食試験では経時的に喫水線が低下したため、喫水部での腐食速度の定量評価の観点からは、引き続き検討する必要があると判断された。今後は、試験中に喫水線の位置が試験片に対して一定に保たれるように試験セットアップを改良し、喫水部における腐食へのガンマ線照射の加速効果についてより信頼性の高いデータを取得する予定である。

3. 湿潤大気環境下における炭素鋼腐食への酸化剤の影響評価 上記のようなガンマ線照射施設を用いずに、より簡便に模擬的な試験を行うために、恒温恒湿槽を用いた腐食試験を試みた。ここで、ラジオリシスにより生成する過酸化水素等の酸化剤を模擬することを目的としてオゾンを用いた。また腐食のモニタリングには腐食の経時的なモニタリングが可能な ACM センサを用いた。オゾン発生器により発生するオゾンを含む空気を 50℃に保持した恒温恒湿槽中にフローメータを利用して流量を調整して導入し、ACM 電流のモニタリングを行なった。槽中のオゾン濃度をオゾン濃度計で測定し、槽内のオゾン濃度は定常でおよそ 50 ppm となるように調整した。ACM 電流は、湿度が高くなるにつれて腐食速度に相当する増加し、特に 95%の湿度条件では顕著な ACM 電流が見られた。各湿度条件でオゾンを導入すると ACM 電流の上昇が見られた。このことは、酸化剤であるオゾンの供給によって腐食が促進されることを示している。今後は、腐食に及ぼすオゾンの影響をさらに検討するために、一定オゾン濃度下で湿度を段階的に変化させる実験、あるいは一定湿度条件下で段階的にオゾン濃度を変化させて得られる ACM 電流のモニタリングを得て、広い濃度範囲でのオゾンの影響を検討する予定である。

本報告は、文部科学省の「平成 30 年度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 放射線環境下での腐食データベースの構築」にて得られた成果の一部である。

* Hiroshi Abe¹, Eiji Akiyama¹, Mitsumasa Taguchi², Hajime Seitou², Hiroyuki Inoue³, Eiji Tada⁴, Syunichi Suzuki⁵, Tomonori Sato⁶, Kuniki Hata⁶, Yoshiyuki Kaji⁶

¹TU, ²OPUQST, ³OPU, ⁴TIT, ⁵UT, ⁶JAEA

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

[2D07-11] Spectroscopic and Mass Analysis

Chair: Yuji Sasaki(JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 4:05 PM Room D (Common Education Bldg. 2 1F No.12)

[2D07] Multi-Step Laser Ionisation Scheme with J=0-1-0 Optical Selection for High Selectivity Ionisation of Odd-Ca Isotopes

*Stephen Robert Wells¹, Masabumi Miyabe², Yoshihiro Iwata¹, Fumiko Yoshida¹, Shuichi Hasegawa¹ (1. Univ. Tokyo, 2. CLADS, JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2D08] Quantification of emission spectroscopy on glow discharge plasma cell

*Daisuke Ishikawa¹, Naoya Oku², Yoshihiro Iwata¹, Shuichi Hasegawa¹ (1. U-Tokyo, 2. U-tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[2D09] Development of an analytical method for nickel isotopes using automated sample preparation system and ICP-QQQ-MS

*Van-Khoai Do¹, Kiyoshi Kitamura¹, Takuma Horita¹, Takahiro Furuse¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2D10] Development of analytical techniques of ⁹³Zr and ⁹³Mo in fuel debris by ICP-MS/MS

*Takuma Horita¹, Yuji Akimoto¹, Hikaru Kikuchi¹, Van-Khoai Do¹ (1. IRID(JAEA))

3:30 PM - 3:45 PM

[2D11] Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

*Masahiko Yamamoto¹, Van-Khoai Do¹, Shigeo Taguchi¹, Kazushi Horigome¹, Yuzuru Takamura², Takehiko Kuno¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Advanced Institute of Science and Technology)

3:45 PM - 4:00 PM

Multi-Step Laser Ionisation Scheme with J=0-1-0 Optical Selection for High Selectivity Ionisation of Odd-Ca Isotopes

*Stephen R. Wells¹, Masabumi Miyabe², Yoshihiro Iwata¹, Fumiko Yoshida¹, Shuichi Hasegawa¹

¹Univ. Tokyo, ²CLADS, JAEA.

Ca-41 presents a difficulty for decommissioning nuclear waste due to its long half-life (1.04×10^5 years) and unusual decay pathway (EC to K-41 followed by X-ray release). Here, we report progress on a three-laser-step resonance ionization technique, coupled with polarisation based optical selection rule manipulation, intended to produce odd-isotope optical selectivities greater than previously reported.

Keywords: resonance ionization, polarization optical selection rules, calcium, laser, waste analysis

1. Introduction

Several methods have been developed for the analysis of Ca-41 content in nuclear facility waste that may ascertain if the quantity is larger or lesser than the Japanese clearance level of 100 Bq / g, such as accelerator mass spectroscopy (AMS), liquid scintillation counting, etc. However, these have drawbacks in, for example, extensive sample preparation requirements, isobaric interference and lack of facility availability. Alternative methods for Ca-41 analysis would be desirable. Laser based resonance ionisation represents a promising avenue for this.

2. Experimental

Theoretical calculations of optical selectivities of Ca-41 against the majority abundance isotope Ca-40, on a well-studied three-step resonance ionisation scheme give values on the order 10^{10} [1], but will practically be limited by non-resonant excitation from the second step transition. We propose applying $J = 0 \rightarrow 1 \rightarrow 0$ optical selection rules on a resonance ionization scheme not reported on for this purpose before: $4s^2 \ ^1S_0 \rightarrow 4s4p \ ^1P_1$ [422.8nm] $\rightarrow 4s5s \ ^1S_0$ [1034.7nm] $\rightarrow$ Rydberg P states [~ 630 nm] $\rightarrow$ autoionization [applied E field etc.]. Setting the linear polarisation orientation of the first and second step lasers orthogonal forbids the second step transition only for even isotopes. For odd isotopes, with hyperfine splitting due to their non-zero nuclear spin, the transition is allowed. This application of optical selection rules and RIMS achieved improved selectivity on isotopes of palladium recently [2], but has not yet been applied to calcium. Here we present preliminary ‘proof-of-concept’ results on Ca-43 as a proxy for Ca-41. We are able to show firstly Ca-40 ion production dependence on the second step polarisation orientation, and Ca-43 production with Ca-40 suppressed by isotope shift and polarisation orientation. Ultimately, we intend to proceed to experimenting on ‘live’ samples of concrete to measure their Ca-41 content.

3. Conclusion

A laser based, three-step resonance ionisation transition scheme is proposed, enabling application of optical selection rules targeting improved optical selectivity of odd isotopes of calcium, targeting the ultra-trace analysis of Ca-41 for nuclear facility decommissioning. Preliminary progress on the proxy isotope Ca-43 is reported here.

4. Acknowledgements

This project is supported by 中部電力株式会社.

References

- [1] W. Nörtershäuser *et al.*, Appl. Opt. **39**, 5590 (2000)
- [2] C. R. Locke, T. Kobayashi, K. Midorikawa, Appl. Phys. B **123**, 33 (2017)

グロー放電プラズマセルにおける発光分光の定量化

Quantification of emission spectroscopy on glow discharge plasma cell

*石川大裕¹, 奥直哉², 岩田圭弘¹, 長谷川秀一¹

¹ 東大院工 ² 東大工

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。今回は複数成分の混合試料の発光ピークを特徴抽出により元素帰属を行うプログラムの開発及び模擬燃料物質として Tm に着目し、その発光強度から定量化に関する検討について報告する。

キーワード：放電プラズマ，発光分光，検出限界，スペクトル帰属

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。

秋の大会で擬似混合未知試料として 23 元素混合標準溶液を連続的に中性原子蒸気化することを報告した。しかし、スペクトルが複雑であるがゆえにピークの帰属に長い時間を要するという課題が生じた。そこで単元素のスペクトルから波長のデータベースを構築し、混合成分系のピーク帰属を短時間で行えるプログラムの開発を行っている(図 1)。現在、3 元素混合系までの帰属を達成しており、その進展を報告する。

我々が構築してきた吸収・発光分光システムのうち発光分光としての検出限界の評価を行った。本結果より電流一定の条件において直線性を示し、広いダイナミックレンジを持つことが示され、既報[1]と比べても性能に遜色のないものと評価された。また混合成分系において濃度比を変えた場合における強度比の違いから未知試料の濃度比を決定する分析システムとしての可能性を検討した。

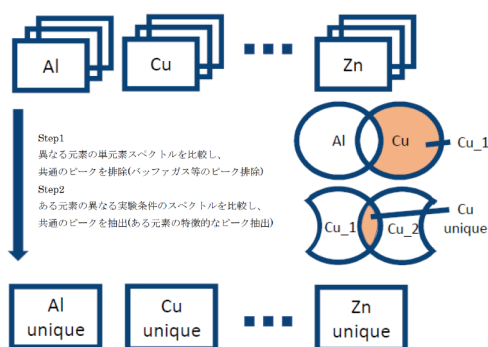


図 1 発光スペクトルの帰属プログラム

参考文献

[1] A. Bengtson, *Spectrochim. Acta B* **49**, 411-429 (1994).

*Daisuke Ishikawa¹, Naoya Oku², Yoshihiro Iwata¹, and Shuichi Hasegawa¹

^{1,2} Univ. of Tokyo

Development of an analytical method for nickel isotopes using an automated sample preparation system and ICP-QQQ-MS

*Van-Khoai Do^{1,2}, Kiyoshi Kitamura¹, Takuma Horita^{1,2}, Takahiro Furuse^{1,2}

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² IRID.

We report an application of automated devices for multi-step chemical separation for nickel and an idea of subsequent quantification for ⁵⁹Ni using ICP-QQQ-MS. The analytical method is more rapid and less laborious, being expected to reduce radiation exposure to workers.

Keywords: Radiochemical analysis, ICP-MS, ⁵⁹Ni, Chemical separation, Automated chemical analysis

1. Introduction The interest in the determination of ⁵⁹Ni and ⁶³Ni results from the characterization of radioactive wastes for decommissioning and disposal of nuclear wastes [1]. While ⁶³Ni can be determined by a beta spectrometer, ⁵⁹Ni is still a difficult-to-measure nuclide because of its low specific activity and no isotopic standard available. Our attempt includes separating Ni using automated devices, and then quantifying ⁵⁹Ni by ICP-MS using natural isotope standards.

2. Experiment **Chemical separation:** Applying a previously developed separation scheme for Ni from debris collected at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant [2], we customized to be applicable on automated devices.

Simultaneous measurement of Ni isotopes at masses of 58, 60, 61, and 62 was carried out by ICP-QQQ-MS (Agilent 8900) using He as a collision gas (flow-rate of 5mL/min). Elemental concentration of Ni was in a range of 1 ppb to 10 ppb.

3. Results and discussion

3.1 Chemical separation using automated devices

Figure 1 shows sequentially operational steps that are necessarily carried out for the separation of Ni, which is obtained from a manual separation scheme [2]. The scheme may have the greatest number of steps among separation of radionuclides, including precipitation, ion-exchange, filtration, volume reduction, and SPE.

Seven operational manipulations were performed using our selected automated instruments. Sample containers are uniform so that possibility of sample loss due to sample transfer is minimized. The chemical recovery for Ni using the automated instruments was 89.8% (relative standard deviation – RSD of 2.9%, n = 3), which is consistent with the manually obtained recovery of 87.0% (RSD = 2.2%, n=3).

3.2 Intensity correction for ⁵⁹Ni

The ⁵⁹Ni is expected to be analyzed by ICP-QQQ-MS. We propose a method of intensity correction for ⁵⁹Ni using natural standards, which is presented in Fig. 2. Here, corrected sensitivities are slopes of calibration curves at different mass, which are corrected with the isotope natural abundance. Good linearity (correlation coefficient $r = 0.9998$) implies that the intensity of ⁵⁹Ni can be deduced from the intensity correction curve, which may enable the quantification of the radionuclide using non-radioactive standards.

References [1] Analytical chimica acta, 2018, 608, 105-139; [2] JAEA-Technology 2016-013, p. 14-16.

This presentation includes results obtained under the research program based on subsidy to IRID by METI.

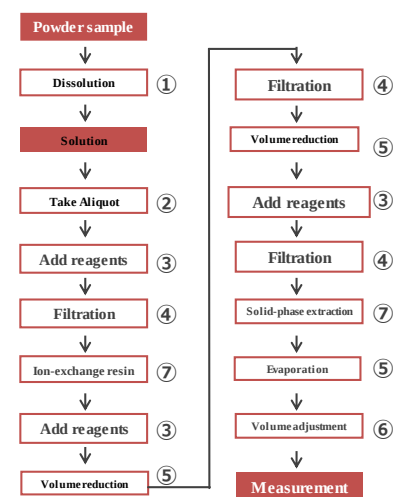


Fig. 1 Operational scheme for Ni separation

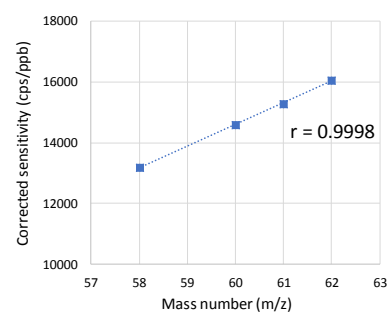


Fig. 2 Intensity correction for ⁵⁹Ni by ICP-QQQ-MS

*Do Van-Khoai ^{1,2}, 北村清司 ¹、堀田拓摩 ^{1,2}、古瀬貴広 ^{1,2} / ¹ 日本原子力研究開発機構, ² 国際廃炉研究開発機構.

ICP-MS/MS を用いた燃料デブリ中の ^{93}Zr および ^{93}Mo の合理的な分析技術開発

Development of analytical techniques of ^{93}Zr and ^{93}Mo in fuel debris by ICP-MS/MS

*堀田 拓摩¹, 秋元 友寿¹, 菊池 陽¹, Do Van-Khoai¹

¹IRID (原子力機構)

燃料デブリ中の ^{93}Zr および ^{93}Mo 分析を合理化するため、ICP-MS/MS による質量分析法を検討した。ICP-MS/MS 特有の装置構造および装置性能により、同重体である ^{93}Nb の影響を低減し、かつ ^{93}Zr および ^{93}Mo 分析の合理化を図ることができる測定条件を見出した。

キーワード : ICP-MS/MS, 燃料デブリ, 廃止措置

1. 緒言 福島第一原子力発電所の廃止措置に向け、燃料デブリの処理、保管法の策定は課題で、放射性核種分析などの性状把握が必要である。分析対象核種のうち ^{93}Zr および ^{93}Mo を放射能分析する場合は、煩雑な化学分離操作が必要となる。ICP 質量分析 (ICP-MS) 法では互いが同重体であるため、同じく測定前の化学分離操作が必要となる。また、燃料デブリは Zr を多く含んだ燃料被覆管が溶け混ざっていると予想され、安定同位体によるテーリングの影響も考慮する必要がある。近年、四重極が二つ直列に配置され、その間にコリジョン・リアクションセル (CR セル) が装備された ICP-MS/MS が利用されている。ICP-MS/MS は、放射能測定よりも測定時間が短く、CR セルや二つの四重極により同重体や分子イオンの干渉を除去可能である。また、二つの四重極により ICP-MS 法よりも二乗の分離能を有するため、テーリングの影響も低減可能である。そこで本研究では、 ^{93}Zr および ^{93}Mo の合理的な分析技術開発として、ICP-MS/MS による測定操作の合理化を検討した。本報では、ICP-MS/MS による ^{93}Zr , ^{93}Mo および天然に存在する ^{93}Nb をそれぞれ分離可能なリアクションガスおよび測定する m/Z などの測定条件の検討結果から、これらの核種分析に対する適用性評価結果について報告する。

2. 実験 測定には Agilent technologies 社製の ICP-MS/MS (Agilent8900) を用いた。リアクションガスとして NH_3 ガス (He バランス+ NH_3 [濃度: 10%]) を使用した。リアクションガスとの反応挙動は、同位体で変化はないため、 ^{90}Zr や ^{98}Mo などの安定同位体を使用した。前回の報告^[1]では、 O_2 ガスを用いることで、 ^{93}Zr のみを ^{93}Nb 、 ^{93}Mo から $^{93}\text{ZrO}^+$ として分離する条件を見出すことができた。本実験では、Zr、Mo、Nb をそれぞれ分離する反応条件を見出すため、 NH_3 ガスとの反応挙動を図 1 で示すプロダクトイオンキャンによって確認した。プロダクトイオンキャンは、第一の四重極 (Q1) で目的とするイオンを通し、CR セルにて NH_3 ガスと反応した分子イオンを生成させる。そして第二の四重極 (Q2) で広範囲の m/Z を測定することにより、生成した分子イオンを確認する測定法である。プロダクトイオンキャンにより、それぞれの元素標準溶液 (1 ppb 0.5M HNO_3) とガス (3 mL/min) との反応挙動について確認した。

3. 結果 NH_3 ガスとの各元素の反応挙動を図 2 に示す。Zr は 90 から 102 増加した (ΔM) m/Z=192 において Nb および Mo よりも多くカウントした。Mo は ΔM が +0 で最も多くカウントし、Zr および Nb に比べ、カウント数が高い。Nb は ΔM が +82 の m/Z=175 で最も多くのカウントが見られた。それぞれ他の元素と重ならない m/Z でカウントできたことから、 NH_3 ガスで反応させることで他の元素の干渉を低減できる測定条件を見出すことができた。

発表では更に、ガス流量による反応挙動の変化および検出下限値を導出、燃料デブリへの適用性評価の結果について述べる。

参考文献 [1] 岩崎ら, 日本原子力学会「2017 年秋の大会」, (2017) 2D23.

*Takuma Horita¹, Yuji Akimoto¹, Hikaru Kikuchi¹, Van-Khoai Do¹ ¹IRID (JAEA)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握・分析技術の開発)」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

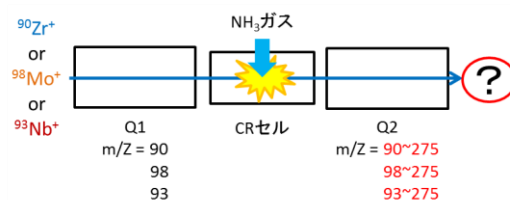


図 1 プロダクトイオンキャン

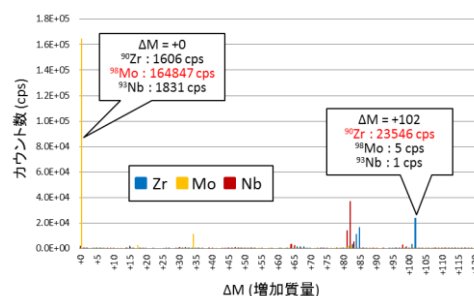


図 2 Zr, Nb, Mo の NH_3 に対する挙動

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
(5) 再処理工程試料中のアルカリ金属・アルカリ土類金属の定量

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

(5) Determination of alkaline and alkaline earth metals in reprocessing process solution

*山本 昌彦¹, Do Van-Khoai¹, 田口 茂郎¹, 堀籠 和志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

マイクロデバイス化が可能な液体電極プラズマ(LEP)を利用した発光分光法(LEP-OES)により、アルカリ金属・アルカリ土類金属である Na、K、Ca、Sr、Ba の測定条件を最適化し、高レベル放射性廃液(HAW)等の再処理工程試料の測定を試みた。

キーワード：液体電極プラズマ、発光分光法、再処理、アルカリ金属、アルカリ土類金属

1. 緒言

使用済燃料の再処理によって発生する HAW は、ガラス固化処理したのち、地層処分される。固化処理にあたっては、主成分となるアルカリ金属・アルカリ土類金属が固化体の性質に影響を及ぼすため、これら金属元素の分析は重要である。分析には、ホットセルやグローブボックス(GB)内に導入した誘導結合プラズマ発光分析装置(ICP-OES)が主に適用されるが、大型装置であるため、GB 等への搬入には改造が必要となり、設置後も遠隔での保守が難しい。そこで、本研究では、発光分析装置の小型化が可能で、汎用 GB への導入が容易な LEP-OES に着目し、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、HAW 中の Cs、Tc 等の分析について報告した[1, 2]。本報では、HAW 中の Na、K、Ca、Sr、Ba について、分光干渉の影響を調査し、最適測定波長を求めて定量するとともに、低レベル放射性廃液(LLW)への適用も試みた。

2. 実験

Na、K、Ca、Sr、Ba 標準溶液は和光純薬製標準液を 0.8 M 硝酸で希釈した。HAW の元素組成を模擬するため、各種金属硝酸塩を溶解した模擬 HAW を調製し、0.8 M 硝酸で 4000 倍に希釈した。分光干渉の影響は、これら試料の発光スペクトルを LEP-OES で測定して評価した。LEP-OES 測定システムは、既報と同じものを使用し[1]、LEP は電圧 800 V、パルス幅 2 ms、パルス間隔 8 ms、パルス回数 50 回で生成させ、分光器のグレーティングは 1800 lines/mm、CCD 検出器の積分時間は 0.5 秒、試料供給用ポンプの流量は 0.8 mL/min に設定した。HAW、LLW は、東海再処理施設から採取したものをろ過後、0.8M 硝酸でそれぞれ 4000 倍、100 倍に希釈し、同様の条件で測定した。また、試料マトリックスの影響を調査するため、HAW、LLW に標準溶液を添加して回収率を求めた。

3. 結果及び考察

(1) 分光干渉の影響

標準溶液を用いて、Na、K、Ca、Sr、Ba の発光スペクトルを測定した結果、図 1 に示すピークが得られた。そこで、これらピークへの分光干渉を調査した。HAW には、アクチノイドである U、Pu、核分裂生成物である Cs、腐食生成物である Fe、Cr、Ni 等が含まれている。このうち、U、Pu は LEP-OES で発光ピークが観測されないため[2]、干渉することはない。その他の元素は、模擬 HAW の発光スペクトルから、Na: 819.5 nm、K: 766.4 nm、Ca: 422.6 nm、Sr: 460.7 nm、Ba: 455.3 nm で共存成分の影響を受けずに測定できることがわかった。

(2) HAW、LLW の測定

HAW、LLW の分析結果を表 1 に示す。HAW では Ba、LLW では Sr と Ba を除く元素についてピークが確認され、それぞれ相対標準偏差(RSD)7.2%以下で定量可能であった。また、HAW、LLW に添加した各標準液の回収率は 100±15%の範囲内であり、マトリックスの影響を受けずに Na、K、Ca、Sr、Ba を定量できることが分かった。

4. 結論及び今後の予定

LEP-OES で HAW、LLW 中の Na、K、Ca、Sr、Ba について、分光干渉、マトリックスの影響を受けずに定量可能であることがわかった。現在、ICP-OES との比較分析を実施すると共に、廃液処理工程で発生したスラッジの分析への適用を検討中である。

参考文献

[1] Do, 他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 3K11. [2] 山本, 他, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 2N14.

*Masahiko YAMAMOTO¹, Van-Khoai DO¹, Shigeo TAGUCHI¹, Yuzuru TAKAMURA² and Takehiko KUNO¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Japan Advanced Institute of Science and Technology

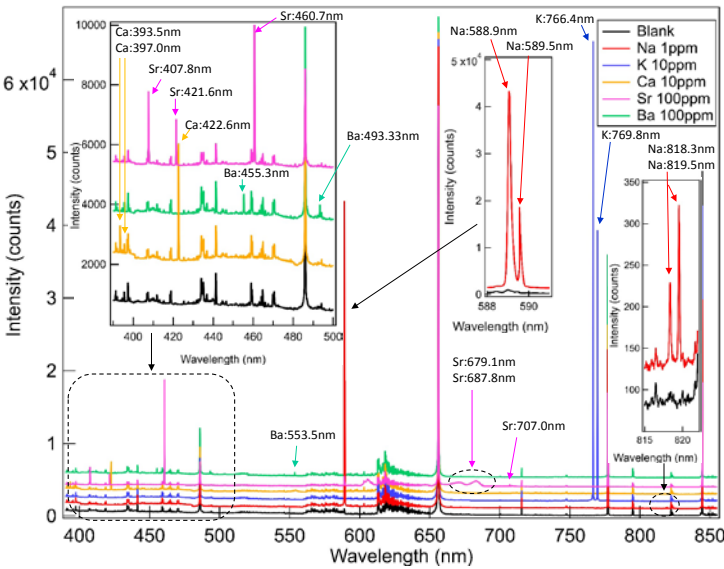


図 1 Na、K、Ca、Sr、Ba 標準溶液の LEP 発光スペクトル

表 1 HAW(4000 倍希釈液)、LLW(100 倍希釈液)の測定結果

元素	波長(nm)	HAW 定量結果(ppm)	LLW 定量結果(ppm)
Na	819.5	11 (RSD: 4.5%, N=3)	44 (RSD: 4.8%, N=5)
K	766.4	1.3 (RSD: 0.60%, N=3)	0.29 (RSD: 6.3%, N=5)
Ca	422.6	15 (RSD: 2.4%, N=3)	2.6 (RSD: 7.2%, N=5)
Sr	460.7	0.24 (RSD: 7.2%, N=3)	検出限界値以下(≤0.055)
Ba	455.3	検出限界値以下(≤5.9)	検出限界値以下(≤5.9)

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

[2D12-17] Coordination Chemistry

Chair: Noriko Asanuma (Tokai Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 4:05 PM - 5:45 PM Room D (Common Education Bldg. 2 1F No.12)

[2D12] Microscopic structure of organic phase during solvent extraction and third-phase formation mechanism

*Ryuhei Motokawa¹, Tohru Kobayashi¹, Hitoshi Endo^{1,2} (1. JAEA, 2. KEK)

4:05 PM - 4:20 PM

[2D13] Extraction of minor actinides over lanthanides by novel soft-hard hybrid donor ligand, 2,9-diamide-1,10-phenanthroline with long alkyl chains

*Sayumi Ito¹, Masahiko Nakase¹, Nao Tsutsui^{2,1}, Tatsuro Matsumura², Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2D14] Rare earth pattern leading the mutual separation of lanthanides and actinides at the extraction using DGA compound

*Yuji Sasaki¹, Yasutoshi Ban¹, Keisuke Morita¹, Masahiko Matsumiya², Masahiko Nakase³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Yokohama National University, 3. Tokyo Institute and Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

[2D15] Real-time monitoring and evaluation of micro solvent extraction processes

*Takehiko Tsukahara¹ (1. Tokyo Institute of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[2D16] Fundamental Study on Simple and Versatile Reprocessing Method for Spent Nuclear Fuels by Using Uranium-selective Precipitant

*Tsubasa Inoue¹, Hiroyuki Kazama¹, Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹ (1. LANE, Tokyo Tech, 2. IRE, HZDR)

5:05 PM - 5:20 PM

[2D17] Exploring Visible-Light-Responsive Photocatalytic Activity of Novel Uranyl(VI) Phosphine Oxide Complex

*Takanori Mashita¹, Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹ (1. LANE, Tokyo Tech, 2. IRE, HZDR)

5:20 PM - 5:35 PM

溶媒抽出において有機相中でつくられる溶液構造と第三相生成メカニズムの解明

Microscopic structure of organic phase during solvent extraction and elucidation of third-phase formation mechanism

*元川 竜平¹, 小林 徹¹, 遠藤 仁^{1,2}

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 高エネルギー加速器研究機構

リン酸トリブチル (TBP) とオクタンからなる有機相中に、硝酸ジルコニウムを液-液抽出したときにつくられる溶液構造を中性子小角散乱 (SANS) 法と EXAFS 法を用いて明らかにした。この溶液構造と有機相の相分離現象 (第三相の形成) について考察した。

キーワード: 抽出, 第三相, 階層構造

1. 緒言

液-液抽出法は、PUREX プロセスやランタノイド、白金族金属等を分離するための基盤技術である。その有機相には金属錯体に加えて水、酸、有機配位子が含まれるため、4 成分による複雑なナノ集合構造が形成される。この複雑液体は、それぞれの組成比に依存してミセル、逆ミセル、或いはマイクロエマルジョンを形成することが予想されるものの、その微視的構造はこれまでに明らかにされていない。また、これらの構造の粗大化は有機相の相分離 (第三相の生成) に深く関係するため、その解明が求められる。そこで、本研究では EXAFS 法と SANS 法を用いて液-液抽出系における有機相中の微視的構造を観察した。¹⁻³

2. 実験

水相にジルコニウム-硝酸 (10.5 N)、有機相にリン酸トリブチル (TBP, 0.5 M) -オクタンによる液-液抽出系で得られた有機相について、抽出される金属錯体の濃度を 7.0 - 32 mM の範囲で変化させたときのナノ構造変化を EXAFS 及び SANS 法により観察した。EXAFS 実験は放射光施設 (SPring-8) に設置される分光器 (BL-11XU) を用いて行い、SANS 実験は米国オークリッジ国立研究所の核破砕中性子源 (SNS) に設置される EQ-SANS (BL-6) を用いて実施した。

3. 結果と考察

錯体濃度の異なる 4 種類の有機相について EXAFS 測定を行ったところ、得られたスペクトルは濃度に依存せずに同様の結果を示した。そのスペクトルを解析したところ、金属錯体は硝酸ジルコニウム ($\text{Zr}(\text{NO}_3)_4(\text{TBP})_2$) であることがわかった。次に、同様の試料について SANS 法を用いて測定した結果、6-7 個の硝酸ジルコニウム錯体の親水性部分が硝酸・水分子・有機配位子を介して水素結合ネットワークを形成し、外側が疎水的な逆ミセル的会合体 (Primary cluster) を有機相中でつくること。さらに、これらの会合体がクーロン相互作用あるいは枯渇効果を介して集合することでさらに大きな凝集物 (Super cluster) を形成することを明らかにした。また、Primary cluster による凝集挙動 (溶液構造の粗大化) はファンデアワールスの状態方程式に従うことが明らかにされた。このことは、Primary cluster の希薄溶液は熱力学的には気相として取り扱えることを示唆している。

4. 参考文献

- [1] Motokawa, R. et al., *Solvent Extr. Ion Exch.*, 34, 399-406, 2016
- [2] Mu, J. et al., *J. Phys. Chem. B*, 122, 1439-1452, 2018
- [3] Motokawa, R. et al., *ACS Cent. Sci.* 2019 (DOI: 10.1021/acscentsci.8b00669)

*Ryuhei Motokawa¹, Tohru Kobayashi¹, and Hitoshi Endo^{1,2}

¹Japan Atomic Energy Agency, ²KEK

2,9-ジアミド-1,10-フェナントロリンを骨格とした 長鎖アルキル基を有する新規ハイブリッド型配位子の合成と マイナーアクチノイド及びランタノイドの抽出特性

Extraction of minor actinides and lanthanides by novel soft-hard hybrid donor ligand,
2,9-diamides-1,10-phenanthroline with long alkyl chains

*伊藤紗弓¹、中瀬正彦¹、筒井菜緒^{1,2}、松村達郎²、竹下健二¹

東京工業大学大学院 先端原子力研究所¹、日本原子力研究開発機構²

長鎖アルキル基を有する 2,9-ジメチル-1,10-フェナントロリンを合成し、MA/Ln 分離に及ぼす希釈剤依存性、酸濃度依存性等を系統的に調査した。ニトロベンゼンの場合 MA/Ln の分離係数は 3.6 以上となり、MA/Ln 分離への適用の可能性が示唆された。

キーワード：溶媒抽出、マイナーアクチノイド(MA)、ランタノイド(Ln)、先進湿式再処理、フェナントロリンジアミド、ハイブリッド型配位子

1.緒言 高レベル放射性廃棄物中の MA は長半減期核種や高発熱性核種を含むため、MA 分離により高レベル放射性廃棄物の減容化や毒性の低減が可能となる。本研究では、MA/Ln 分離用抽出剤として 1,10-フェナントロリン-2,9-ジアミド(PTDA)に着目した。PTDA はソフトな N ドナーとハードな O ドナーを有するハイブリッド型配位子であり、十分な MA/Ln 分離能を示す。対称構造のため合成も容易であり、CHON で構成されるため焼却処理時の環境負担も少ない。本研究では 4 本のドデシル基を付加することで有機溶媒への溶解性を高めたフェナントロリンジアミド **5** (図 1)を合成し、MA/Ln 抽出分離挙動に及ぼす溶媒の影響と配位子の有用性について検討した。

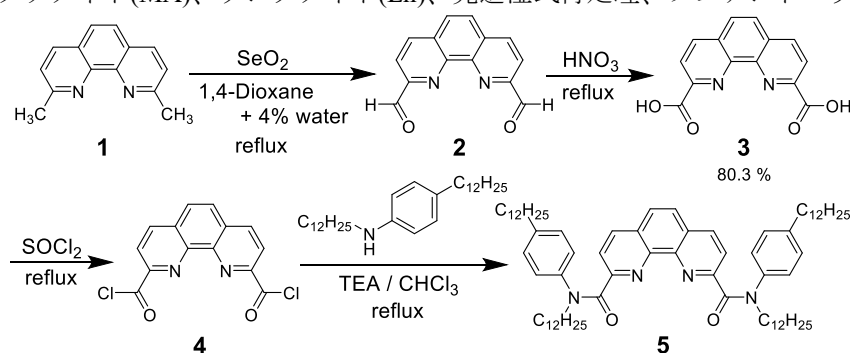


図 1 Dd(DdPh)PTDA **5** の合成手順

2. 抽出剤の合成と抽出条件

合成 図 1 のスキームで Dd(DdPh)PTDA (以下 PTDA **5**) を収率 51.4 % で合成し抽出実験に用いた。

抽出条件 3 種の希釈剤(*n*-ドデカン+10 v/v% 2-エチル-1-ヘキサノール, 3-ニトロベンゾトリフルオリド(F-3), ニトロベンゼン)に PTDA **5** を 0.02M に調整して有機相とした。水相はランタノイド 14 種 (La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu 各 1 mM) の 5M 硝酸溶液と ²⁴¹Am, ²⁴⁴Cm, ¹⁵²Eu を 67.7 kBq を含む 5M 硝酸溶液の 2 種類を用意し、両相を接触させ 3 分間振とう後、遠心分離後した。両相に含まれる金属濃度を ICP-MS および各種放射能測定装置で測定し、分配比 *D* と分離係数 *SF* を求めた。

3. 結果と議論 *D*_{Ln}、*D*_{MA} に及ぼす希釈剤の影響を図 2 に示す。*D*_{Ln} は F-3 では原子番号の増加に伴い減少したが、ニトロベンゼンや *n*-ドデカンでは複雑な抽出傾向が見られた。F-3 とニトロベンゼンでは *D*_{MA} が *D*_{Ln} を上回り、特にニトロベンゼンは *D*_{MA} > 1 > *D*_{Ln} と良好な分離能を示したため MA/Ln 分離への適用の可能性が示唆された。発表では MA/Ln 分配に及ぼす硝酸濃度依存性等についても示し、MA/Ln 分離用配位子開発についても議論する。

4. 謝辞 本研究は日本原子力研究開発機構による支援の下実施された。

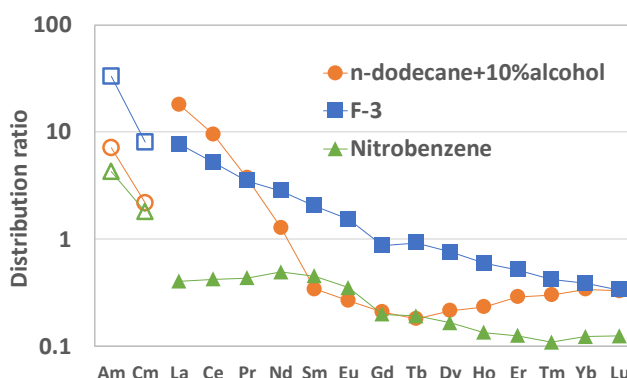


図 2 希釈剤ごとの PTDA **5** の Am, Cm, Ln 抽出結果
(抽出剤濃度：0.02 M, 硝酸濃度：5.0 M)

*Sayumi Ito¹, Masahiko Nakase¹, Nao Tsutsui^{1,2}, Tatsuro Matsumura², Kenji Takeshita¹

¹Tokyo Tech, ²JAEA

DGA を利用する抽出系での希土類パターンとランタノイド、アクチノイド相互分離

Rare earth pattern leading the mutual separation of lanthanides and actinides at the extraction using DGA compound

*佐々木祐二¹、伴康俊¹、森田圭介¹、松宮正彦²、中瀬正彦³

¹原子力機構、²横浜国大、³東工大

我々は簡便な3価ランタノイド、アクチノイドの相互分離法開発を目指している。抽出剤とマスキング剤を両相に利用する抽出系は希土類元素パターンを興味深く変化させる。3価アクチノイドはそれに従い分配比を増減させ、それが高い分離比に繋がる。ここでは、幾つかの抽出系で得られた結果について述べる。

キーワード：希土類パターン、ランタノイド、アクチノイド、相互分離、DGA

1. 緒言 希土類元素の原子番号とその分配比の関係を示した、所謂希土類元素 (Ln) パターンは、Ln のイオン半径や電荷密度の違いにより異なる傾向を示す。軽 Ln と重 Ln の分配比の大きな違いはそのまま Am/Cm 分離性につながり、相互分離に期待が持てる。加えて、DGA (ジグリコールアミド) -DTPA (ジエチレントリアミン5酢酸) 系での溶媒抽出において、Nd, Sm 分配比を極小に持つ V 字のパターンを示し、この場合、比較的高い Ln/An 分離比が得られた¹⁾。このように、Ln パターンを詳細に調査することで、3 価 Ln, An 相互分離についての有意義な知見が得られる。我々は水相と有機相の両相に錯形成剤、抽出剤を添加して Ln パターンを調べ、Ln/An 分離について調査を行った。

2. 実験方法 有機相に DGA または DOODA (ジオキサオクタンジアミド) 系の抽出剤を、水相には水溶性 DGA, DOODA、若しくは DTPA アミド酸を添加する溶媒抽出を実施した。希土類元素の測定には ICP-OES 又は ICP-MS を、放射能測定には液体シンチレーション計数装置を用いた。

3. 結果 多段抽出で Ln, An 相互分離を行うためには、分配比は1前後 (0.1-5 の範囲)、分離比は最低でも 4 は必要で、10 以上が望ましい。これらを相互分離における目標値とした。図1に、(1) DGA 抽出 (▲)、(2) DGA 抽出-DOODA 水溶性配位子 (△)、(3) DOODA 抽出 (○)、(4) DOODA 抽出-DGA 水溶性配位子 (●)、(5) DGA 抽出-DTPA アミド酸 (水溶性配位子、□) における、Ln パターンを記した。(1)-(4)の結果は抽出系に水溶性配位子を添加することで、Nd/Sm 分離比が向上する (DGA 抽出 $D(\text{Sm})/D(\text{Nd})$: 5.18⇒24.1, DOODA 抽出、 $D(\text{Nd})/D(\text{Sm})$: 1.79⇒7.62)。また、(5)の DGA 抽出-DTPA アミド酸系は Sm を最小とするパターンを示した。これは An/Ln 相互分離性を示した DGA-DTPA 系と類似する結果である。講演では、An の結果を突き合せて議論する。

1) Solvent Extr. Ion Exch., **22**, 997-1011 (2004)

本研究は科学研究費助成事業「湿式精錬とイオン液体電析の連携による新規希土類高純度化技術の開発 (課題番号: 18H03404)」の成果の一部である。

*Yuji Sasaki¹, Yasutoshi Ban¹, Keisuke Morita¹, Masahiko Matsumiya², Masahiko Nakase³, ¹Japan Atomic Energy Agency.

²Yokohama National University, ³Tokyo Institute of Technology

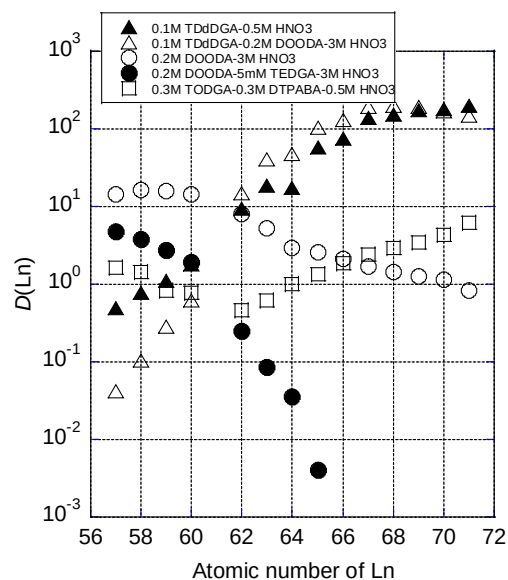


図1 各抽出条件における Ln パターン

マイクロ溶媒抽出プロセスのリアルタイム計測と評価

Real-time monitoring and evaluation of micro solvent extraction processes

*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

熱レンズ顕微鏡を用い、油水マイクロ二相流中の様々な位置における金属元素濃度をリアルタイム計測することで、希土類元素や白金族元素など、重要な金属元素が抽出される過程を追跡することに成功した。

キーワード：マイクロ化学チップ、溶媒抽出、熱レンズ計測、分析

1. 緒言

我々のグループでは、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、マイクロ流路の複雑な加工やマイクロ流路内でのアクチノイド元素の高速溶媒抽出や定量分析等を実現してきている。^[1-3] しかし、油水マイクロ界面における標的金属元素の分子輸送プロセスについては未だ未解明な部分が多く残っている。そこで本研究では、熱レンズ顕微鏡(TLM)を用いて、金属元素のマイクロ平行二相流抽出過程をリアルタイム計測することにより、その抽出プロセスを明らかにすることを目的とした。

2. 実験

ガラス基板上にガイド構造を有するマイクロ構造を加工し、出口部の一部をオクタデシルトリクロシラン(ODS)により疎水化した親水-疎水マイクロ流路を作製した。マイクロ抽出のリアルタイム計測として、 Pd^{2+} , Sm^{3+} , Se^{4+} 等を対象とした。水相には $\text{Pd}(\text{NO}_3)_2$, $\text{Sm}(\text{NO}_3)_3$, Na_2SeO_3 を用い、油相には TDGA(Tetra-2-ethylhexyl thiodiglycolamide)を含むトルエン、TODGA(Tetraoctyldiglycolamide)を含むドデカン、DAN(2,3-diaminonaphthalene)を含むシクロヘキサンをそれぞれ用いた。油水をマイクロ流路内に所定の流速で導入し平行二相流を形成させた後、油水中の各位置で TLM 計測を行った。得られた TLM 信号強度を濃度に換算し、抽出率を決定した。

3. 結果・考察

Pd^{2+} , Sm^{3+} , Se^{4+} いずれにおいても、油水二相の合流部から距離が進むにつれて、水相中の信号強度は減少する反面、油相の信号強度は減少した。合流部からの距離から油水の接触時間を算出したところ、いずれの元素においても約 10 秒で信号強度の変化は収束することから、10 秒以内に抽出平衡に到達することが分かった。また、平衡後の信号強度を抽出率に換算すると、 Pd^{2+} と Se^{4+} はほぼ 100%であるのに対し、TODGA では 80%程であった。元素に応じて流速、接触時間、抽出剤濃度を最適化する必要があると言える。さらに、マイクロ抽出の結果をバルク抽出と比較した結果、マイクロであっても抽出機構はバルクと変わらないが、その大きな比界面積により、分子拡散のみで 100 倍以上の抽出効率化を達成できることが分かった。

参考文献

[1] Tsukahara T, et al., *Anal. Sci.* (2017). [2] Tsukahara T, et al., *Proc. MicroTAS2017* (2017). [3] Tsukahara T, et al., *Proc. INES5* (2016).

* Takehiko Tsukahara¹

¹ Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究 (5)エカトリアル面シス型の硝酸ウラニル配位高分子の合成と同定

Fundamental Study on Simple and Versatile Reprocessing Method for Spent Nuclear Fuels
by Using Uranium-Selective Precipitant

(5) Synthesis and Characterization of cis-Type Uranyl Nitrate Coordination Polymers

*井上 翼¹, 風間 裕行¹, 津島 悟^{1,2}, 鷹尾 康一郎¹

¹東工大先進原子力研, ²IRE,HZDR

ウラン選択性沈殿剤として開発を進めている架橋ピロリドン誘導体を用いて硝酸ウラニル錯体の合成を行ったところ、*o*-xylylene を架橋部位に導入した場合に UO_2^{2+} のエカトリアル面が珍しいシス型の構造をもつ硝酸ウラニル配位高分子を形成することを明らかにした。

キーワード: 再処理, 錯体化学, ウラン, 配位高分子, 構造異性

1. 緒言

沈殿法に基づく簡易再処理技術基盤研究として、ウラン選択性沈殿剤である架橋ピロリドン(NRP)の開発を進めている[1,2]。硝酸ウラニル錯体の構造的特徴として UO_2^{2+} のエカトリアル面がトランス型である場合が圧倒的に多く、シス型は我々の知る限り 2 例のみである。本研究では架橋 NRP 沈殿剤の分子設計により珍しいシス型の硝酸ウラニル錯体が得られたため、その詳細を報告する。

2. 実験

各種架橋 NRP 沈殿剤(**L**, 図 1)を含む硝酸ウラニル配位高分子 $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ を合成し、単結晶 X 線構造解析により分子構造を決定した。また、IR スペクトルより分子振動に関する知見を得た。

3. 結果と考察

$[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L1}]_n$ の単結晶 X 線構造解析の結果、**L1** および NO_3^- がそれぞれエカトリアル面上でシス型に配位することを確認した(図 2 左)。U- O_{NRP} 結合距離について、シス型の $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L1}]_n$ では 2.386, 2.391 Å、トランス型の $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L2}]_n$ (図 2 右)では 2.390 Å であり、明確な違いは見られなかった。IR スペクトルより、各硝酸ウラニル錯体に含まれる **L** の C=O 伸縮振動が、配位していない状態と比較して低波数シフトする様子が見られた。また、 $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L2}]_n$ の C=O 伸縮は 1607 cm^{-1} に 1 本のみ出現するのに対し、 $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L1}]_n$ では 1613 cm^{-1} および 1640 cm^{-1} に 2 本のピークが確認された。シス-トランス構造異性により C=O 伸縮の分裂に違いが生じるのではないかと考えられる。

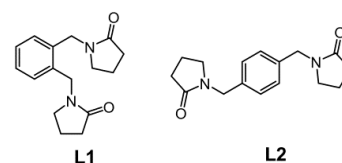


図 1. 本研究で使用した架橋 NRP 沈殿剤(**L**)の構造式。

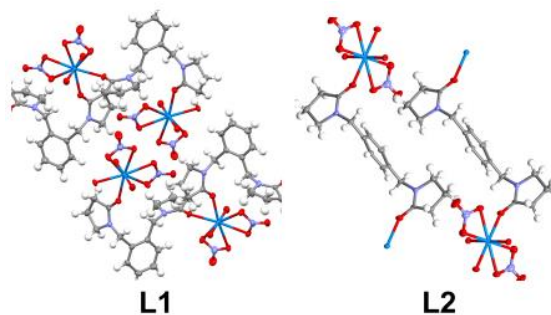


図 2. $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ (**L** = **L1**, **L2**)の分子構造.
(青: U, 赤: O, 紫: N, 灰色: C, 白: H)

参考文献 [1] Kazama, H.; Tsushima, S.; Ikeda, Y.; Takao, K. *Inorg. Chem.* **2017**, 56, 13530-13534.

[2] Takao, K.; Ikeda, Y.; Kazama, H. *Energy Procedia*, **2017**, 131, 157-162.

*Tsubasa Inoue¹, Hiroyuki Kazama¹, Satoru Tsushima^{1,2} and Koichiro Takao¹

¹Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology., ²IRE,HZDR

新規ウラニル(VI)ーホスフィンオキシド錯体の可視光応答型光触媒活性の開拓

Exploring Visible-Light-Responsive Photocatalytic Activity of Novel Uranyl Phosphine Oxide Complex

*真下 峻徳¹, 津島 悟^{1,2}, 鷹尾 康一郎¹

¹東工大先導原子力研, ²IRE, HZDR

UO₂²⁺錯体の光触媒活性の開拓を目的として、シクロヘキシルジフェニルホスフィンオキシド(OPCyPh₂)を配位子としたエカトリアル 4 配位ウラニル錯体([UO₂(OPCyPh₂)₄]²⁺)の合成・物性評価および光触媒能評価を行った。

キーワード：ウラニル錯体、光触媒、オレフィン酸素化、可視光励起

1. 緒言

溶液中の UO₂²⁺の化学的挙動や反応性についての知見を深めることは、ウラン資源有効活用の可能性を開拓する上で重要である。近年我々は、速度論的解析により [UO₂(OPCyPh₂)₄]²⁺ (図 1)が配位子間相互作用によって高度に安定化されていることを見出した[1]。本研究では UO₂²⁺錯体の光触媒活性の開拓を目的として、[UO₂(OPCyPh₂)₄]²⁺の可視光応答型オレフィン酸素化光触媒反応について検討を行った。

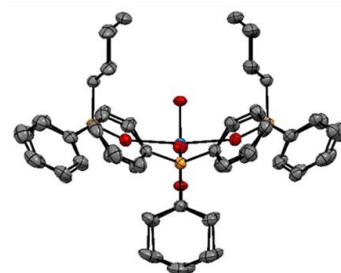


図 1 [UO₂(OPCyPh₂)₄]²⁺の ORTEP 図

2. 実験

アセトニトリル(2 mL)に[UO₂(OPCyPh₂)₄]²⁺(3 mM)および基質としてシクロヘキセン(0.1 M)を溶解した。酸素雰囲気下でこの溶液に対し超高圧水銀光源(REX-250, 朝日分光)の 436 nm 輝線を 3 時間照射した。基質転化率および生成物の同定・定量にはガスクロマトグラフ質量分析計(GC-2010, SHIMADZU)を用いた。

3. 結果・考察

室温・436 nm の可視光照射下でのアセトニトリル溶液中で、[UO₂(OPCyPh₂)₄]²⁺はシクロヘキセンを光触媒的 (TOF: 6.7 h⁻¹)に酸素化した。この反応により、ナイロン樹脂の原料として重要なアジピン酸の前駆体でもある 1,6-ヘキサジアルが 58.2%の選択率で生成し、その他にシクロヘキセンオキシド、シクロヘキセン、シクロヘキセノールの生成も確認された。アセトニトリル溶液中での[UO₂(OPCyPh₂)₄]²⁺の発光スペクトル強度がシクロヘキセンの添加に伴いクエンチしたことから、励起*[UO₂(OPCyPh₂)₄]²⁺によるシクロヘキ

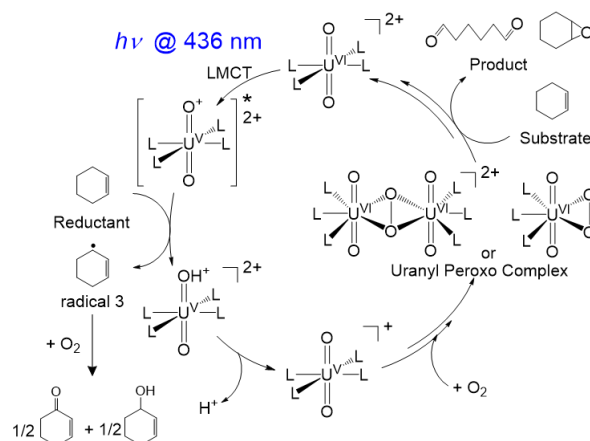


図 2 提案される光触媒サイクル。

センからの水素引抜反応により光触媒サイクルが開始することが示唆される。また、可視光照射後の反応溶液の UV-vis 吸光度測定によりウラニル過酸化錯体に特有の 350 nm 付近の吸収が観測された。この結果は、U(V)中間体によると酸素分子の活性化を経て UO₂²⁺-過酸化錯体が生成したことを示す。以上の結果に基づき、[UO₂(OPCyPh₂)₄]²⁺による可視光応答型オレフィン酸素化光触媒サイクル(図 2)を提案した。

参考文献： [1] Mashita, T.; Tsushima, S.; Takao, K. *Dalton Trans.* **2018**, 47, 13072-13080.

*Takanori Mashita¹, Satoru Tsushima^{1,2} and Koichiro Takao¹

¹Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech, ²IRE, HZDR

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

[2E01-05] Nuclide Production Cross Section, Displacement Cross Section, PHITS

Chair: Hideaki Otsu (RIKEN)

Thu. Mar 21, 2019 9:30 AM - 10:50 AM Room E (Common Education Bldg. 2 2F No.22)

[2E01] Measurement of nuclide production cross sections with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC (II)

*Hiroki Matsuda¹, Shin-ichiro Meigo¹, Fujio Maekawa¹, Hiroki Iwamoto¹ (1. J-PARC/JAEA)
9:30 AM - 9:45 AM

[2E02] Measurement of Cu and Al displacement cross section for proton energy region between 0.4 and 3 GeV

*Shin-ichiro Meigo¹, Hiroki Matsuda¹, Yosuke Iwamoto¹, Hiroki Iwamoto¹, Fujio Maekawa¹, Shouichi Hasegawa¹, Makoto Yoshida², Tatsushi Nakamoto² (1. J-PARC/JAEA, 2. J-PARC/KEK)
9:45 AM - 10:00 AM

[2E03] Investigation of prediction accuracy of spallation models for nuclide-production cross-sections in spallation reactions

*Hiroki Iwamoto¹, Shin-ichiro Meigo¹, Hiroki Matsuda¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
10:00 AM - 10:15 AM

[2E04] Calculation of athermal recombination corrected dpa cross sections of materials for proton irradiations with energies from 0.1 to 450 GeV

*Yosuke Iwamoto¹, Hiroki Iwamoto¹, Shin-ichiro Meigo¹ (1. JAEA)
10:15 AM - 10:30 AM

[2E05] Improvement of intra-nuclear cascade model implemented in PHITS using momentum distribution based on one-particle wave functions

*Shintaro Hashimoto¹, Tatsuhiko Sato¹ (1. JAEA)
10:30 AM - 10:45 AM

J-PARC における 0.4GeV - 3.0GeV 陽子を用いた核種生成断面積測定(II) 軽核種における核種生成断面積

Measurement of nuclide production cross sections with 0.4 GeV – 3.0 GeV proton beams at J-PARC

Cross sections of light nuclides

*松田 洋樹¹, 明午 伸一郎¹, 前川 藤夫¹, 岩元 大樹¹

¹J-PARC/原子力機構

加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のため、J-PARC センターでは ADS で候補となる数 GeV エネルギー領域における陽子入射の核種生成断面積測定を実施し、核設計に用いる計算コードの比較検討を行っている。今回の発表では Be, C 等の軽核種における断面積を測定し、測定で得られたデータを評価済み核データ JENDL-HE/2007、PHITS および INCL++ と比較した。

キーワード：核種生成断面積, J-PARC, PHITS, JENDL-HE/2007, INCL++, ADS, 陽子

1. 緒言

加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のためには、広い元素範囲におけるシステムマティックな核種生成断面積が必要となる。これまで様々な陽子加速器施設で測定されてきたが、実験データの精度は十分とは言えず、またデータの量も十分ではない。本研究では ADS で候補となる 0.4 ~ 3.0 GeV の陽子ビームを用いて核種生成断面積の測定を行った。

2. 実験および解析

前回の発表[1]と同様に、実験は 3 GeV 陽子加速器施設(RCS)で行った。試料には□25 mm となる厚さ 0.1 mm の Be, C, Fe および Zn を用い、これらを積層した状態で出射キッカの励磁タイミングを早め加速途中のビームを取出し 0.4, 1.3, 2.2 および 3 GeV 陽子を入射した。各エネルギーに対し 0.4 Hz の繰返しで 約 2.4×10^{14} 個の陽子を試料に入射した。照射終了後に、Ge 検出器による γ 線スペクトル測定から生成断面積を導出した。

測定で得た断面積に基づき、JENDL/HE-2007、PHITS およびの比較検討を行った。PHITS では、核内カスケードモデル(INCL-4.6)を用い、統計崩壊モデルには内蔵された GEM 及び Furihata モデルの Gen.GEM を用いた。さらに、最新の核内カスケードモデル INCL(v.6)++[2]と統計崩壊モデル ABLA07 を用いた計算も行った。

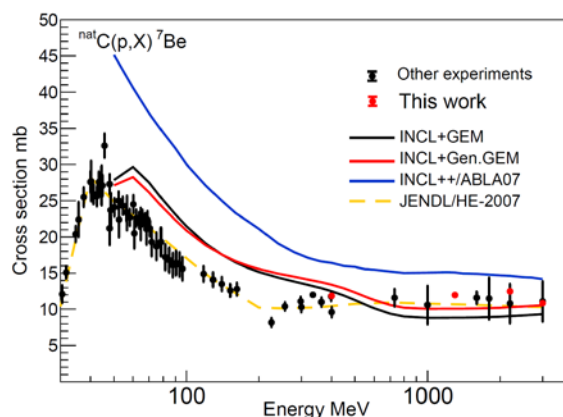


図 1 $^{nat}\text{C}(p,x)^7\text{Be}$ 反応の励起関数

3. 結果

図 1 に $^{nat}\text{C}(p,x)^7\text{Be}$ (半減期 53.2 日) 反応の断面積 (赤丸) の励起関数を他の実験 (黒丸) との比較を示す。本実験結果は他の実験と概ね一致しており、J-PARC では精密なビーム制御が可能のため他の実験より高い精度のデータを取得できた。図 1 に JENDL/HE-2007, PHITS および INCL++ との比較も示す。JENDL/HE-2007 は本実験および他の実験と非常に一致を示した。PHITS は全体的に本実験とよい一致を示し、Gen.GEM モデルの方が 1 GeV 以上のエネルギー範囲でよい一致を示した。この傾向は $^{27}\text{Al}(p,x)^7\text{Be}$ 反応断面積において顕著に見られたが、Al のような GEM モデルによる大きな差は無かった。INCL++ は全体的に過大評価を示し、200 MeV 以下の低エネルギー領域では実験の約 2 倍となった。本発表では、他の試料(Be, Fe, Zn)の核種生成断面積の測定結果と、計算及び評価済みデータとの比較を示す。

参考文献

[1] 松田 他, 日本原子力学会 2018 秋の大会

[2] S. Leray, *et al.*, J. Phys.: Conf. Series 420 (2013) 012065

*Hiroki Matsuda¹, Shin-ichiro Meigo¹, Fujio Maekawa¹, Hiroki Iwamoto¹

¹J-PARC/JAEA

0.4～3 GeV 領域の陽子入射における銅及びアルミの弾き出し断面積の測定

Measurement of Cu and Al displacement cross section for proton energy region between 0.4 and 3 GeV

*明午 伸一郎¹, 松田 洋樹¹, 岩元 洋介¹, 吉田 誠², 長谷川 勝一¹, 中本 建志²,
牧村 俊助², 前川 藤夫¹, 岩元 大樹¹, 石田 卓²

¹J-PARC 原子力機構, ²J-PARC KEK

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設に用いられるビーム窓の損傷評価の高度化のため、J-PARC センターの加速器施設において、運動エネルギー領域が 0.4～3 GeV となる陽子による銅およびアルミの弾き出し断面積の測定を行い、実験結果を PHITS による計算と比較検討した。

キーワード： 弾き出し断面積, 数 GeV 陽子, 銅, アルミ, PHITS, J-PARC, NRT モデル, arc-DPA モデル

1. 緒言

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設では、ビーム窓や標的に用いられる材料の損傷評価が重要となる。損傷の指標として弾き出し損傷(DPA)が用いられるが、NRT モデルに基づく弾き出し断面積と粒子束の積分により導出される。陽子の 20 MeV 以上のエネルギー領域では、弾き出し断面積の殆ど測定されていないため、計算モデルの十分な検討がされていない。大強度陽子加速器施設の機器の寿命評価は DPA を基準とするため、大強度陽子加速器において DPA 評価が重要となるため、本研究では、J-PARC の加速器施設において 0.4～3 GeV 陽子に対する銅およびアルミの弾き出し断面積の測定を行った。

2. 実験

弾き出し断面積は、試料入射に伴う抵抗率変化を欠損あたりの抵抗率変化と陽子束で除することにより得ることができる。欠損あたり（フランケル対あたり）の抵抗率変化は既知となるため、抵抗率変化と陽子束の測定により断面積の導出が可能となる。照射による欠損を試料中に留めることが必要なため、極低温に冷却した状態で測定を行う。4 K まで冷却可能な冷凍機に試料を取り付けた真空装置を製作し、J-PARC の 3 GeV 陽子シンクロトロン加速器施設に設置した。試料には長さ 40 mm, 直径 0.25 mm の銅およびアルミを用い、欠損を無くすため融点付近の高温で焼鈍した。試料における陽子束の導出のため、試料位置近傍のビームプロファイルを炭化珪素製のワイヤを用いて計測した。

3. 結果

測定の結果、世界で初めて数 GeV 領域の陽子に対するアルミの弾き出し断面積を取得できた。銅およびアルミの本実験結果を図 1 に示す。他の実験結果、および PHITS の計算結果も図に示す。PHITS の計算では、一般的に DPA の評価に用いられる Norgett-Robinson-Torrens(NRT)モデルと欠陥の非熱的な再結合を補正した(arc: athermal recombination correction)モデルを用いた。実験との比較の結果、NRT モデルの計算は銅およびアルミの実験に対し 3～4 倍程度の過大評価を示した。Nordlund 等によるパラメータを用いた銅の arc モデルの計算は実験とよい一致を示した。Almazouzi 等の分子動力学結果に基づくアルミの arc モデルの計算は、NRT モデルに比べ実験とよい一致を示すものの、30%程度の過大評価を示した。今後は鉄およびタングステン等の試料を用いた測定を行う予定である。

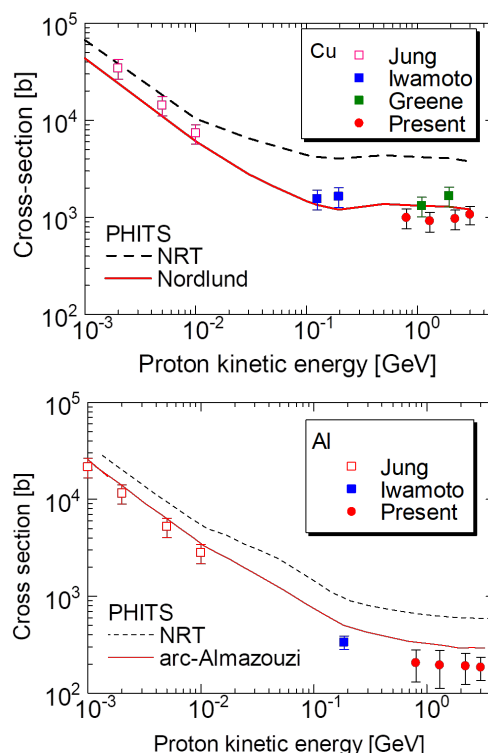


図 1 銅およびアルミの弾き出し断面積の実験と計算との比較

*Shin-ichiro MEIGO¹, *Hiroki MATSUDA¹, Yosuke IWAMOTO², Makoto YOSHIDA², Shoichi HASEGAWA², Tatsushi NAKAMOTO², Shunsuke MAKIMURA², Fujio MAEKAWA¹, Hiroki IWAMOTO¹, Taku ISHIDA²
¹J-PARC/JAEA, ²J-PARC/KEK

核破碎反応による核種生成断面積に対する核反応モデルの予測精度の調査

Investigation of prediction accuracy of spallation models for nuclide-production cross-sections in spallation reactions

*岩元 大樹¹, 明午 伸一郎¹, 松田 洋樹¹

¹日本原子力研究開発機構・J-PARC センター

核破碎生成断面積に関する実験データを用いて、粒子輸送計算コード PHITS, MCNP6 及び GEANT4 で使用される最新の核反応モデルの陽子入射核破碎反応による核種生成断面積に対する予測精度の調査を行った。

キーワード：核破碎反応，核破碎生成物，核破碎反応モデル，PHITS，核内カスケード，脱励起過程

1. 緒言

モンテカルロ粒子輸送計算コード PHITS は、加速器駆動核変換システム(ADS)及び J-PARC 等の高エネルギー陽子加速器・大強度中性子源施設の遮蔽設計で重要な役割を演じるが、PHITS に組み込まれている核反応モデルは高度化の余地が残されている。本研究は、被ばく線量評価・放射能評価で重要な核破碎生成物の核種生成断面積に関する実験データ及び他のモンテカルロ粒子輸送計算コード (MCNP6 及び GEANT4) で使用される最新の核反応モデルによる解析結果と比較することで、現状の PHITS 核反応モデルの予測精度を把握し、さらなる高度化に向けた課題を抽出することを目的とした。

2. 研究内容

本研究で比較対象とする PHITS の核反応モデルのうち、直接過程及び前平衡過程を記述するモデルに、現推奨モデル「INCL4.6」と「Bertini INC」及び「JQMD」を用い、脱励起（統計崩壊）過程を記述するモデルに、PHITS に内蔵されている「GEM」及び降旗氏が開発した当時の脱励起モデル「Furihata GEM」も比較対象とした。他の核反応モデルとして、GEANT4 推奨モデル「INCL++(ver.6)/ABLA07」及び「INCL++(ver.6)/GEMINI++」、MCNP6 推奨モデル「CEM03.03」を用いた。実験値との比較では、ADS 及び核破碎中性子源施設で重要な 400 MeV から 1 GeV の陽子入射エネルギー領域及び重標的核種に関する実験値を対象とし、ドイツ GSI で測定された逆運動学による実験データ及び J-PARC で測定された最新の結果を含む放射化法による実験データを使用した。

3. 結果・考察

図 1 に、本研究結果の例として $p(1\text{ GeV}) + {}^{208}\text{Pb}$ 反応による核破碎生成物に対する、核反応モデル計算値に対する実験値との差異を質量数及び原子番号の 2 次元プロットで示す。PHITS 推奨の核反応モデル INCL4.6/GEM は、核分裂生成物を過小評価し、蒸発残留核種について、同一元素に対して中性子過剰に評価する傾向を示すことが分かった。さらに、実験データが少ない中重核(IMF)領域 ($A = 10 - 40$) 及び核分裂生成核種と蒸発残留核種の間の領域 ($A = 120 - 160$) で、モデル間の差異が顕著であることが分かった。

4. 結言

本発表では、各々の核反応モデルの現状の予測精度と課題について示すとともに、その不一致の傾向及び高度化の方策について議論する。

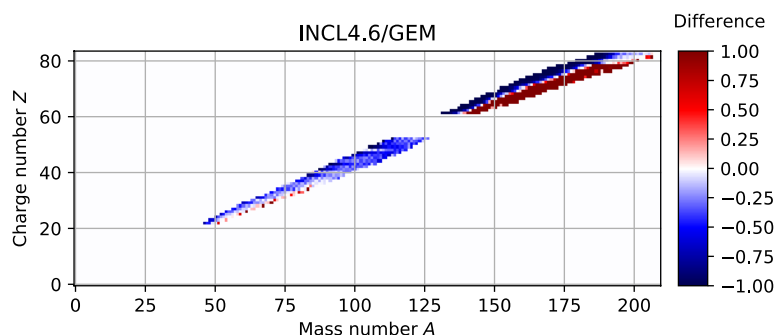


図 1 ${}^{208}\text{Pb}(p,x)$ 反応による核破碎生成物に対する核反応モデル(INCL4.6/GEM)計算値の実験値(GSI)に対する差異 (図中の赤色 (正) 及び青色 (負) は、それぞれ過大及び過小評価を示す)

*Hiroki Iwamoto¹, Shin-ichiro Meigo¹ and Hiroki Matsuda¹

¹J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency

エネルギー範囲 0.1~450 GeV 陽子照射による材料の非熱的な 欠陥再結合補正を考慮した dpa 断面積計算

Calculation of athermal recombination corrected dpa cross sections of materials for proton irradiations
with energies from 0.1 to 450 GeV

*岩元洋介¹、岩元大樹¹、明午伸一郎¹

¹原子力機構

PHITS のはじき出し損傷モデルに材料の非熱的な欠陥再結合補正を組み込み、0.1~450 GeV の超高エネルギー陽子照射による銅及びタングステンの dpa 断面積の計算を行った。

キーワード： dpa 断面積、陽子、PHITS、arc-dpa、NRT-dpa

1. 緒言 大強度陽子加速器施設の構造材の照射損傷量の指標として、NRT モデル(Norgett, Robinson, Torrens model)で導出される原子あたりのはじき出し数(dpa: displacement per atom)が用いられてきた。一方、2018年に Nordlund 等から、分子動力学計算により導出された格子間原子と空孔からなる欠陥における非熱的な再結合補正(arc: athermal recombination correction)が報告され[1]、発表者らの 0.1~3 GeV の陽子照射実験から、NRT-dpa 断面積に比べ arc-dpa 断面積が実験値を良く再現することがわかった[2]。本研究では、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を用いてこれまで十分に検討されていない超高エネルギーを含む陽子による構造材の arc-dpa と NRT-dpa 断面積の計算を行い、dpa の陽子エネルギー及び材料依存性を検証した。

2. 計算 PHITS のはじき出し損傷計算では、一次陽子の散乱の寄与と核反応 (INCL4.6 及び JAM)及び蒸発モデル(GEM)から生成する核反応生成物の寄与を導出する。PHITS に組み込んだ arc 係数は、一次陽子または核反応生成物から受け取ったターゲット核種の運動エネルギーの関数で表される。本研究は陽子エネルギー450 GeV までの範囲で、銅及びタングステンの dpa 断面積を導出した。

3. 結果 図 1 に、陽子照射によるタングステンの dpa 断面積を示す。0.1 GeV 以上の入射エネルギー領域において、arc-dpa は NRT-dpa の約 1/3 となり、0.1~1 GeV において、陽子エネルギーの増加につれ arc-dpa 及び NRT-dpa 断面積が増加し、1~450 GeV において、dpa 断面積は概ね同一な値となることがわかった。また、銅の場合、エネルギー範囲 0.1~450 GeV の dpa 断面積は、概ね同一となることがわかった。図 2 に 0.1 GeV, 1 GeV 及び 450 GeV 陽子とタングステンの核反応生成物の陽子数に対する arc-dpa 分布を示す。エネルギーの増加につれ、励起核の蒸発過程から生成する多くの核反応生成物が dpa に寄与することがわかった。

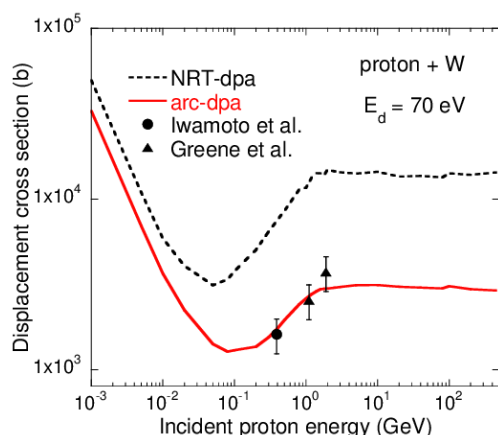


図 1 陽子照射によるタングステンの dpa 断面積

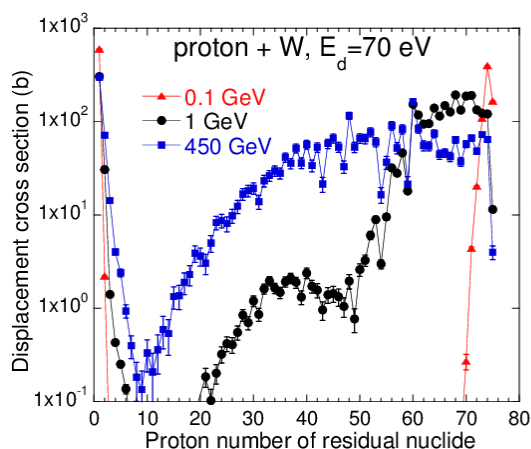


図 2 核反応生成物の陽子数に対する arc-dpa 分布

参考文献

[1] K. Nordlund et al., Nature Communications (2018) 9, 1084. [2] Y. Iwamoto et al., J. Nucl. Mater. 508 (2018) 195.

*Yosuke Iwamoto¹, Hiroki Iwamoto¹, Shin-ichiro Meigo¹ ¹Japan Atomic Energy Agency.

1 粒子波動関数に基づく運動量分布を利用した PHITS における核内カスケードモデルの改良

Improvement of intra-nuclear cascade model implemented in PHITS
using momentum distribution based on one-particle wave functions

*橋本 慎太郎¹, 佐藤 達彦¹

¹原子力機構

核内カスケードモデル INCL における核子運動量分布を 1 粒子波動関数に基づいて改良し、陽子による核子ノックアウト反応の再現性を向上させた。

キーワード: PHITS、粒子輸送計算コード、核内カスケードモデル、ノックアウト反応

1. 緒言

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]に組み込まれた汎用の核内カスケードモデル INCL[2]は、数 10MeV から数 GeV のエネルギー領域における核子入射反応を精度良く再現する。しかし、INCL は陽子を入射させた際の核子ノックアウト反応を過大評価する傾向があり、これが標的表面の核子の運動量分布に起因していると指摘されている[3]。そこで、INCL における運動量分布の役割を分析すると共に、PHITS による計算精度向上を図るため、INCL の改良を進めた。

2. 計算手法

図 1 に実線で示したのが、INCL における ^{56}Fe の表面領域(4-6fm)の核子をもつ運動量分布である。1.3[1/fm]にピークをもつ特徴的な分布となっており、従来よく知られたフェルミガスマodelの一様分布(図 1 点線)と大きく異なっている。本研究では、標的中の核子の振る舞いを 1 粒子波動関数で記述し、その空間分布をフーリエ変換して求めた運動量分布を導入した。ただし、核子ノックアウト反応に関与する外殻核子のみを置き換え、中性子生成等に関与する内殻核子は従来の INCL の分布を用いた。図 1 の破線が、外殻核子を 1 粒子波動関数で置き換えた場合の ^{56}Fe 表面にある核子の運動量分布である。ここで、 ^{56}Fe にある 26 個の陽子の内、20 個を内殻核子とし、6 個が $1f_{7/2}$ の外殻に属するとした。 $1f_{7/2}$ の波動関数は、良く知られた Woods-Saxon 型のポテンシャルパラメーターを用いて求めた。

3. 結果・考察

図 2 に、 ^{56}Fe 標的における陽子入射時の陽子ノックアウト反応の入射エネルギー依存性を示す。実験値を黒丸で示しており、INCL と改良したモデルの結果を実線と破線でそれぞれ示した。INCL は 500MeV 以上のエネルギー領域で実験を過大評価している。一方、改良モデルでは 1 粒子波動関数を加えた結果、相対的に高運動量の成分が減少しており、陽子ノックアウト反応が抑制され実験値を再現している。

参考文献

- [1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).
- [2] A. Boudard et al., Phys. Rev C87, 014606 (2013).
- [3] K. Ogata, arXiv:1801.09994v1[nucl-th] (2018).

*Shintaro Hashimoto¹ and Tatsuhiko Sato¹

¹JAEA

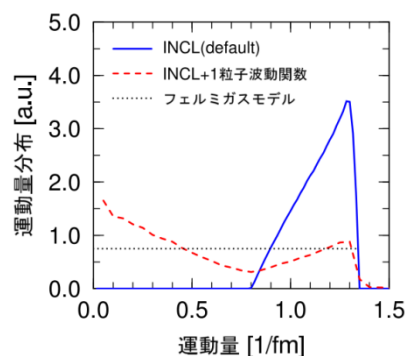


図 1. ^{56}Fe の表面領域(4-6fm)の核子をもつ運動量分布。

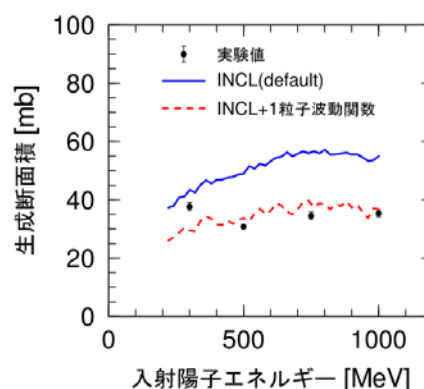


図 2. $^{56}\text{Fe}(p,2p)^{55}\text{Mn}$ 反応の入射エネルギー依存性。

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

[2E06-09] Fast Neutron Capture Reaction

Chair:Hiroki Iwamoto(JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 10:50 AM - 11:55 AM Room E (Common Education Bldg. 2 2F No.22)

[2E06] Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems

*Tatsuya Katabuchi¹, Osamu Iwamoto², Jun-ichi Hori³, Nobuyuki Iwamoto², Atsushi Kimura², Shoji Nakamura², Yuji Shibahara³, Kazushi Terada¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Kyoto University)

10:50 AM - 11:05 AM

[2E07] Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems

*Atsushi Kimura¹, Shoji Nakamura¹, Nobuyuki Iwamoto¹, Osamu Iwamoto¹, Tatsuya Katabuchi², Kazushi Terada², Gerard Rovira Leveroni², Jun-ichi Hori³, Yuji Shibahara³ (1. JAEA, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2E08] Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems

*Yuji SHIBAHARA¹, Jun-ichi HORI¹, Satoshi FUKUTANI¹, Koichi TAKAMIYA¹, Tatsuya KATABUCHI², Kazushi TERADA², Osamu IWAMOTO³, Nobuyuki IWAMOTO³, Atsushi KIMURA³, Shoji NAKAMURA³ (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[2E09] Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems

*Nobuyuki Iwamoto¹, Osamu Iwamoto¹, Shoji Nakamura¹, Atsushi Kimura¹, Tatsuya Katabuchi², Gerard Rovira Leveroni² (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

11:35 AM - 11:50 AM

核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の 高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究 (1) プロジェクトの全体計画

Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data
of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems

(1) Project overview

*片渕 竜也¹, 岩本 修², 堀 順一³, 岩本 信之², 木村 敦², 中村 詔司²,
芝原 雄司³, 寺田 和司¹, 高宮 幸一³, 福谷 哲³, Gerard Rovira¹, 松浦 翔太¹
¹東京工業大学, ²原子力機構, ³京都大学

核変換システムを開発する上で長寿命 MA 核種の高速領域における高精度中性子捕獲断面積データが必要とされている。2017 年より、東工大、JAEA、京大の共同プロジェクトとして、長寿命 MA の高速中性子捕獲反応データの高精度化研究が始まった。今回、本プロジェクトの内容をシリーズ発表として報告する。本発表は、シリーズ発表の始めとしてプロジェクトの背景、狙い、全体計画について説明する。

キーワード：核変換、中性子捕獲反応、中性子捕獲断面積、核データ、マイナーアクチニド、J-PARC

1. 背景

原子力発電により排出される放射性廃棄物の減容及び有害度低減のために群分離・核変換処理が重要な選択肢として検討されてきた。特に長寿命マイナーアクチニド (MA) 核種を短寿命化もしくは安定化するために核変換システムの研究が進められている。核変換システムとして加速器駆動型システム (ADS) や高速炉等が検討対象となっている。ADS 設計において核データ誤差が炉物理パラメータの不確かさに影響を与え、特に重要とされる高速エネルギー領域 (0.5-500 keV) において現状の MA 核データは ADS 設計の要求精度を満たしていない。これまでの研究から ADS の臨界性不確かさに与える影響は、Np-237, Am-241,243 の中性子捕獲断面積誤差の寄与が非常に大きいと報告されている。

2. プロジェクトの概要

本研究プロジェクトは J-PARC の高強度パルス中性子ビームを活用し、核変換システム開発に必要とされる高速中性子エネルギー領域の MA 核種 (Np-237, Am-241, Am-243) の中性子捕獲断面積の精度向上を目的としている。2017 年度から 4 年間のプロジェクトとして開始した。本プロジェクトでは、3 つの克服すべき課題、すなわち (課題 1) J-PARC 中性子ビームのダブルパルス構造、(課題 2) 捕獲断面積測定のためのデータ収集系の高速化、(課題 3) MA 試料中の不純物定量、を解決し、高速中性子エネルギーでの MA 核データの高精度化を達成する。さらに測定結果と核反応理論モデル研究との組み合わせにより MA 核データファイルの整備へとつなげる。本研究により MA 中性子捕獲断面積データが高精度化されることで核変換システムの核設計において適切な裕度設定が可能となると期待される。本発表に続く 3 件の発表により各研究開発項目の内容と進捗について説明する。

謝辞

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業の助成を受けたものである。

*Tatsuya Katabuchi¹, Osamu Iwamoto², Jun-ich Hori³, Nobuyuki Iwamoto², Atsushi Kimura², Shoji Nakamura², Yuji Shibahara³, Kazushi Terada¹, Koichi Takamiya³, Satoshi Fukutani³, Gerard Rovira¹ and Shota Matsuura¹

¹Tokyo Institute of Technology, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Kyoto University

核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の

高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究

(2)J-PARC ANNRI での中性子フィルタ装置開発と

捕獲反応断面積測定

Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA
for development of nuclear transmutation systems

(2) Development of a neutron beam filter system and
capture cross section measurement at ANNRI in J-PARC

*木村敦¹、中村詔司¹、岩本信之¹、岩本修¹、片渕竜也²、寺田和司²、

Gerard Rovira²、堀順一³、芝原雄司³

¹原子力機構、²東工大、³京都大学

「核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究」において、J-PARC ANNRI での高速中性子に対する捕獲反応断面積測定研究を進めている。本発表では、測定に必要となる中性子フィルタ装置の開発と今後の測定計画について報告を行う。

キーワード：J-PARC, ANNRI, ダブルパルス, 中性子フィルタ装置, 中性子捕獲反応断面積

1. J - PARC のダブルバンチモード問題 高速中性子領域における MA 核種の捕獲断面積測定では、実験の統計精度が大きな問題となる。ANNRI では J-PARC の大強度中性子ビームが利用可能なため、統計精度が改善し中性子捕獲断面積の高精度化が可能となる。しかしながら、J-PARC では二つの陽子パルスを 600 ナノ秒の時間差をおいて核破砕ターゲットに入射させるダブルバンチモードと呼ばれる運転が行われており、中性子はダブルパルスの構造を持つ。そのため、測定で得られた断面積は二つの中性子エネルギーに対応するものとなり、非分離共鳴領域ではこの影響が分離できないという問題がある。

2. 中性子フィルタの開発 この問題を解決するため、中性子フィルタ装置の開発を行った。中性子フィルタ装置は特定の共鳴エネルギーで中性子透過率が大きくなることを利用し、そのエネルギーの中性子を選択的に透過させることで中性子ビームを準単色化するものであり、これを利用する事でダブルバンチの影響を排除できる。本研究では、フィルタの材質及び必要となる厚さを決定するために、東工大のペレット加速器を用いて予備試験を行った。鉄に対する予備試験の測定結果を図 1 に示す。予備試験の結果等からフィルタの材質を Fe、Bi、Al、Si、Cr、Sc に選定し、各々の厚さを決定した。発表では、開発した中性子フィルタ装置に関する詳細と、平成 31 年度に実施する本装置と NaI 検出器を用いた ²³⁷Np の断面積測定計画について報告する。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の助成を受けたものである。

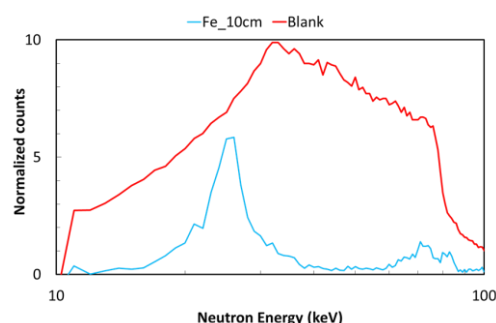


図 1 10cm の鉄有と無し(Blank)での中性子スペクトルの比較。

* Atsushi Kimura¹, Shoji Nakamura¹, Nobuyuki Iwamoto, Osamu Iwamoto, Tatsuya Katabuchi², Kazushi Terada², Gerard Rovira², Jun-ichi Hori³, Yuji Shibahara³

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Institute of Technology, ³Kyoto University

核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の 高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究 (3) 測定試料の不純物及び同位体分析技術の開発

Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data
of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems
(3) Development of impurity and isotope assay technique of samples

*芝原雄司¹, 堀 順一¹, 福谷 哲¹, 高宮幸一¹,
片渕竜也², 寺田和司², 岩本 修³, 岩本信之³, 木村 敦³, 中村詔司³
¹京都大学, ²東京工業大学, ³原子力機構

原子力システム研究開発事業「核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究」の一環として、質量分析法を主とした測定試料の不純物および同位体分析技術の開発を行っている。本発表では、表面電離型質量分析装置を用いた分析技術の検討現状について報告する。

キーワード：マイナーアクチニド, 中性子捕獲断面積, 質量分析

緒言：長寿命 MA 核種の核変換システムを開発する上で、高速領域における中性子捕獲反応データの高精度化が必要とされている。2017 年より、東工大、JAEA および京都大の共同プロジェクトとして、Am-241, Am-243 および Np-237 を対象とした、長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの高精度化研究が始まった。本プロジェクトは、①中性子フィルター装置の開発、②中性子捕獲断面積の測定、③MA 試料の特性評価技術の開発、④核データファイルの整備の 4 項目に関する研究開発を行っており、本発表では、「③MA 試料の特性評価技術の開発」の項目に関する報告を行う。

「③MA 試料の特性評価技術の開発」：マイナーアクチニドの中性子捕獲反応データの高精度化に関する研究開発において、核反応測定で使用する試料の化学的・同位体的純度の評価は必要不可欠である。本研究では、表面電離型質量分析装置等を用いて試料の精密分析を行い、核反応データ評価結果の精度向上に資するデータの取得を目的としている。

先行研究[1]において、質量分析を含めた種々の分析方法を用いて、試料に含まれる不純物の評価および精密同位体分析を目的とした技術検討を行った。その中で、MA 試料中に不純物として含まれる Pu が、試料に由来する誤差の評価での大きな問題となることが分かり、今後の課題としてその定量評価が残されている。本研究では、試料の特性に由来する中性子捕獲反応データ評価での誤差の低減のために、先行研究で確立された技術を活用して、MA 試料中の Pu の定量に関する技術の確立を図る。

本発表では、先行研究で得た知見を基に進めている、中性子捕獲反応データ評価で使用する MA 試料中の Pu の精密分析技術の検討状況について報告する。また、本プロジェクトで実施している、試料の化学的・同位体的純度の評価の一環として、「①中性子フィルター装置の開発」で用いるホウ素試料についても同位体分析を行ったので、その結果についても報告する。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の助成を受けたものである。

参考文献

[1] H. Harada et al., EPJ Web of Conferences 146, 11001 (2017).

*Yuji Shibahara¹, Jun-ichi Hori¹, Satoshi Fukutani¹, Koichi Takamiya¹, Tatsuya Katabuchi², Kazushi Terada², Osamu Iwamoto³, Nobuyuki Iwamoto³, Atsushi Kimura³, Shoji Nakamura³

¹Kyoto University, ²Tokyo Institute of Technology, ³Japan Atomic Energy Agency

核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の 高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究 (4) MA 核データ評価手法の開発

Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of
long-lived MA for development of nuclear transmutation systems
(4) Development of MA nuclear data evaluation method

*岩本 信之¹, 岩本 修¹, 中村 詔司¹, 木村 敦¹, 片渕 竜也², Gerard Rovira Leveroni²
¹原子力機構、²東工大

長寿命 MA 核種の高速中性子エネルギー領域における捕獲断面積の精度向上を目的として、統計モデルによる捕獲断面積計算で重要なガンマ線強度関数を、モデル計算及び測定で得られた波高スペクトルの比較から評価した。得られたガンマ線強度関数を使って計算した捕獲断面積などの結果を報告する。

キーワード: 核変換システム、MA、中性子捕獲反応、ガンマ線強度関数、ガンマ線スペクトル、波高スペクトル

1. 緒言

高速中性子エネルギー領域における中性子捕獲断面積に対して、統計モデルによる計算精度を高めるには、ガンマ線強度関数の情報が重要である。これは、ガンマ線強度関数が励起状態間のガンマ線による遷移強度を与えるためであり、放出ガンマ線のスペクトルに直接関係するからである。ガンマ線強度関数に関する情報はいくつかの実験手法で得られているが、J-PARC・物質生命科学実験施設の中性子核反応測定装置（ANNRI）に設置されたガンマ線検出器で得られる波高スペクトル情報もガンマ線強度関数を評価するのに有効である。

2. 評価手法

放射線輸送コード PHITS を使って、ANNRI の NaI(Tl) 検出器に対するガンマ線応答関数を導出し、これを核反応計算コード CCONE でガンマ線強度関数から計算した捕獲ガンマ線スペクトルにフォールディングすることで波高スペクトルを求めた（図 1 青線）。得られた波高スペクトルと NaI(Tl) 検出器で測定された結果を比較することで、ガンマ線強度関数を評価した。なお、ガンマ線強度関数の評価には、上記手法を用いたが、手法の検証として、直接 PHITS へ捕獲ガンマ線スペクトルを入力して得られた波高スペクトルと比較した結果を図 1（赤線）に示す。発表では、このガンマ線強度関数を基に計算したガンマ線スペクトルや中性子捕獲断面積などの結果を報告する。

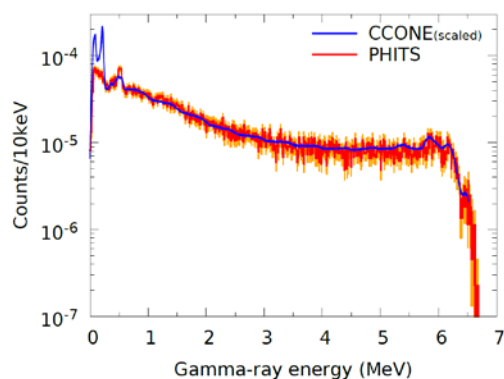


図 1 PHITS で計算した金の波高スペクトル（赤線）及び統計誤差（橙色）と PHITS で導出した応答関数から計算した結果（青線）の比較

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の助成を受けたものである。

*Nobuyuki Iwamoto¹, Osamu Iwamoto¹, Shoji Nakamura¹, Atsushi Kimura¹, Tatsuya Katabuchi², Gerard Rovira²

¹JAEA, ²Tokyo Tech

[2E10-16] ImPACT 1 (Experimental Study)

Chair: Shin-ichiro Meigo(JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 4:35 PM Room E (Common Education Bldg. 2 2F No.22)

[2E10] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation*Hideaki Otsu¹, He Wang¹, Xiaohui Sun¹, Nobuyuki Chiga¹, Hiroyoshi Sakurai¹ (1. RIKEN Nishina Center)

2:45 PM - 3:00 PM

[2E11] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation*Nobuaki Imai¹, Masanori Dozono¹, Shin'Ichiro Michimasa¹, Hideaki Otsu², Keita Nakano³, Susumu Shimoura¹ (1. CNS, Univ. of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. AEES, Kyushu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2E12] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation*Masanori Dozono¹, Nobuaki Imai¹, Shin'ichiro Michimasa¹, Susumu Shimoura¹, Hideaki Otsu², Keita Nakano³, ImPACT-RIBF collaboration (1. Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. AEES, Kyushu University)

3:15 PM - 3:30 PM

[2E13] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation*Keita Nakano^{1,2}, Yukinobu Watanabe¹, Shoichiro Kawase¹, Junki Suwa^{1,2}, Hideaki Otsu², Hiroyoshi Sakurai², He Wang², Nobuyuki Chiga², Takashi Nakamura³, Satoshi Takeuchi³ (1. Kyushu University, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[2E14] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation*Satoshi Takeuchi¹, Takashi Nakamura¹, Hideaki Otsu², Yukinobu Watanabe³ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu University)

3:45 PM - 4:00 PM

[2E15] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation*Shoji NAKAMURA¹, Atsushi KIMURA¹, Brian HALSE¹, Osamu IWAMOTO¹, Yuji SHIBAHARA², Akihiro UEHARA³, Toshiyuki FUJII⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto University, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 4. Osaka University)

4:00 PM - 4:15 PM

[2E16] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation*Yasuto Miyake¹, Naoya Ikoma¹, Yu Vin Sahoo¹, Kazuya Takahashi¹, Hiroki Okuno¹ (1. RIKEN Nishina Center)

4:15 PM - 4:30 PM

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

(4-1) LLFP の断面積測定とエネルギー依存性

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(4-1) Cross section measurement of LLFPs and their energy dependence

*大津 秀暁¹, H. Wang¹, X. Sun¹, 千賀 信幸¹, 櫻井 博儀¹

¹理化学研究所仁科センター

理研 RIBF 施設を用いて LLFP の陽子重陽子に対する断面積測定を行なった。200 MeV/u の測定から始め、100,50,25 MeV/u での測定が完了した。結果について特にエネルギー依存性を含めて議論する。

キーワード: ImPACT プログラム, 長寿命核分裂生成物, 核データ

1. 緒言

軽水炉から排出される放射性核種のうち長寿命核分裂生成物(LLFP)は、将来高速炉が稼働したとしても長期間に渡り残留する。処理方法の一つの解として、加速器を用いた核変換処理が提案されている。この処理プロセスの具体的な提案においては、LLFP とその周辺核の核反応データ取得が不可欠である。

2. 実験

理研 RIBF 施設では、²³⁸U 一次ビームの大強度化に伴い、飛行核分裂反応で LLFP 核種を直接生成分離し、2 次ビームとして反応断面積測定が可能となった。この特性を活かし、LLFP 核種のうち、¹⁰⁷Pd, ⁹³Zr については、200 MeV/u, 100 MeV/u^[1,2], 50 MeV/u および 20-30 MeV/u の広いエネルギー範囲に渡って残留核の同位体毎断面積の測定を行なった。2 次標的として陽子と重陽子を標的として用いた。現状では、中性子を 2 次標的とすることが現実的に困難であるためである。将来的には直接測定された、重陽子と陽子の断面積から理論の助けを借りて中性子入射反応の断面積を評価することを目論む。

3. 解析とまとめ

入射エネルギーが 200, 100 MeV/u では、入射陽子もしくは重陽子が直接反応過程を経て、時には少数の核子がロックアウトされた後、残留核から蒸発過程により最終的に実験室で観測される核種に変換される、PHITS コードに内包された、INCL-GEM モデルにより比較的良好に説明されることがわかってきた。一方、20-30 MeV/u では、断面積の大半が ¹⁰⁷Pd の場合は、Ag 同位体になることから、陽子を一旦吸収し、その後蒸発がおきる、いわゆる fusion evaporation 過程が支配的になることがわかってきた。問題は、中間の 50 MeV/u 領域で、それらの両方を考慮して反応モデルを構築する必要があると考えられる。現在は DEURACS コード^[3]を用いて解析を行っており、特に重陽子の分解が伴う過程がうまく取り扱えると期待している。また、陽子入射と重陽子入射を同じフレームワークで取り扱えることも、最終的に中性子入射の断面積を評価する上で有利であると考えられる。これらについて報告し、議論する。

謝辞: 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] H. Wang et al., Prog. Theor. Exp. Phys. 2017, 021D01 (2017).
- [2] S. Kawase et al., Prog. Theor. Exp. Phys. 2017, 093D03 (2017).
- [3] S. Nakayama et al., Phys. Rev. C 98 (2018) 044606.

*Hideaki Otsu¹, He Wang¹, Xiaohui Sun¹, Nobuyuki Chiga¹, Hiroyoshi Sakurai¹ and ImPACT-RIBF collaboration.

¹RIKEN Nishina Center

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

(4-2) 代理反応を用いた $^{79}\text{Se}(n,\gamma)$ 反応断面積評価

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(4-2) Evaluation of $^{79}\text{Se}(n,\gamma)$ reaction cross sections via a surrogate reaction

*今井 伸明¹, 堂園 昌伯¹, 道正 新一朗¹, 大津 秀暁², 中野 敬太³, 下浦 享¹

¹ 東京大学原子核科学研究センター, ² 理化学研究所仁科加速器科学研究センター

³ 九州大学総合理工学府

長寿命核分裂片の一つである ^{79}Se への中性子捕獲反応断面積を評価するために、 ^{79}Se への中性子核子移行反応を測定し、 ^{80}Se の非束縛状態からのガンマ線放出確率の励起関数を決定した。Talys を用いて評価した複合核生成断面積を元に、一中性子捕獲反応断面積を評価した。

キーワード：長寿命核分裂片 ^{79}Se , 中性子捕獲反応断面積、不安定核ビーム低速化・収束装置 OEDO、逆運動学—核子移行反応、代理反応

放射性核廃棄物を核変換するには、断面積、平均寿命行程の観点から中性子を用いた反応が有力である。長寿命核分裂片の一つである ^{79}Se はその放射能や、化学的特性から中性子捕獲反応断面積が今まで評価されてこなかった。放射性核種の中性子捕獲反応断面積を評価する実験的手法として、なんらかの核反応によって目的とする核種の非束縛状態を生成し、そこからのガンマ線放出確率を決定する代理反応法がある[1]。代理反応法では、中性子捕獲反応断面積を複合核生成断面積と非束縛状態からのガンマ線放出確率の積で表す。複合核生成断面積は、光学模型ポテンシャルによって良い精度で予想できるとしている。一方、ガンマ線放出確率は、非束縛状態からのガンマ線の崩壊様式は分かっていないので、低励起状態からのガンマ線の強度と、非束縛状態からその状態への崩壊確率を統計模型で導出した上で決定していた。

我々はより精度の高い断面積評価を目指し、ガンマ線放出確率を統計模型に依存しないで決定することを目指した。理化学研究所の RI ビームファクトリーで生成した核子当たり 200 MeV のエネルギーを持つ ^{79}Se ビームを、新開発したビーム低速・収束装置 OEDO を用いて核子当たり 20 MeV にまで減速し、重陽子化ポリエチレン標的に照射し、中性子移行反応を測定した。反跳陽子のエネルギー測定から、 ^{80}Se の励起エネルギーを決定した。各励起エネルギー毎に、終状態の原子核が ^{80}Se か ^{79}Se かを同定することで、ガンマ線崩壊チャンネルか、中性子崩壊チャンネルになるのかを決定した。導出したガンマ線放出確率を元に中性子捕獲反応断面積を中性子のエネルギー 0-5 MeV で評価した。講演では、実験の詳細とともに評価した断面積について述べる。

参考文献

[1] J. E. Escher, J. T. Burke, F. S. Dietrich, N. D. Scielzo, I. J. Thompson, and W. Younes, Rev. Mod. Phys. **84**, 353 (2012).

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。

謝辞

実験は、課題番号 ImPACT17-02-02 のもと、理化学研究所 RI ビームファクトリーにて行われました。関係各位に謝意を表します。

*Nobuaki Imaai¹, Masanori Dozono¹, Shin'Ichiro Michimasa¹, Hideaki Otsu², Keita Nakano³, Susumu Shimoura¹

¹CNS, Univ. of Tokyo, ²RIKEN Nishina Center, ³AEES, Kyushu Univ.

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

(4-3) 低速 RI ビームを用いた LLFP 核の陽子・重陽子誘起反応測定

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(4-3) Proton- and deuteron-induced reaction measurements for LLFP nuclei with slow-down RI beams

*堂園 昌伯¹, 今井 伸明¹, 道正 新一郎¹, 下浦 享¹, 大津 秀暁², 中野 敬太³

¹東大 CNS, ²理研仁科センター, ³九大総理工

長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換システムの基礎データとして、¹⁰⁷Pd、⁹³Zr の陽子・重陽子誘起反応測定を、理研 RIBF 施設にて行った。BigRIPS-OEDO ビームラインを用いて、低速(約 30 MeV/u)の LLFP ビームを生成し、これを実験に用いた。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 プログラム, 核変換, 長寿命核分裂生成物, 核データ

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、より低いエネルギー(~30 MeV/u 以下)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、典型的な LLFP である ¹⁰⁷Pd および ⁹³Zr に対し、エネルギー約 30 MeV/u での測定を行った。

実験では、LLFP をビームとして用いる「逆運動学法」を採用した。その詳細は[4]にて報告されている。例として、¹⁰⁷Pd の陽子誘起反応測定の予備的結果を図 1 に示す。Ag 同位体が特に多く生成されていることが分かる (¹⁰⁵Ag で約 750 mb)。これは中間エネルギー領域では見られなかった特徴である。また、得られた実験値は TENDL-2017 による評価値(図中の線)でよく再現されることが分かった。本講演では、他のデータの結果についても報告を行い、それらの特徴から核変換反応としての利用の可能性について議論する。

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。

謝辞：実験は、課題番号 ImPACT17-02-01 のもと、理化学研究所 RI ビームファクトリーにて行われました。関係各位に謝意を表します。

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] 堂園昌伯、「低速 RI ビームを用いた ¹⁰⁷Pd, ⁹³Zr の陽子及び重陽子誘起反応測定」、原子力学会 2018 年春の年会 2G15

*Masanori Dozono¹, Nobuaki Imai¹, Shin'ichiro Michimasa¹, Susumu Shimoura¹, Hideaki Otsu², Keita Nakano³

¹Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, ²RIKEN Nishina Center, ³AEES, Kyushu University

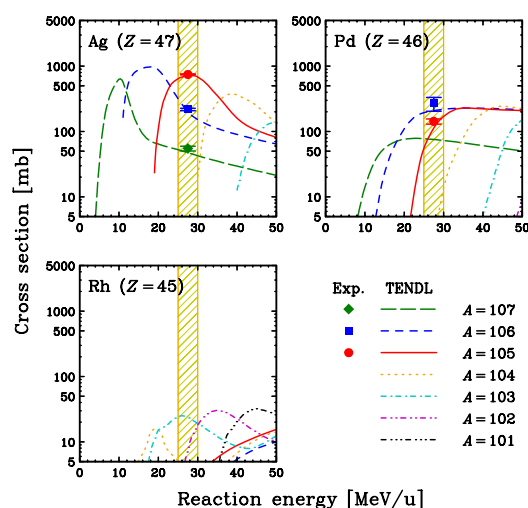


図 1: ¹⁰⁷Pd+p 反応による反応生成物の断面積

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 (4-4) ^{93}Zr に対する 50,100,200 MeV/u 陽子・重陽子入射核破碎反応による 同位体生成

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(4-4) Isotopic production in proton- and deuteron-induced spallation reactions on ^{93}Zr
at 50, 100, and 200 MeV/u

*中野 敬太^{1,2}, 渡辺 幸信¹, 川瀬 頌一郎¹, 諏訪 純貴^{1,2}, 大津 秀暁², 櫻井 博儀², 王 赫²,
千賀 信幸², 中村 隆司³, 武内 聡³
¹九州大学, ²理研仁科センター, ³東京工業大学

LLFP の 1 つである ^{93}Zr の最適な核変換反応経路の探索に向けて実施した 50, 100, 200 MeV/u 陽子・重陽子入射核破碎反応の同位体生成断面積データ測定について報告する。理研 RIBF の BigRIPS 及び ZeroDegree Spectrometer を用いて 50, 100 MeV/u データを、BigRIPS 及び SAMURAI Spectrometer を用いて 200 MeV/u データを測定した。測定した各データから同位体生成断面積のエネルギー依存性について主に考察を行う。

キーワード: ImPACT, Zr-93, 同位体生成断面積, 陽子, 重陽子

1. 緒言

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化に向け、LLFP の 1 つである ^{93}Zr に対する陽子・重陽子入射核破碎反応の系統的な核データ取得が実施された。測定された反応エネルギー 50, 100[1], 200[2] MeV/u の各データから同位体生成断面積のエネルギー依存性の考察が可能である。本研究では、各測定データを示しエネルギー依存性の観点から PHITS 核反応モデルを検証する。

2. 実験及び結果

実験はいずれも理化学研究所 RI ビームファクトリー (RIBF) で実施した。 ^{238}U を 345 MeV/u に加速し ^9Be 標的に照射することで飛行核分裂反応を起こし、様々な RI を含むカクテルビームを生成した。その後、実験ごとに異なる Degradar と BigRIPS の磁場設定を用いて各エネルギーの ^{93}Zr ビームを取り出し、水素・重水素を含む標的に照射した。50, 100 MeV/u の実験では ZeroDegree Spectrometer、200 MeV/u の実験では SAMURAI Spectrometer を用いて生成同位体の粒子識別を行った。図に測定データの一例として陽子入射反応における Zr 同位体生成断面積を示す。三者を比較すると 100, 200 MeV/u の結果に比べ、50 MeV では狭い生成同位体分布が観測された。講演内では核反応モデルによる計算結果との比較も報告する。

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] S. Kawase *et al.*, JAEA-Conf 2018-001, 111 (2018).

*Keita Nakano^{1,2}, Yukinobu Watanabe¹, Shoichiro Kawase¹, Junki Suwa^{1,2}, Hideaki Otsu², Hiroyoshi Sakurai², He Wang², Nobuyuki Chiga², Takashi Nakamura³, and Satoshi Takeuchi³

¹Kyushu Univ., ²RIKEN Nishina Center, ³Tokyo Institute of Technology

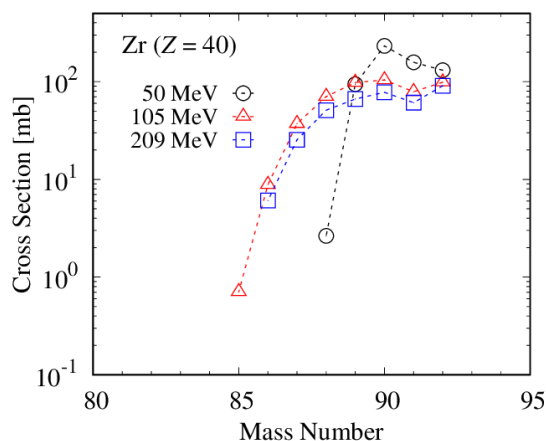


図. ^{93}Zr に対する陽子入射反応による
Zr 同位体生成断面積 (実験値)

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

(4-5) クーロン分解反応を用いた LLFP の中性子捕獲反応断面積の評価

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(4-5) Evaluation of neutron capture reaction cross section of LLFP via Coulomb breakup reaction

*武内 聡¹、中村 隆司¹、大津 秀暁²、渡辺 幸信³

¹ 東京工業大学理学院、² 理化学研究所仁科センター、³ 九州大学総理工

⁹³Zr の中性子捕獲反応断面積導出を目的とした、⁹⁴Zr 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と比較し、光吸収断面積および中性子捕獲反応断面積の評価を行う。

キーワード：ImPACT、長寿命核分裂生成物、中性子捕獲反応、クーロン分解反応、光吸収断面積、RI ビーム

1. 緒言

長寿命核分裂生成物(LLFP: Long Lived Fission Products)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 ImPACT プロジェクトのもとで、核データ取得を目的とした加速器実験を行った。この実験の特徴は、核子当たり 345 MeV に加速された ²³⁸U 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を測定することである。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、核子ロックアウト反応、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に着目し、中性子捕獲反応データ取得の代替方法となる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^[1]。

2. クーロン分解反応断面積の評価

実験は理化学研究所仁科センターRIBF で行った。本研究で対象とする ^{93,94}Zr を ²³⁸U 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。反応生成物の測定は SAMURAI スペクトロメータを用いて行い、⁹³Zr+n, ⁹²Zr+2n の崩壊チャンネルの解析から相対エネルギー微分断面積、脱励起γ線スペクトルを導出した。得られたクーロン分解反応断面積を評価するために、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・γ線スペクトルと比較をした。とくに ⁹⁴Zr では光吸収断面積が既知であるため、実験手法の評価が可能である。解析の結果、解析方法に統計崩壊モデル、Brink-Axel の仮説を適用することにより、中性子エネルギーが数 100keV～数 10MeV 領域の中性子捕獲反応データ取得の代替方法となる光吸収断面積導出が可能であることがわかった。講演では、解析から得られる光吸収断面積と中性子捕獲反応断面積、本研究手法の評価について報告を行う。

付記) 本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

謝辞) 実験は、理化学研究所 RI ビームファクトリーにて行われました。東京工業大学、理化研究所、九州大学など ImPACT-RIBF Collaboration 関係各位に謝意を表します。

参考文献

[1] 武内 聡、中村 隆司、平山 晃大、他、「^{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」、2018 年日本原子力学会春の大会

*Satoshi Takeuchi¹, Takashi Nakamura¹, Hideaki Otsu², and Yukinobu Watanabe³

¹Tokyo Institute of Technology, ²RIKEN Nishina Center, ³Kyushu University

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

(4-6) 長寿命核分裂生成核種 Cs-135 の中性子捕獲反応断面積測定

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(4-6) Neutron capture cross-section measurements of long-lived fission product nuclide Cs-135

*中村詔司¹, 木村 敦¹, ブライアン・ヘールズ¹, 岩本 修¹

芝原雄司², 上原章寛³, 藤井俊行⁴

¹原子力機構, ²京都大学, ³量研, ⁴大阪大学

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化を目指した革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)において、長寿命核分裂生成核種Cs-135の中性子捕獲断面積測定研究をJ-PARCと京都大学複合原子力科学研究所にて進めてきた。本発表においては、J-PARC MLFのANNRIを用いたCs-135のエネルギー依存の中性子捕獲断面積測定とともに、京大原子炉(KUR)を用いたCs-135の熱中性子捕獲断面積と共鳴積分の測定について報告する。

キーワード: ImPACT, 核変換, 長寿命核分裂生成核種, Cesium-135, 中性子捕獲断面積, J-PARC, ANNRI

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物の環境負荷低減技術の一つとして核変換が考えられる。その技術の基礎データとして、廃棄物核種の中性子断面積データが必要である。ImPACTプロジェクトにおける研究として「J-PARC MLF ANNRIにおける中性子捕獲反応断面積測定研究」を進めてきた。廃棄物核種の中からCs-135(半減期230万年)を選定し、その中性子捕獲断面積測定を実施した。(原子力学会2016秋1N02、2017春2E10にて発表)

2. 実験 Cs-135試料自体は供給されていないため、入手が可能なCs-137試料に不純物として存在しているCs-135を利用した。J-PARC MLFのANNRIでの測定に供するために、Cs-137溶液を放射能で950 MBq抽出し、酸化イットリウム(Y₂O₃)をバインダーにしてペレット状にしたものを、アルミ円板で密封線源化した。また、Cs-137溶液から別途分取した試料を、京都大学複合科学研究所に輸送し、同位体比測定を行った。図1に得られた質量スペクトルを示す。Cs-135/Cs-137比を0.958±0.005と、誤差0.5%の精度で分析することができた。ANNRIのGe検出器を用いてTOF法によりCs-135の中性子捕獲断面積の測定を、加速器出力400 kW、Single bunchモードの条件にて実施した。

3. 結果 今回得られた暫定的な結果を、図2に示す。青点はANNRIによる測定結果、赤線は共鳴解析コードによるフィッティングの結果を示している。Anufriev等[1]は、透過実験によりCs-135の42.2eV共鳴を報告しているが、本研究では捕獲反応によりその共鳴を測定することに成功した。

本発表では、J-PARCにおけるCs-135の中性子捕獲断面積測定について詳細に報告するとともに、KURの水圧輸送管にて放射化法によるCs-135の熱中性子捕獲断面積及び共鳴積分の測定実験で得られた結果も報告する。

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]Anufriev *et al.*, *Atomnaya Energiya*, **63**, pp.346-347(1987).

* Shoji Nakamura¹, Atsushi Kimura¹, Brian Yamada Hales¹, Osamu Iwamoto¹, Yuji Shibahara², Akihiro Uehara³ and Toshiyuki Fujii⁴

¹JAEA, ²Kyoto University, ³QST, ⁴Osaka University

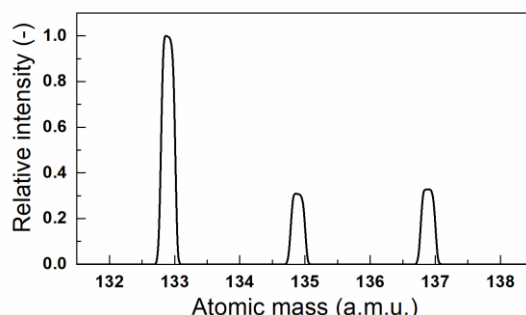


図1 Cs-137溶液の質量スペクトル

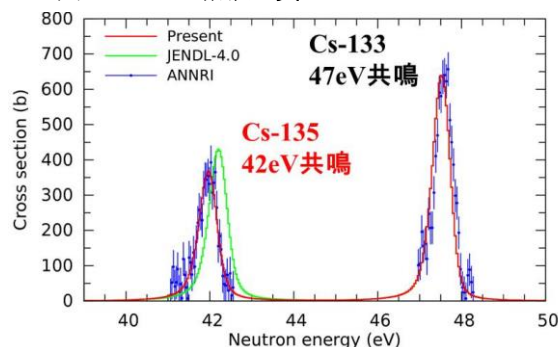


図2 Cs-135の42-eV共鳴の測定結果

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

(4-7) パラジウム 107(^{107}Pd)核変換実証試験

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(4-7) A verification test of ^{107}Pd transmutation*三宅 泰斗¹, 生駒 直弥¹, 高橋和也¹, Sahoo Yu Vin¹, 奥野 広樹¹¹理研 仁科加速器科学研究センター

本研究では、 ^{107}Pd の核変換実証試験を行った。イオン注入により ^{107}Pd がほぼ 100%濃縮された試料を作製し、理研 RIBF の AVF サイクロトロンで生成された重陽子ビームを照射した。冷却後、試料の γ 線測定を行い、核変換反応由来の ^{105}Ag と $^{106\text{m}}\text{Ag}$ を検出した。発表では試験の概要と実験データについて報告する。

キーワード：核変換, パラジウム 107, 長寿命核分裂生成物, AVF サイクロトロン, 24MeV, 重陽子

1. 緒言

使用済み核燃料の再処理で発生する高レベル放射性廃棄物中に含まれる、パラジウム 107(^{107}Pd)は長寿命核分裂生成物の一つであり、核変換により無害化・資源化できれば有用である[1]。 ^{107}Pd の安定同位体 Pd や短寿命核種への核変換には、重陽子の照射が効果的であることが逆運動学による実験で示唆されており[2]、本研究では、 ^{107}Pd を標的として重陽子を照射することで、実際の核変換の体系を模擬して実験を行い、 ^{107}Pd の核変換を実証することを目的とする。

2. 実験

重陽子の照射による ^{107}Pd の核変換反応を精度良く検出するために、インプラント装置により ^{107}Pd がほぼ 100%に濃縮された試料を作成した。重陽子の照射は理化学研究所仁科加速器科学研究センターの AVF サイクロトロンにより行われた。重陽子のエネルギーは 12 MeV/u で、1 pμA で 12.66 日相当の照射を行った。照射後の試料の γ 線測定により、 ^{107}Pd の核変換反応で生成された ^{105}Ag や $^{106\text{m}}\text{Ag}$ を検出した。炭素膜にインプラントされた ^{107}Pd は化学処理後、ICPMS により定量した。

3. 結果・考察

検出された ^{105}Ag , $^{106\text{m}}\text{Ag}$ から、 ^{105}Pd , ^{106}Pd の核変換による生成量を推定し、 ^{107}Pd との同位体比を求めると、原子数比で $^{105}\text{Pd}/^{107}\text{Pd} = 7.1 \times 10^{-6}$, $^{106}\text{Pd}/^{107}\text{Pd} = 1.4 \times 10^{-4}$ となった。PHITS による計算結果と矛盾せず、重陽子ビームによる ^{107}Pd の核変換が確認された。

謝辞 理研仁科加速器科学研究センターの千賀信幸様、羽場宏光様、高木昭様、長谷部裕雄様、内山暁仁様、佐々木大志様、古立直也様、櫻井博義様、オペレータの皆様、RIST の仁井田浩二様、吉田亨様には本発表を作成するにあたり大変お世話になり、感謝の意を表します。

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] Impulsing Paradigm Change through Disruptive Technologies Program ImPACT,

<http://www.jst.go.jp/impact/en/program/08.html>, accessed: January 7, 2019

[2] H. Wang, et al. (2017), "Spallation reaction study for the long-lived fission product ^{107}Pd ", Prog. Theor. Exp. Phys., 021D01.

* Yasuto Miyake¹, Naoya Ikoma¹, Sahoo Yu Vin¹, Kazuya Takahashi¹, and Hiroki Okuno¹

¹RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science

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

[2E17-21] ImPACT 2 (Library, Simulation, Nuclear Structure)

Chair: Hiroyuki Koura (JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 4:35 PM - 5:55 PM Room E (Common Education Bldg. 2 2F No.22)

[2E17] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Osamu Iwamoto¹, Satoshi Kunieda¹, Naoya Furutachi², Futoshi Minato¹, Nobuyuki Iwamoto¹, Shinsuke Nakayama¹, Shuichiro Ebata³, Kenji Nishihara¹, Toru Yoshida⁴, Yukinobu Watanabe⁵
(1. JAEA, 2. RIKEN, 3. Tokyo Tech, 4. RIST, 5. Kyushu Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

[2E18] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Masayuki Aikawa¹, Dagvadorj Ichinkhorloo¹, Shuichiro Ebata² (1. Hokkaido University, 2. Tokyo Institute of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[2E19] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Shinsuke Nakayama¹ (1. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

[2E20] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Shunsuke Sato¹, Yukinobu Watanabe¹, Tatsuhiko Ogawa^{2,3}, Koji Niita⁴ (1. Kyushu University, 2. JAEA, 3. CEA, 4. RIST)

5:20 PM - 5:35 PM

[2E21] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Takashi Nakatsukasa^{1,2}, Shuichiro Ebata³, Kouhei Washiyama⁴ (1. Center for Computational Sciences, University of Tsukuba, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Kyushu University)

5:35 PM - 5:50 PM

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

(5-1) LLFP 核変換核データライブラリーJENDL/ImPACT-2018 の開発

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(5-1) Development of nuclear data library JENDL/ImPACT-2018 for nuclear transmutation of LLFP

*岩本 修¹, 国枝 賢¹, 古立 直也², 湊 太志¹, 岩本 信之¹, 中山 梓介¹,
江幡 修一郎³, 西原 健司¹, 吉田 亨⁴, 渡辺 幸信⁵, 仁井田 浩二⁴

¹原子力機構, ²理研, ³東工大, ⁴RIST, ⁵九大

長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換のための新たな核データライブラリーJENDL/ImPACT-2018 を開発した。このライブラリーは、LLFP 及び周辺核を含む 200 MeV までの核子誘起核反応データを収録している。

キーワード：核データライブラリー, 長寿命核分裂生成物, 核変換, 中性子・陽子誘起反応, 断面積

1. 緒言

原子炉の稼働に伴い生成される高レベル放射性廃棄物の処理は原子力にとって非常に重要な課題である。核変換による LLFP の有害度低減・資源化を目指した ImPACT プロジェクトの一部として、核変換システムの検討に資するために、新たな核データライブラリーJENDL/ImPACT-2018 を開発した。LLFP の核変換では、不安定核を含む様々な二次生成物が生成されることが見込まれるため、理論的な計算の予測精度の向上をはかり、核反応データの評価を実施した。

2. 核データ評価方法

ImPACT プロジェクトで検討されている加速器を用いた核変換に対応するため、LLFP の 4 核種 (⁷⁹Se, ⁹³Zr, ¹⁰⁷Pd, ¹³⁵Cs) とそれらが核反応して生成が見込まれる核種を評価対象とした。主として、核反応モデル計算をもとに、200 MeV までの中性子及び陽子に対する核反応データを評価した。

理論計算の予測精度の向上のため、JENDL-4.0 などの核データ評価に利用されている核反応計算コード CCONE の改良を実施した。この改良には、ImPACT プロジェクトで測定された断面積や核構造の理論的な計算結果を活用した。前平衡過程のモデルパラメータを調整することにより、理研 RIBF で逆運動学法により測定された生成核断面積の再現性が大幅に向上することが分かった。原子核の準位密度について、励起に伴う原子核の形状の変化を考慮した新たなモデルを開発した。CCONE の計算に適用した結果、球形や変形が期待される原子核の両方に関して核反応断面積を良好に再現することが分かった。また、微視的な核構造計算によりガンマ線強度関数を導出し、CCONE による計算に取り入れた。

3. 結論

主要な LLFP である ⁷⁹Se, ⁹³Zr, ¹⁰⁷Pd, ¹³⁵Cs とそれらの周辺核 163 核種に対する 200 MeV までの中性子及び陽子誘起される核反応に対する断面積、二次粒子生成スペクトル、残留核生成断面積を収録した核データライブラリーが完成した。

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す。

*Osamu Iwamoto¹, Satoshi Kunieda¹, Naoya Furutachi², Futoshi Minato¹, Nobuyuki Iwamoto¹, Shinsuke Nakayama¹,
Shuichiro Ebata³, Toru Yoshida⁴, Kenji Nishihara¹, Yukinobu Watanabe⁵, and Koji Niita⁴

¹JAEA, ²RIKEN, ³TokyoTech, ⁴RIST, ⁵Kyushu Univ.

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 (5-2) ImPACT 核データに基づく PHITS シミュレーション

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(5-2) PHITS simulation based on ImPACT nuclear data

*合川 正幸¹, イチンホルロー ダグワドルジ¹, 江幡 修一郎²

¹北海道大学, ²東京工業大学

長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換に関する研究を行うため、汎用の粒子・重イオン輸送計算コードPHITSのシミュレーションに、本プログラムで得られた実験データ及び理論計算データを取り込むためのデータファイルを作成した。このファイルを利用することで本プログラムの成果を取り込んだシミュレーションが可能になった。

キーワード：ImPACT, 長寿命核分裂生成物, 核変換, 核データ, PHITS

1. 緒言

長寿命核分裂生成物核変換に関する技術開発を行う上で、シミュレーションは必要不可欠である。特に、最新の実験及び理論計算の結果を反映させることで、より高い精度の結果が得られることが期待できる。そこで、本プログラムで得られた実験データ及び理論計算データを、汎用の粒子・重イオン輸送計算コードPHITS[1]でのシミュレーションに反映させるためのファイルを作成した。

2. 実験データ及び理論計算データのシミュレーションへの取り込み

本プログラムで得られたPd-107及びZr-93の実験データ及び理論計算データを、PHITSのシミュレーションに反映させるため、Frag Data形式及びNData形式のファイルを作成した。これらのファイルを用いることで、実験値を基にしたシミュレーションが可能になった。

また、実験データに関しては、実験上の制約から数点に限られており、その補間が重要である。そこで、(n,2n)反応で得られた関数形[2]を用い、50MeV以下の領域で補間を行った。その結果を実験データ及びJAEAグループが行った評価データと比較した(図)。その結果、手法による違いが大きく、実験データの重要性が再確認できた。

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。

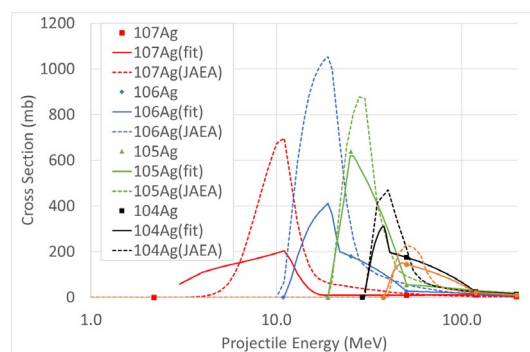
参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913 (2013).

[2] S. Pearlstein, Nucl. Sci. Tech. 23, 238 (1965).

*Masayuki Aikawa¹, Dagvadorj Ichinkhorloo¹ and Shuichiro Ebata²

¹Hokkaido Univ., ²Tokyo Inst. Tech.



図： $^{107}\text{Pd}(p,xn)$ 反応の断面積。補間データ(実線)と実験データ及びJAEAグループによる評価データ(破線)との比較。

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

(5-3) d-Li 中性子源による核変換のための PHITS 用データベースの開発

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(5-3) Development of a database for PHITS toward transmutation with a d-Li neutron source

*中山 梓介¹

¹原子力機構

d-Li 反応からの高エネルギー中性子を用いた核変換シミュレーションのため、粒子輸送計算コード PHITS 用の d-Li 核反応データベースを開発した。データベースは重陽子用計算コード DEURACS の計算値を基に開発した。開発したデータベースを PHITS で読み込んでシミュレーションを行い、その精度を評価した。

キーワード： 核データ、重陽子、リチウム、中性子源、核変換、PHITS

1. 緒言

ImPACT プロジェクトでは、長寿命核分裂生成物 (LLFP) の核変換システムの候補として d-Li 反応から生じる高エネルギー中性子を LLFP に照射するものが検討されている。d-Li 中性子源による核変換シミュレーションの高度化に資するため、粒子輸送計算コード PHITS[1]用の d-Li 核反応データベースを開発した。

2. 手法

これまでに入射エネルギー100MeV/u までの範囲で $\text{Li}(d, xn)$ 反応の二重微分断面積を精度良く予測できることが確認されている重陽子用計算コード DEURACS[2]の計算値に基づいて、d-Li 核反応データベースを開発した。入射エネルギーの上限は 200MeV/u とし、7 種の粒子 ($\gamma, n, p, d, t, {}^3\text{He}, \alpha$) の二重微分断面積について、DEURACS 計算値を PHITS 内で定義された [Frag data] の形式に編集した。

3. 結果・結言

開発したデータベースを PHITS で読み込んでシミュレーションを行い、その精度を評価した。結果の例として、図 1 に厚い Li 標的からの二重微分中性子収量の比較図を示す。開発したデータベースに基づいたシミュレーション結果 (Frag Data) は、PHITS 内の核反応モデル (INCL-4.5[3]+DWBA+GEM) を用いたもの (Model) よりも実測値を良く再現している。このことから、開発したデータベースは d-Li 中性子源による核変換シミュレーションの高度化に資するものと期待される。

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] T. Sato *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* **55**, 684 (2018).
- [2] S. Nakayama *et al.*, *Phys. Rev. C* **94**, 014618 (2016).
- [3] A. Boudard *et al.*, *Phys. Rev. C* **87**, 014606 (2013).

*Shinsuke Nakayama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

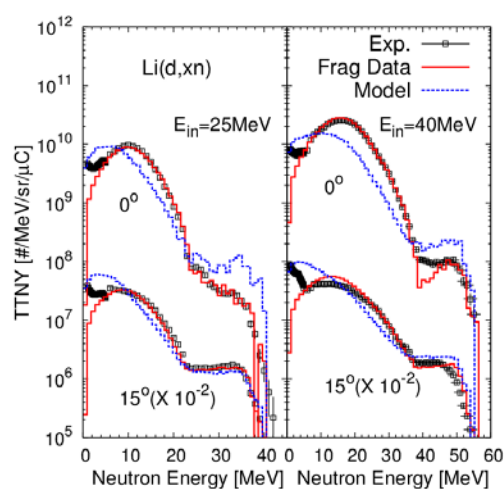


図 1 厚い Li 標的からの二重微分中性子収量
(左図：25MeV 入射、右図：40MeV 入射)

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

(5-4) LLFP の陽子・重陽子入射核破碎同位体生成に対する PHITS 核反応モデルの改良

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(5-4) Improvement of nuclear reaction models implemented in PHITS for
isotopic production in proton- and deuteron-induced spallation reactions on LLFP

*佐藤 俊輔¹, 渡辺 幸信¹, 小川 達彦^{2,3}, 仁井田 浩二⁴

¹九州大学, ²日本原子力研究開発機構, ³CEA Saclay, ⁴高度情報科学技術研究機構,

理研 RIBF で系統的に測定された長寿命核分裂生成核種に対する陽子・重陽子入射核破碎反応の同位体生成断面積データに基づき、粒子・イオン輸送計算コード PHITS に組み込まれている核反応理論モデル (INCL+GEM) を検証し、その改良を行っている。本発表では主に GEM 改良の現状について報告する。

キーワード: ImPACT, PHITS 計算, 陽子, 重陽子, 同位体生成断面積, 一般化蒸発モデル

1. 緒言

ImPACT 藤田プログラムの中で、LLFP 核種（特に、⁹³Zr と ¹⁰⁷Pd）に対する 50~200 MeV 領域の陽子・重陽子入射核破碎反応による同位体生成断面積の系統的な測定が行われた。これらの実測値を核内カスケードモデル INCL と一般化蒸発モデル GEM を用いた PHITS[1] 計算と比較して、核破碎反応モデルの検証を行った。その結果、幾つか実測値との不一致が見られることが分かった。その 1 つは、中性子数の偶奇に応じて同位体生成断面積が変動する odd-even staggering (OES) 効果が計算には強く現れるが、実測値にはその傾向が顕著に見られない問題である。そこで、本研究では GEM の準位密度に着目し、この OES 問題の改善に取り組んだ。

2. 理論モデル解析結果

GEM は全準位密度に Gilibert-Cameron (GC) 公式[3]を使用している。GEM では離散準位を考慮しておらず、全ての励起エネルギー領域で GC 式を用いているため、低励起状態の取り扱いが不十分である。これを解消するために、Back-Shifted Fermi Gas models (BSFG)[3]を組み込んだ。図 1 に、⁹³Zr に核子当たり 209 MeV の重陽子を入射して生成された Sr 同位体の生成断面積の計算結果と実験値との比較を示す。従来の PHITS(ver.3.0)の計算値（黒線）は実験値に比べ OES が強く現れている。一方、BSFG を用いた計算（赤線）では OES が抑制され、実験値の再現性が向上することが分かった。他の反応でも同様な結果が得られており、詳細は当日報告する。

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. Sato, Y. Iwamoto, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).
- [2] A. Gilbert, A.G.W. Cameron, Can. J. Phys. 43 (1965) 1446.
- [3] T. von Egidy and D. Bucurescu, Phys. Rev. C 72, 044311 (2005); 73, 049901(E) (2006).

*Shunsuke Sato¹, Yukinobu Watanabe¹, Tatsuhiko Ogawa^{2,3} and Koji Niita⁴

¹Kyushu Univ., ²JAEA, ³CEA, ⁴RIST

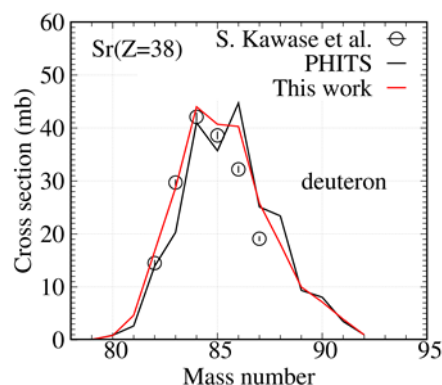


図1 ⁹³Zr に対する 209MeV/u 重陽子入射反応による Sr 同位体生成断面積

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

(5-5) 密度汎関数計算による核構造データ

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(5-5) Nuclear structure data with density functional calculations

*中務 孝^{1,2}, 江幡修一郎³, 鷲山公平⁴

¹筑波大、²理研仁科センター、³東工大、⁴九大

これまで ImPACT 藤田プログラムで進められてきた LLFP 安定核種化・短寿命化研究の基礎として、これから LLFP とその周辺核の構造を理解することは重要である。理論的・実験的に、LLFP の多くは原子核の形が大きく揺らいだ状態にあると予想されるため、形の量子ゆらぎを取り入れるため集団模型を採用し、原子核密度汎関数理論に基づいて模型パラメータを微視的に計算した。これらは大規模な数値計算を必要とするため、限られた核種においてのみ実行した。しかしながら、核変換シミュレーションでは、LLFP 以外の核種に対する反応断面積も重要となるであろう。そこで、様々な核種に対する基本的な性質を求めるため、形の量子ゆらぎを無視した近似のもと、密度汎関数理論に基づく計算から核構造データを整備した。さらに、これをウェブ上 (InPACS) に公開し、専門家のニーズに答えるとともに、一般向けの解説も掲載した。

キーワード：ImPACT, 密度汎関数理論, 計算核データ, InPACS

1. 目的

原子核密度汎関数理論を用いた系統的計算[1]から、LLFP 核種の特徴の一つとして、原子核形状が非常に不安定な領域、すなわち球形と変形の境目に多く存在することがわかった。このような LLFP の特異な性質は、核図表の広い領域に関する計算を行うことでより鮮明に理解できる。そこで今回は、このような系統的な計算を実施し、理論計算核構造データを整備する。特に基底状態の性質を中心に整備するが、将来的には励起状態まで拡張したデータを整備したいと考えている。

2. 方法および結果

原子核密度汎関数理論では、広い質量領域の原子核を普遍的エネルギー密度汎関数によって記述することが可能であり、実験データの希少な原子核構造・核反応の計算に用いられている。本研究では、3次元座標空間ハートレー・フォック+BCS 法に基づく基底状態の性質、および1次元動径座標表示のハートレー・フォック・ボゴリューボフ法による密度分布などを系統的に計算した。この結果を整備し、以下のウェブサイト InPACS に公開した (URL: <http://wwwnucl.ph.tsukuba.ac.jp/InPACS/>)。このサイトにおいて、原子核それぞれの形状を視覚的に理解できるようにするとともに、専門家向けの核構造データのダウンロード、一般向けの原子核・核変換に関する解説などを整備した。今回はこれらの成果について報告する。

3. 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. Ebata and T. Nakatsukasa, Phys. Scr. 92, 064005 (2017).

*Takashi Nakatsukasa^{1,2}, Shuichiro Ebata³, Kohei Washiyama⁴

¹Univ. of Tsukuba, ²RIKEN Nishina Center, ³Tokyo Inst. Tech., ⁴Kyushu Univ.

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

[2F01-05] Reactor Monitor and Measurements

Chair: Masumitsu Toyohara (Yokohama National Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 9:30 AM - 10:50 AM Room F (Common Education Bldg. 2 2F No.23)

[2F01] Development of high-temperature operational electric parts aiming at adoption to nuclear electronic devices compliant with severe accident

*Hiroki Miyoshi¹, Junichi H. Kaneko², Takanori Hanada², Taizo Yamawaki⁴, Hitoshi Umezawa³

(1. Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 4. Hitachi, Ltd. Research and Development Group)

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part8)

Kunihiro Morishima¹, *Mitsuhiro Nakamura¹, Nobuko Kitagawa¹, Akira Nishio¹, Mitsuaki Kuno¹, Yuta Manabe¹, Kenji Tsuji², Masataka Oyama² (1. Nagoya University, 2. CHUBU Electric Power Co., Inc.)

9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Measurement of ambient radiations for the development of reactor neutrino monitor

*Yuta Ikeyama¹, Keigo Shimizu¹, Takeshi Akama¹, Ayumu Hirota¹, Kyohei Nakajima¹, Yoichi Tamagawa¹ (1. Fukui Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2F04] Examination of a correction method of heat radiation component for the optical fiber type radiation monitor

*Takahiro Tadokoro¹, Shuichi Hatakeyama¹, Katsunori Ueno¹, Yuichiro Ueno¹, Keisuke Sasaki², Yoshinobu Sakakibara², Tooru Shibutani², Takahiro Ito² (1. Hitachi, Ltd., Research & Development Group, 2. Hitachi, Ltd., Nuclear Power and Instrumentation Systems Engineering Department)

10:15 AM - 10:30 AM

[2F05] Preliminary evaluation of dose distribution and contamination concentration in primary containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2

*Wada Ayaki¹, Takaki Naoyuki¹ (1. Tokyo City University)

10:30 AM - 10:45 AM

過酷事故対応原子炉用電子デバイスへの適用に向けた高温動作電子部品の開発

Development of high-temperature operational electric parts aiming at adoption to nuclear electronic devices compliant with severe accident

*三好 洋紀¹, 金子 純一¹, 花田 尊徳¹, 樋口 幹雄¹, 山脇 大造², 梅沢 仁³

¹北海道大学工学院, ²日立製作所研究開発グループ, ³産業技術総合研究所

耐放射線性ダイヤモンド半導体の中核とした過酷事故対応原子炉用電子機器への適用に向け、500℃で動作可能な電子部品の開発を行っている。Cu-Ni 金属抵抗、(Ba_{0.5},Sr_{0.5})TiO₃ キャパシタ、サファイアキャパシタ等を試作した。これらに加えダイヤモンド FET 用パッケージ等の 600℃までの動作特性に関して報告する。
キーワード：過酷事故対応、抵抗、キャパシタ、高温

1. 緒言

過酷事故対応原子炉容器内雰囲気モニタ(CAMS)のプロトタイプ開発を行っている。これまでに動作温度:500℃、積算線量:5MGy 以上に対応するダイヤモンド放射線検出器、ダイヤモンド電界効果トランジスタが開発に成功した。CAMS では 300℃での動作が要求されるが、将来的に原子炉格納容器内で使用可能な前置増幅器、伝送機、マルチプレクサ等の開発を目指しており、これらの機器では 500℃程度での動作が要求される。現在、入手可能な抵抗、キャパシタ等の上限動作温度は 250℃程度であり、500℃で安定して動作する電子部品の開発が必須となる。

2. 実験

抵抗は石英ガラス上にフォトリソグラフィで線幅 1mm,長さ 220mm のパターンを描画し、Cu-Ni を蒸着、電極部分に Pt を蒸着し、300℃で焼結後に評価した。キャパシタは自作した(Ba_{0.5},Sr_{0.5})TiO₃[1]と市販の Al₂O₃(サファイア)を誘電体とし、上下電極に Pt を蒸着しキャパシタとした。これらの試料を Ar:H₂ 雰囲気下、DC バイアス電圧 1V, 周波数 1kHz~2MHz で室温から 600℃まで加熱しながら抵抗、静電容量等を測定した。

3. 結果

Cu-Ni 抵抗は 600℃で室温より 7%抵抗値が上昇したが、安定して使用可能であることを確認した。図 1 に(Ba_{0.5},Sr_{0.5})TiO₃ キャパシタの静電容量の周波数依存性の温度変化を示す。室温における比誘電率は 2200 程度である。温度の上昇と共に静電容量が低下したものの、周波数特性は 400℃までは平坦であり、500℃では 3kHz 以下の領域で静電容量の上昇が見られた。一方、Al₂O₃(サファイア)製キャパシタは室温における比誘電率 10.4 であり、600℃における静電容量の変化は室温比 1.05 倍、全測定周波数で安定して動作した。またセラミクス製 FET 用パッケージも端子間漏れ電流は 500℃においても使用可能な十分低い漏れ電流であることを確認した。

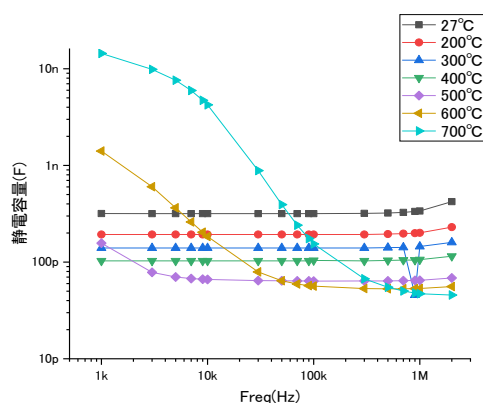


図 1 (Ba_{0.5},Sr_{0.5})TiO₃ キャパシタの静電容量・周波数特性の温度依存性

謝辞 本研究は文部科学省・平成 28 年度原子力システム研究開発の一環としておこなわれました。

参考文献

[1]Journal of Applied Physics 76, 2999 (1994); <https://doi.org/10.1063/1.357547>

*Hiroki Miyoshi¹, Junichi H Kaneko¹, Takanori Hanada¹, Mikio Higuchi¹, Taizo Yamawaki² and Hitoshi Umezawa³
¹Faculty of Engineering, Hokkaido Univ., ²Hitachi, Ltd. Research and Development Group, ³National Institute of Advanced Industrial Science and Technology.

原子核乾板を用いた透過型ミュ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8）

Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using
cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part8)

森島 邦博¹, *中村 光廣¹, 辻 建二², 田畑 邦浩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階および排水用立坑（サブドレン）の複数箇所に設置し観測を続けてきた。本講演では原子炉建屋1階の重量物を移動させて行った観測の解析についての報告を行う。

キーワード：ミュ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、透過型ミュオンラジオグラフィが適用された。これらの観測では、いずれも地上部にミュ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、地表面よりも低い位置に検出器を設置する必要がある。

2. 観測の概要

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（Phase1）、あるいは原子炉建屋周辺の排水用立坑（サブドレン）の下部（Phase2）にて2015年度に観測を実施し、RPV底部およびPCV下部を視野にとらえ[1]、防水性やその可搬性から検出器として実用可能であることを確認した[2]。更に、2016年度に原子炉建屋地下2階にて、冷蔵機能を有するボックスに原子核乾板を入れて約14℃の安定した温度環境にて長期間観測を実施（Phase3）した[3]。Phase3においては、Phase1よりも高い統計量（より多くの検出ミュオン数）を得る事が出来たためにPhase1の観測結果に対してより詳細にPCVやペデスタル等の構造が確認できた。その一方で、いずれのデータもシミュレーション結果とは一致しない部分が確認された[4]。不一致領域の3次元的な分析を行うためにPhase4にて原子炉建屋地下2階の3箇所に原子核乾板を設置し3方向からの観測を実施した[5], [6]。

3. 観測結果の概要

Phase4では、2回の観測（観測期間中に検出器を交換）を行い、それぞれの観測期間ごとに原子炉建屋1階の重量物を異なる位置に配置した。phase4の前半と後半の観測における原子炉建屋1階の重量物の位置の差異からの影響を観測結果間の差分解析により行った。本講演では、この解析についての報告を行う。

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） |
| [5] 日本原子力学会 2018 年春の大会予稿集（2H11） | [6] 日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集（1A09） |

*K.Morishima¹, M.Nakamura¹, K.Tsuji², and K.Tabata², A.Nishio¹, M.Kuno¹, Y.Manabe¹ and N.Kitagawa¹

¹Nagoya Univ., ²CHUBU Electric Power Co., Inc.

原子炉ニュートリノモニター開発のための環境放射線測定

Measurement of ambient radiations for the development of reactor neutrino monitor

*池山佑太, 清水慧悟, 赤間健, 廣田歩, 中島恭平, 玉川洋一

福井大・工

原子炉ニュートリノモニターは原子炉から発生する反電子ニュートリノを用いて、原子炉内部の稼働状況等を監視する技術である。地上測定を想定しているため、バックグラウンドが地下と比べて2桁程度高いと予測されるため、 γ 線と中性子と宇宙線を測定できる検出器システムを構築し、測定と解析を行った。

キーワード：原子炉ニュートリノモニター, 環境放射線測定, バックグラウンド

緒言

原子炉ニュートリノモニターは原子炉から発生する反電子ニュートリノを用いて、原子炉内部の稼働状況等の監視を試みる技術である。これまでの研究では検出器を地下に設置しているため、宇宙線とそれに起因する γ 線や中性子を低減した環境で測定しているが、本来は小型で移動可能なものを地上に設置することを目指している。しかし、地上測定におけるバックグラウンド(BG)が、2桁程度高くなることが予想されており、BG事象を低減する必要がある。環境放射線測定は設置予定場所で行い、その結果を用いて遮蔽等を検討し、原子炉ニュートリノモニターの設計を検討していく必要がある。本研究では、前段階として環境放射線の測定を行った。 γ 線・中性子・宇宙線を測定できる一組の検出器システムを構築し、それを用いて屋内と屋外で測定を行い、各環境放射線のイベントレートを算出した。本講演では、環境放射線測定の概要と解析結果について発表を行う。

結論

地上測定の主なBGは、 γ 線、中性子、宇宙線である。これらを測定するために一組の検出器システム構築を行った。 γ 線はNaIシンチレータ(NaI)を1基、中性子は波形弁別可能な液体シンチレータ(LS)を1基、宇宙線はプラスチックシンチレータ(PS)を6基を用いて測定を行った。NaIとLSの周り6面にPSを配置し、各検出器をトリガーとし論理回路を組んで測定を行った。

実験の目的は、各BG測定でエネルギースペクトルとイベントレートの算出を行い、他のBG測定と比較を行い、実験結果の整合性の判断を行う。測定は福井大学内で行い、鉄骨製の13階建ての建物内の4階で屋内測定とコンクリート製の傍で屋外測定を行った。

解析結果は、 γ 線(^{40}K 、 ^{214}Bi 、 ^{208}Tl の平均)のイベントレート[/day]は屋内は 29460 ± 60 、屋外は 42100 ± 30 となり、中性子は屋内は 690 ± 20 、屋外は 2530 ± 20 となり、宇宙線は屋内は 310 ± 1 、屋外は 231 ± 1 となった。この結果は、測定点近傍の建物に依存していると考えられる。一般的に γ 線はコンクリートから多く発生しているため、屋外の方が多くなり、中性子は宇宙線によるコンクリートとの核破砕反応により発生するためコンクリート製の建物の傍にある屋外の方が多くなる。宇宙線は屋内では建物9階分上に遮蔽物があるため屋外の方が多くなるはずだが、宇宙線のエネルギーが非常に大きいため屋内と屋外の値があまり変化しなかったと考えられる。

* Y.Ikeyama, K.Shimizu, T.Akama, A.Hirota, K.Nakajima, and Y.Tamagawa

Univ. of Fukui

光ファイバ型放射線モニタにおける 熱輻射補正法の検討

Evaluation of a correction method of heat radiation component for the optical fiber type radiation monitor

*田所 孝広¹, 畠山 修一¹, 上野 克宜¹, 上野 雄一郎¹, 佐々木 敬介², 榊原 吉伸²,
渋谷 徹², 伊藤 孝広²

¹日立製作所 研究開発グループ, ²日立製作所 原子力制御システム設計部

現行軽水炉の過酷環境時における高温・高線量率環境下で、原子炉建屋及び原子炉格納容器の線量率を測定可能な光ファイバ型放射線モニタシステムの開発を進めている。高温環境(150℃以上)での測定時に、熱輻射の影響を受けることから、その補正法を検討した。

キーワード: 原子力プラント, 過酷環境, 光ファイバ, 放射線モニタ, 長波長発光素子, 熱輻射, 補正方法

1. 緒言

線量率測定用素子として適用している Nd:YAG 素子は、放射線の照射により、近赤外(1064nm)の光を放出する。今まで、フォトンカウンティング法の適用により、高線量率環境(～100kGy/h)までの測定性、及び、耐放射線性(5MGy)を確認している。また、素子ハウジング材の最適化により、耐熱性(300℃)、及び、照射方向及びエネルギー特性が IEC 規格を満たすことを確認している。高温環境(150℃以上)での測定時に、熱輻射の影響を受けることから、今回、その補正法を検討した。

2. 熱輻射補正法及び低減方法

図1に、光子計数率成分の一例を示す。領域①は、放射線照射により Nd:YAG 素子が発光する波長領域であり、発光成分と熱輻射成分が足し合わされた領域である。熱輻射成分のみの領域である領域②または③における計数率から、領域①における熱輻射成分を導出し、領域①の計数率との差分により、放射線照射による発光成分のみを導出できる。

図2に、Nd:YAG 素子の発光スペクトルを示す。Nd:YAG 素子は、放射線照射により、1064nm 以外の短い波長領域においても発光する。短い波長ほど熱輻射強度が弱いことから 900nm 近傍の波長領域を利用することで、熱輻射の影響を低減することが可能である。

3. まとめ

熱輻射補正法及び低減法として、異なる波長での計数率を用いた差分法、及び、900nm 近傍の波長領域の利用を検討した。今後、定量評価試験を実施する予定である。

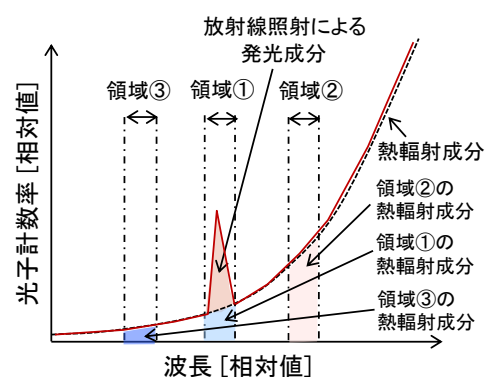


図1 光子計数率成分の一例

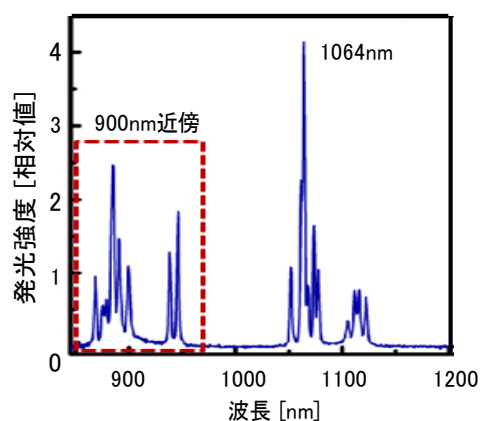


図2 Nd:YAGの発光スペクトルの一例

*Takahiro Tadokoro¹, Shuichi Hatakeyama¹, Katsunori Ueno¹, Yuichiro Ueno¹,
Keisuke Sasaki², Yoshinobu Sakakibara², Toru Shibutani², Takahiro Ito²

¹Hitachi, Ltd., Research & Development Group, ²Hitachi, Ltd., Nuclear Power and Instrumentation Systems Engineering Department.

福島第一原子力発電所 2 号機の格納容器内線量分布と汚染濃度の簡易評価

Preliminary evaluation of dose distribution and contamination concentration in primary containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2

*和田 彩希¹, 高木 直行¹,
¹ 東京都市大学

福島第一原子力発電所 2 号機の格納容器を単純化した解析モデルを作成し、容器内線量分布と汚染濃度の評価を行った。

キーワード：線量評価、汚染濃度、Cs-137、福島第一原子力発電所

1. はじめに 東京電力 HD 株式会社が 2018 年 2 月に公表した原子炉格納容器内部の吸収線量測定値を図 1 に示す^[1]。本研究では、格納容器内部を単純化した体系を想定し、この線量分布結果を再現する汚染状況評価を目的とした。

2. 方法・結果 まず基礎的検討として、単純な体系内における線源からの距離と線量の関係を調べた。格納容器、ペDESTAL、CRD レールをそれぞれ球殻、円筒、直方体として模擬し、各々の構造物表面が均一に汚染されていると仮定して格納容器内の線量分布を評価した。また図 1 より、CRD レール上に高い線量が確認されたことから、レール上に点状線源を配置した体系も設定した。計算条件を表 1 に、想定した計算体系を以下に示す。

- ・ ケース 1：PCV 内面汚染体系
- ・ ケース 2：PCV 内面汚染+中心点状線源体系
- ・ ケース 3：PCV 内面汚染+ペDESTAL 表面汚染体系
- ・ ケース 4：PCV 内面汚染+ペDESTAL 表面汚染+CRD レール上面汚染+CRD レール上点状線源体系

ケース 1,2,3 の結果を図 2 に示す。PCV を模擬した球殻状線源のケース 1 では、線量は球殻内の位置に依存せず一定値を示した。球殻中心に点状線源を配置したケース 2 では、球殻内面から離れ中心に近づくにつれ線量が増加する傾向を示した。球殻中心に円筒（ペDESTAL）状線源を配置したケース 3 では、球面反対側からの放射線が円筒によって遮蔽されるものの、線源から離れても線量減少は小さく、球殻内面と円筒表面間の線量はほぼ一定となる結果を得た。

3. おわりに 単純化した格納容器内の線量分布を評価した。CRD レールを考慮したケース 4 の結果は当日報告する。

参考文献

[1]福島第一原子力発電所 2 号機 原子炉格納容器内部調査 実施結果，東京電力 HD 株式会社，2018 年 2 月

*Ayaki Wada¹, Naoyuki Takaki¹

¹Tokyo City Univ.

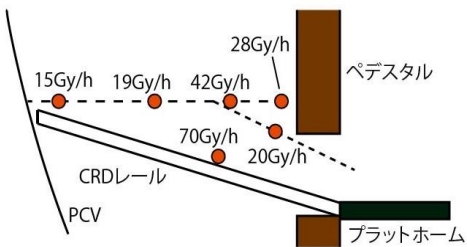


図 1 格納容器内線量測定値

表 1 計算条件

計算コード	PHITS 3.07
核データライブラリ	JENDL-4.0
放射線源	Cs-137
PCV 内部の物質	空気 (0°C,1atm)
点状および面状線源の放射能	A (Bq) or (Bq/m ²)

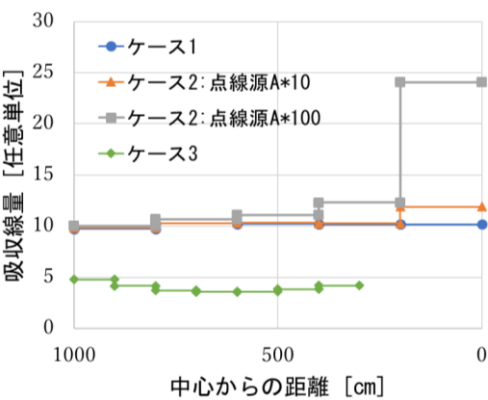


図 2 格納容器内を単純化したモデルでの線量分布評価結果

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

[2F06-09] Nondestructive Measurements and Analysis

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 10:50 AM - 11:55 AM Room F (Common Education Bldg. 2 2F No.23)

[2F06] Study on the novel resonance ionization scheme of strontium for the isotope selectivity enhancement

*DONGUK CHEON¹, YOSHIHIRO IWATA¹, MASABUMI MIYABE², SHUICHI HASEGAWA¹ (1. University of Tokyo, NEM Dep., 2. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Effective atomic number measurement for materials inside a metal sheath by energy-resolved X-ray computed tomography

Shota Ishikawa¹, Takumi Hamaguchi¹, *Ikuo Kanno¹ (1. Graduate School of Engineering, Kyoto University)

11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Compressed sensing-based X-ray CT reconstruction in a translated trajectory

*Yuki Mitsuya¹, Issei Ozawa¹, Katsuhiko Dobashi¹, Joichi Kusano², Mitsuru Uesaka¹ (1. The University of Tokyo, 2. Accuthera Inc.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Issues of non-destructive assay technology aiming at nuclear material accountancy of fuel debris in canister

*Keisuke Okumura¹, Kenichi Terashima¹, Taketeru Nagatani¹, Masao Komeda¹, Tomooki Shiba¹, Yasushi Nauchi², Akira Takada³, Yoshiriro Kosuge³ (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. NESI)

11:35 AM - 11:50 AM

Study on the novel resonance ionization scheme of strontium for the isotope selectivity enhancement

*Donguk Cheon¹, Yoshihiro Iwata¹, Masabumi Miyabe² and Shuichi Hasegawa¹

¹ University of Tokyo, ²JAEA

Abstract

The resonance ionization spectroscopic (RIS) isotope selectivity of strontium has been studied in terms of narrow natural linewidth transition (689 nm ; $5s^2 \ ^1S_0 - 5s5p \ ^3P_1^o$, $\Gamma = \sim 7.4 \text{ kHz}$) to the Rydberg state ($n=39$) on this research. Further the alternative scheme has been analyzed with natural sea water sample as well.

Keywords: Resonance Ionization, Strontium-90, Isotope selectivity

1. Introduction

The tracing radioactive isotopes are being interested with its importance of precise monitoring of radioactive isotopes which has low isotopic abundance with isobaric interference, such as ^{90}Sr . In terms of previous study [1-3], we presented the RIS application for the isotopic selectivity enhancement of strontium with natural sea water sample.

2. Experimental

To perform the multi-step RIS, we applied external cavity diode lasers (ECDLs) with natural sea water sample (They contain large amounts of stable isotopes with impurities). Figure presents the energy level diagram of the RIS of strontium which are applied on this study [1, 3].

3. Conclusion

We have applied novel resonance excitation scheme for the optical isotope selectivity enhancement of strontium with the natural sea water sample such as $689.4 \text{ nm} - 487.4 \text{ nm} - 393.8 \text{ nm}$. And also other alternative scheme with the 689.4 nm has been studied as well. Corresponding the experimental results, it is expected that the isotope selectivity can be interrupted by the other molecules which are contained in natural sea water.

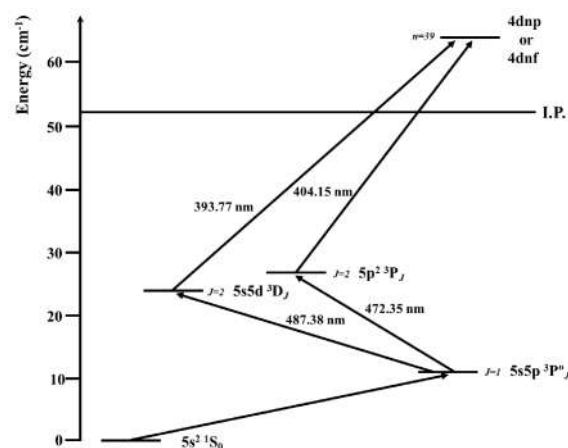


Figure. Energy level diagram of resonance ionization.

References

- [1] AESJ 2018 Fall meeting, [2A01], 2018.09.06.
- [2] B.A. Bushaw et al, Spectrochim. Acta, Part B, 52, 1839, 1997.
- [3] D. Cheon et al, J. Spectrosc., 5612360, 2018.

エネルギー分解 X 線コンピュータ断層撮影による
金属容器中の物質の実効原子番号測定

Effective Atomic Number Measurement for Materials inside a Metal Sheath
by Energy-resolved X-ray Computed Tomography

石川 翔太, 濱口 拓, *神野 郁夫
京都大学大学院工学研究科

金属などの X 線の減弱が大きい物質に囲まれた低原子番号物質の識別可能性を検討するため、シミュレーション計算を行った。X 線透過線上の物質をポリエチレンと鉄に分解する手法により、識別対象物質の実効原子番号を 1.6%以下の相対誤差で評価できた。

キーワード：実効原子番号, エネルギー分解 X 線 CT, transXend 検出器, 手荷物検査, シミュレーション

1. 緒言 我々は X 線コンピュータ断層撮影(CT)において、X 線のエネルギー情報を利用するエネルギー分解 CT 法を開発している。これにより被検体の線減弱係数をエネルギーの関数として求め、実効原子番号を導くことができる。X 線 CT の応用として、手荷物検査また被せ物をした歯の内部検査などの金属容器中の物質識別がある。我々の従来の方法では、周囲に X 線の減弱が大きい物質がある場合には、内部物質の線減弱係数を求めることが困難であった。そこで被検体による X 線の減弱をポリエチレン(PE)と鉄(Fe)によって再現する物質分解法を提案する。実効原子番号が近い 4 種の物質について、シミュレーション計算の結果を報告する。3%以下の相対誤差で求めることが目的である。

2. シミュレーション体系 図 1 に示す、外形 15 mm、肉厚 0.5 mm の SUS304 円筒の中に直径 14 mm の識別対象物質が挿入されている体系を考える。識別対象物質は、アクリル (PMMA:実効原子番号 6.50)、ポリオキシメチレン(POM:6.98)、ニトログリセリン(NTG:7.47)、ポリフッ化ビニリデン(PVDF:7.94)である。

transXend 検出器[1]は、フラットパネル検出器(FPD)の前面に金属吸収体を設置し FPD 入射 X 線スペクトルを 4 種に変化させたものである：フィルタ無し(1ch.), Cu 0.1 mm(2ch.), Cu 0.3 mm(3ch.), Sn 0.2 mm(4 ch.).

3. 物質識別法 円柱状被検体の x 方向のある点 x_i を X 線が透過すると X 線が $Y_0(E)$ から $Y(E)$ へ減弱を受け、transXend 検出器の各チャンネルで電流として測定される。被検体が PE と Fe からなるとし、各チャンネル

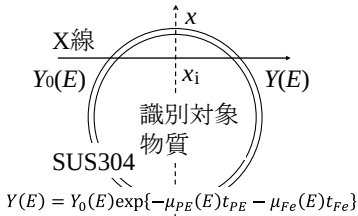


図 1.シミュレーション体系.

ルの電流値を最もよく表す厚さ $t_{PE}(\text{mm})$ および $t_{Fe}(\text{mm})$ を求める。次に減弱の式で透過後の X 線スペクトルを求める。この作業をすべての点 x_i について行い、X 線スペクトルの 0.5 keV ごとの X 線数を求め、各エネルギーの X 線により画像再構成する。被検体の中央部 400 点の CT 値(線減弱係数)の平均値を用いて X 線エネルギーの関数として線減弱係数を求めた。米国標準技術研究所(NIST)の光子-原子相互作用断面積のデータ[2]に線減弱係数をフィットさせることで、実効原子番号を求めた。

4. 結果 表 1 に PMMA, POM, NTG, PVDF の NIST データ, 評価した実効原子番号および相対誤差を示す。相対誤差 1.6%以下で評価ができた。今後、実験で検証する。

[1] I. Kanno et al., J. Nucl. Sci. Technol., **45**, 1165 (2008). [2] M. J. Berger et al., XCOM: Photon cross section database (2010).

表 1. 評価実効原子番号. RE:相対誤差(%).

	PMMA	POM	NTG	PVDF
NIST	6.50	6.98	7.47	7.94
評価値	6.53	7.09	7.55	7.98
RE	+0.46	+1.57	+1.07	+0.50

直線軌道投影による X 線 CT の圧縮センシング再構成

Compressed sensing-based X-ray CT reconstruction in a translated trajectory

*三津谷 有貴¹, 小沢 壺生¹, 土橋 克広¹, 草野 譲一², 上坂 充¹

¹ 東京大学, ² (株)アキュセラ

本報告では、橋梁の X 線非破壊検査等を目的として、圧縮センシングを用いて単純な直線軌道での投影から断面画像を再構成する手法について数値計算によって検討した結果を示す。

キーワード： X 線 CT、非破壊検査、直線軌道投影、再構成アルゴリズム

1. 緒言

高度成長期に建造された道路橋の多くが設計寿命を迎え始め、耐荷力評価に基づいたこれらの合理的な補修が必要とされている。耐荷力評価には X 線 CT による内部鋼材の劣化程度の評価が重要である。我々は、小型加速器 X 線源による橋梁検査を実施しているが、その中で、通常の回転軌道に比べ現場での適用が容易な、直線軌道投影からの CT 再構成の研究を行っている[1]。直線軌道投影では角度情報が不足するため、従来の再構成手法ではアーチファクトが強く出る問題があった。そこで本研究では、角度欠損に強い再構成手法である圧縮センシングに基づいて、直線軌道投影の問題を新たに定式化し、数値計算による実証を行った。

2. 実験

線源の直線移動距離±300 mm、X 線開き角度 80°、投影回数 49 回の条件で数値ファントムおよびモンテカルロ計算を用いた投影を行い、再構成を行った。図 1 に投影体系を示す。Shepp-Logan ファントムの投影データにおいて、従来のフィルタ補正逆投影法等の再構成手法に対して、本研究の提案手法が再構成精度において優れていることが示された。また、同条件で取得したモンテカルロ計算による金属サンプルの投影データにおいても、提案手法によって高精度に再構成できることが確認できた。(図 2)。

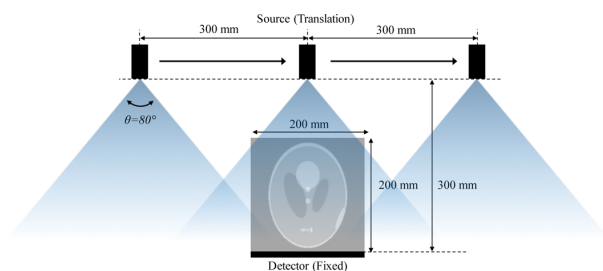


図 1. 投影体系

(Shepp-Logan ファントムによる例)

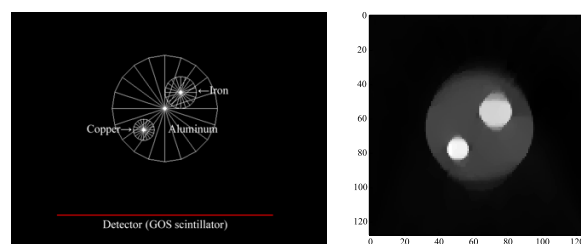


図 2. モンテカルロ計算で用いたサンプル (左)

および再構成結果 (右)

3. 結論

圧縮センシングによる直線軌道投影からの再構成手法を定式化し、その再構成アルゴリズムを開発した。数値計算およびモンテカルロ計算の投影データの再構成において、本手法が有効であることを示した。

参考文献

[1] M. Uesaka, Y. Mitsuya, et al., Journal of Disaster Research, Vol.12 No.3 (2017) 578-584

*Yuki Mitsuya¹, Issei Ozawa¹, Katsuhiko Dobashi¹, Joichi Kusano², Mitsuru Uesaka¹

¹The University of Tokyo, ²Accuthera. Inc.

燃料デブリ収納缶の核物質計量を目指した非破壊測定技術の課題

Issues of non-destructive assay technology aiming at nuclear material accountancy of fuel debris in canister

*奥村啓介¹, 寺島顕一¹, 長谷竹晃¹, 米田政夫¹, 芝知宙¹, 名内泰志², 高田映³, 小菅義広³

¹原子力機構, ²電中研, ³NESI

福島第一原子力発電所(1F)から取り出される燃料デブリの計量管理に資するため、デブリ収納缶中の核燃料物質の定量を目指した非破壊測定技術の開発を行っている。本発表では、1F 燃料デブリの非破壊測定技術開発に係る課題とその対応方策について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所, 燃料デブリ収納缶, 非破壊測定, 計量管理

1. 非破壊測定法の候補技術と課題 これまで、1F 燃料デブリ収納缶を対象とする非破壊測定法の課題を摘出するとともに、有望な候補技術として、1)パッシブ中性子法(パッシブ中性子同時計数法)、2)パッシブガンマ法((随伴 FP γ 線測定法)、3)アクティブ中性子法(高速中性子直接問かけ法)、4) アクティブガンマ法(NIGS 法)を採り上げ、モンテカルロシミュレーションによる性能評価を行ってきた[1]。1F 燃料デブリの多様性と特殊性から、従来の非破壊測定装置を 1F 燃料デブリに適用することは困難であり、以下のような数多くの課題を解決する必要がある。

【放射線計測に係る課題】：1) ^{137}Cs や ^{60}Co 等によるバックグラウンド(BG)ガンマ線レベルが非常に高く、ホットセル内遠隔操作により BG からデブリ特有放射線の弁別が必要、2) BG ガンマ線やデブリ特有放射線の強度範囲が広く、計測システムの最適化が困難、3) 収納缶径が大きくなるほど、ガンマ線の自己遮蔽は大きく、中性子透過率は小さくなる、4) 中性子吸収材(^{10}B , 可燃性 Gd, 投入臨界防止材)が多く含まれる場合には、熱中性子の計測が妨げられる、5)デブリ取出が長期化するとパッシブ放射線を検出できなくなる可能性がある、6) 高ガンマ線と低中性子線の混合場による試験フィールドの準備が容易でない、7) 性状や組成が多様な燃料デブリに対する検量線の作成方法の検討、8) 手法に依存して核燃料物質がある場合でもそれを検出できない場合がある。

【測定量から核物質評価に係る課題】：1) 使用済燃料と異なり収納缶中の総ウラン量の把握が困難、2) 収納缶毎のサンプリング分析による組成把握は期待できない、3) ^{244}Cm 実効質量などの測定量から間接的にウランやプルトニウム量を評価する手法の開発が必要、4) 平衡サイクル炉心の燃料が熔融混合しており、燃焼度範囲が広い(0~50GWd/t)、5) 汚染 Cs の BG により、従来の Cs 核種を含む燃焼度相関の利用は期待できない、6) 回収デブリの組成が炉心平均組成の周りに分布しない可能性が高い、7) 基礎的な実証試験でも核燃料物質取り扱い施設を利用する必要がある。

2. 対応方策 各非破壊測定法の特性評価の結果[1]、それぞれの手法に一長一短があり、単独の手法では上記の課題を克服することは困難と判断された。そこで、短期的な対応として簡易なパッシブ法による核燃料物質量の暫定評価と収納缶の相対ランキング付けを行い、長期的な対応として、収納缶貯蔵施設において大型のアクティブ法を含む複数手法を組み合わせた統合型非破壊測定装置と複数の燃焼度相関式を用いた核燃料物質量の評価を行うことを提案する。

参考文献 [1] 長谷, 能見, 米田, 芝, 名内, 奥村他, “福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究, 日本原子力学会 2017 年春の年会(2D18~2D23)、2017 年秋の大会(3L14~3L17)

*Keisuke Okumura¹, Kenich Terashima¹, Taketeru Nagatani¹, Masao Komeda¹, Tomooki Shiba¹, Yasushi Nauchi², Akira Takada³, Yoshiriro Kosuge³

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA), ²Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI), ³NESI

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

[2F10-12] Compton Camera

Chair: Keitaro Hitomi (Tohoku Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room F (Common Education Bldg. 2 2F No.23)

[2F10] The application of Double-sided Silicon Strip Detector in Compton camera

*ZHIHONG ZHONG¹ (1. University of Tokyo, Graduate School of Engineering, Department of Nuclear Engineering and Management)

2:45 PM - 3:00 PM

[2F11] Development of digital signal processing for CdTe semiconductor detector in high dose rate radiation field

*Fumiaki Takasaki¹, Jun Kwarabayashi², Koh-ichi Mochiki², Naoto Hagura² (1. Graduate school of Engineering, Tokyo City University, 2. Faculty of Engineering, Tokyo City University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2F12] Simulation study for improving the sensitivity of Compton camera

*Mizuki Uenomachi¹, Yuri Yoshihara¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹ (1. The University of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

The application of Double-sided Silicon Strip Detector in Compton camera

*Zhong Zhihong¹, Kenji Shimazoe¹ and Hiroyuki Takahashi¹

¹Department of Nuclear Engineering and Management, Graduate School of Engineering, University of Tokyo

Abstract

Compton camera can be used in a wide range of area regarding gamma ray detection. We proposed the use of Double-sided Silicon Strip Detector as the scatterer in Compton camera. Its unique structure allows a significant save on readout electronics. We used an Application Specified Integrated Circuit (ASIC) to read and process the signal from the detector, which implements the slew-rate time-over-threshold (ToT) technique. We evaluated the performance of the detector and ASIC. For the 20×20 mm² detector we tested, the leak current is less than 0.5 μA under depletion voltage. When measured with a test pulse, the ToT signal from the ASIC shows good linearity. The spectrum of the DSSD detector shows a good potential to be used as the scatterer in Compton camera system.

Keywords: DSSD, Compton Camera

1. Introduction

Compton camera is widely used in areas of gamma ray detection. We propose the use Silicon detectors as the scatterer in the system to replace the scintillator scatterer that is currently being used. We decided to use the Double-sided Silicon Strip Detector (DSSD), which allows a great save on readout electronics and has a theoretically higher energy resolution than the scintillators. We choose to use the Application Specified Integrated Circuit (ASIC) developed in our lab to do the pre-process of the signal from the detector, and then use the DAQ system to process the digital signal. The ASIC implements the time-over-threshold (ToT) technique to complete the analog-digital conversion.

The evaluation of the ASIC is done. By using a test pulse to inject charges into the input, we find that the linearity of ToT signal is good ($r^2 = 0.9999$). Then measurement is done for single channel of the detector using radioactive isotopes. The DSSD detector has a low efficiency for gamma ray compared with scintillators. It's hard for the detector to catch full energy of 662 keV photon from Cs-137. When Am-241 is used, the 60 keV peak can be seen, although the resolution is not good enough. It turns out that the electronic noise is the main interference in the setup and work is still being done.

Currently we are trying to integrate the detector and make full use of all channels to get the spatial information of incident irradiation. Future work is mainly about integrating DSSD scatterer with scintillator absorber to test the performance of the whole Compton camera module.

Reference

- [1]. Uenomachi M, Orita T, Shimazoe K, et al. Development of slew-rate-limited time-over-threshold (ToT) ASIC for a multi-channel silicon-based ion detector[J]. Journal of Instrumentation, 2018, 13(01): C01040.
- [2]. Shimazoe K, Takahashi H, Shi B, et al. Dynamic time over threshold method[J]. IEEE Transactions on Nuclear Science, 2012, 59(6): 3213-3217.

CdTe 半導体検出器を用いたデジタル計測システムにおける高計数率対応

Development of digital signal processing for CdTe semiconductor detector in high dose rate radiation field

*高崎 史晟¹, 河原林 順², 持木 幸一², 羽倉 尚人²

¹ 東京都市大学大学院, ² 東京都市大学

福島第一原発の収束作業において、機器の健全性確保とモニタリングのために高い放射線場に対応した小型な放射線計測システムが必要である。そこで化合物半導体である CdTe に着目し、小型な CdTe を用いたデジタル計測システムを高計数率対応できるよう各種信号処理を行った。

キーワード: 廃炉、テルル化カドミウム、高計数率対応

1. 緒言

現在、福島第一原子力発電所では廃炉作業が進んでおり、今後の作業ではより高い線量下での作業が増え、そのためのロボット・マニピュレーターが増えることが予想されている。放射線は人体だけでなくロボット制御回路等に対しても有害なため、ロボットの健全性確保のために放射線センサーにより定期的な内部の放射線場の調査が必要となる。また γ 線スペクトル情報が得られれば周辺の放射性同位元素のある程度の同定が可能となり、迅速な廃炉作業推進の一助となることが期待される。そのため、ロボットに積載でき、スペクトル情報を取得できる小型な計測システムの開発が望ましい。

そこで、廃炉作業に適用可能な高計数率対応した CdTe 検出器を用いたデジタル計測システムの開発を目標とし、高線量率場でのスペクトル測定を試みた。

3. 方法

CdTe 検出器の照射実験を名古屋大学コバルト 60 照射室で行った。線源からの距離は 130cm (3.6 Gy(Si)/h) と 90cm (7.5 Gy(Si)/h) の2条件で行い、計測系として従来型のアナログ計測システムと、プリアンプ出力をデジタル化し処理するデジタル計測システムを用いて実験を行った。デジタル計測システムより得られたデータに対し、①パルス長を短縮させる Single Delay Line 処理 ②パイルアップ除去処理 ③正孔の移動度を利用したパルスの立ち上がり補正 の3つの処理を行った。その結果、90cm 位置ではアナログ計測システムで ^{60}Co の二つのピークを確認できなかったが、デジタル計測システムでは全吸収ピークと思われるものを確認することができた。

4. 結論

CdTe を用いたデジタル計測システムに信号処理を行うことで、アナログより高計数率対応ができた。今後、デジタル処理の最適化を通じ、より高線量率場での適用を目指す。

参考文献

- [1] Alan Owens and Anthony Peacock. Compound semiconductor radiation detectors. Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. A, 531(1):18-37, 2004.
- [2] L. Abbene n, G. Gerardi, F. Principato” Real time digital pulse processing for X-ray and gamma ray semiconductor detectors” 25 April 2013
- [3] Hiroyuki Takahashi , Daiji Fukuda, Tomohiko Kurahashi, Tetsuo Iguchi, Masaharu Nakazawa” Signal processing for CdTe detectors using a fast signal digitizing technique” 1996fs

*Fumiaki Takasaki¹, Jun Kawarabayashi², Koh-ichi Mochiki², Naoto Hagura²

¹Tokyo city University Graduate School., ² Tokyo city University.

コンプトンカメラの高感度化に向けた検討

Simulation study for improving the sensitivity of Compton camera

*上ノ町 水紀¹, 吉原 有里¹, 島添 健次¹, 高橋 浩之¹

¹ 東京大学大学院

The double photon emission coincidence detection method and the electron-tracking method can improve the signal to noise ratio of a Compton camera more than the conventional method. In this study, we will report on the results of the signal to noise ratio with the conventional method, the double photon emission coincidence detection method and the electron-tracking method.

キーワード: コンプトンカメラ、SN 比、2 光子同時検出法、電子トラッキング法、Geant4 シミュレーション

1. 緒言

近年、医療分野や原子力分野において、広いエネルギー範囲のガンマ線源の分布測定技術が求められている。コンプトンカメラはガンマ線イメージング技術の一つであり、広いエネルギー範囲にも対応可能であるが、SN 比の低さや奥行き方向の分解能が問題となっていた。コンプトンカメラの SN 比を向上させる手法としては、2 光子放出核種を対象として 2 つのコンプトンコーンの重なりから位置の範囲を狭める 2 光子同時計測法[1]や散乱体での反跳電子の飛跡を計測することで入射角度を円弧に制限する電子トラッキング法が有効である。本研究では Geant4 シミュレーションを用いてコンプトンカメラの高感度化に向けたイメージング手法の検討を行った。

2. 方法

Geant4 上で散乱体にピクセルサイズ $18\ \mu\text{m} \times 18\ \mu\text{m}$ 、 1000×1000 アレイの厚さ $400\ \mu\text{m}$ の Si 検出器、吸収体にピクセルサイズ $1\ \text{mm} \times 1\ \text{mm}$ 、 18×18 アレイの厚さ $2\ \text{mm}$ の CdTe 検出器で構成されたコンプトンカメラを 2 台対向方向に設置した。散乱体表面から吸収体表面の距離は $5.4\ \text{mm}$ 、線源から散乱体表面までの距離は $10\ \text{mm}$ に設定した。線源は $171\ \text{keV}$ と $245\ \text{keV}$ のガンマ線を放出する ^{111}In を用いてシミュレーションを行った。

3. 結果

図 1 に Geant4 シミュレーションを用いた ^{111}In 点線源イメージング結果を示す。左が $171\ \text{keV}$ を用いた単光子、右が $171\ \text{keV}$ と $245\ \text{keV}$ の二光子同時検出によるイメージング結果である。二光子同時計測により、バックグラウンドが減り、SN 比が向上することがわかる。

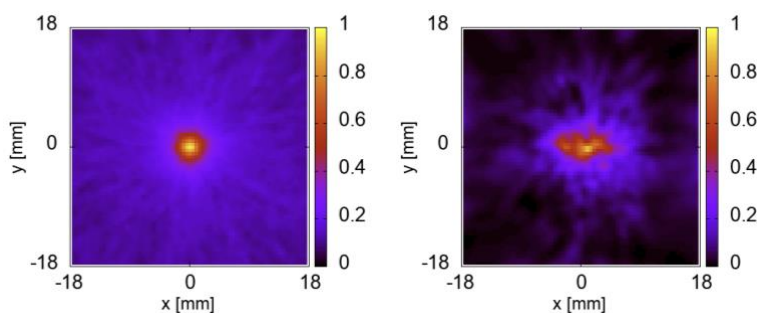


図 1 : ^{111}In のイメージング結果(左:単光子、右:二光子)

4. まとめ

Geant4 を用いて Si 検出器と CdTe 検出器で構成されたコンプトンカメラでの ^{111}In のシミュレーションを行い、コンプトンカメラの高感度化に向けた検討を行った。二光子同時検出法により ^{111}In の点線源のイメージングを行った結果、SN 比が向上した。発表ではその他の手法についても報告する。

参考文献

[1] Y. Yoshihara et al., “Evaluation of double photon coincidence Compton imaging method with GEANT4 simulation”, Nucl. Instr. And Meth. A, 873, 51-55, (2017)

*Mizuki Uenomachi¹, Yuri Yoshihara¹, Kenji Shimazoe¹ and Hiroyuki Takahashi¹

¹The University of Tokyo.

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

[2F13-17] Dosimetry

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 3:35 PM - 4:55 PM Room F (Common Education Bldg. 2 2F No.23)

[2F13] Study on an imaging system for online dosimetry for boron neutron capture therapy

*Shota Matsuura¹, Tatsuya Katabuchi¹, Gerard Rovira Leveroni¹, Naoki Kawachi², Nobuo Suzui², Mitsutaka Yamaguchi² (1. Tokyo Institute of Technology, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

3:35 PM - 3:50 PM

[2F14] Characterization of TOF scintillation fiber radiation sensor for high dose rate measurement

*Yuta Terasaka^{1,2}, Yuki Sato¹, Kenichi Watanabe², Akira Uritani², Tatsuo Torii¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagoya University)

3:50 PM - 4:05 PM

[2F15] Development of small dosimeter using an optical fiber for monitoring dose around the affected area during radiotherapy

*Yuho Hirata¹, Atsushi Yamazaki¹, Kenichi Watanabe¹, Sachiko Yoshihashi¹, Akira Uritani¹, Yusuke Koba², Naruhiro Matsufuji² (1. Nagoya Univ., 2. QST)

4:05 PM - 4:20 PM

[2F16] Measurement of Depth-Dose Distribution of Carbon Beam using GEM Scintillation Emission

*Ryuta Tatsumoto¹, Takeshi Fujiwara², Yusuke Koba³, Yuki Mitsuya⁴, Keisuke Maehata¹, Riichiro Nakamura¹, Shuto Kawahara¹ (1. Kyushu Univ., 2. AIST, 3. NIRS, 4. Tokyo Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[2F17] Observation of Dose Distribution of Some Gel Dosimeters Irradiated by Carbon Ion Beam

*Masumitsu Toyohara¹, Hiroaki Gotoh¹, Maiko Mihashi¹, Kazuya Hayashi¹, Tadano Kyosuke², Shinichi Minohara³, Yoshiaki Shimono³ (1. Yokohama National University, 2. Kanagawa Cancer Center, 3. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

4:35 PM - 4:50 PM

ホウ素中性子捕捉療法のためのオンライン線量評価用イメージングシステムの研究

Study on an imaging system for online dosimetry for boron neutron capture therapy

*松浦 翔太¹, 片渕 竜也¹, 登坂 健一¹, Gerard Rovira¹,

河地 有木², 鈴木 伸郎², 山口 充孝²

¹東京工業大学, ²量子科学技術研究開発機構

本研究では、LaBr₃(Ce)検出器を用いたホウ素中性子捕捉療法(BNCT)における単一光子放射断層撮影(SPECT)の画像再構成手法および撮像条件をシミュレーションで検討した。更に BNCT における SPECT の実用可能性を加速器実験で検討した。得られた結果について報告する。

キーワード: ホウ素中性子捕捉療法、線量評価、ガンマ線計測、単一光子放射断層撮影、中性子

1. 緒言

Kobayashi 等によって提案された PG-SPECT(Prompt Gamma-ray Photon Emission Computed Tomography)システムは、単一光子放射断層撮影(SPECT)の原理を、ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)における $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}^*$ 反応より放出される 478 keV の即発 γ 線に対して適応したものである[1]。これにより γ 線の放出分布から患者への吸収線量をリアルタイムにオンラインでモニターすることが可能であると考えられている。しかし現在、BNCT における線量評価の必要性は強く望まれていながらも、未だ完成されたシステムは構築されていない。そこで本研究では、エネルギー分解能および時間分解能に優れる LaBr₃(Ce)検出器を用いて、撮像条件および画像再構成手法をシミュレーションで検討した。更に BNCT における SPECT の実用可能性を加速器実験で検討した。

2. シミュレーション

LaBr₃(Ce)検出器を用いた BNCT における PG-SPECT による γ 線スペクトル測定をモンテカルロシミュレーションで行った。撮像角度は 8 点もしくは 16 点、分解能は 10 mm もしくは 5 mm で行った。得られたサイノグラムに対し、FBP 法、Chang の逐次近似法、ML-EM 法を用いて画像再構成を行った。再構成画像より吸収線量分布を得た。

3. 実験

BNCT における PG-SPECT の実用可能性の検証実験は、東京工業大学先端原子力研究所の 3MV ベレトロン加速器を用いて行った。中性子は、ベレトロン加速器からの陽子ビームを Li ターゲットに入射させ、 $^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$ 反応により発生させた。ファントムより発生した 478 keV の γ 線を、PG-SPECT システムによりコリメートし、LaBr₃(Ce)検出器により測定した。

4. 結論

シミュレーションによる再構成画像による線量分布評価の結果を図 1 に示す。ファントム内のホウ素濃度の高い 2 つの領域が明瞭に観測されているのが分かる。実験結果を、実際の治療照射条件に外挿した結果、LaBr₃(Ce)検出器による BNCT における PG-SPECT システムの成立性が確認された。

参考文献

[1] T. Kobayashi et al., Medical Physics, vol.27, no. 9, pp.2124-2132, 2003.

*Shota Matsuura¹, Tatsuya Katabuchi¹, Kenichi Tosaka¹, Gerard Rovira¹, Naoki Kawachi², Nobuo Suzui², and Mitsutaka Yamaguchi²

¹Tokyo Institute of Technology, ²National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

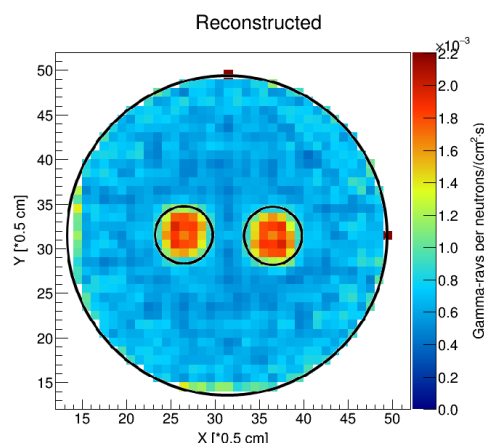


図 1. 再構成画像による線量分布評価

高線量率用 TOF シンチレーション光ファイバー放射線センサーの特性評価

Characterization of TOF scintillation fiber radiation sensor for high dose rate measurement

*寺阪 祐太^{1,2}, 佐藤 優樹¹, 渡辺 賢一², 瓜谷 章², 鳥居 建男¹

¹日本原子力研究開発機構, ²名古屋大学

シンチレーション光ファイバーセンサーに飛行時間法 (Time-of-Flight 法、TOF 法) を適用した高線量率用 TOF 光ファイバー放射線センサーを開発した。ガンマ線照射場において照射試験を実施し、高線量率環境下での動作特性を評価した。

キーワード: プラスチックシンチレーションファイバー、飛行時間法、放射線分布測定、高線量率測定

1. 緒言 福島第一原子力発電所 (以下、1F) 事故による 1F サイト内汚染の効率的な除染及び作業員の外部被ばく線量の低減のためには、放射性物質が周辺と比較して多く集積している場所 (ホットスポット) の詳細な分布測定が必要である。放射性物質分布を計測する手段として、1F 事故後よりプラスチックシンチレーションファイバー (PSF) に Time-of-Flight (TOF) 法を適用した放射線分布測定法 (以下、TOF 光ファイバー法) が 1F 汚染水タンク周りからの汚染水漏洩監視等の現場で応用されている。本手法を汚染が深刻な 1F 原子炉建屋内に適用するためには高線量率対応が必要となるが、TOF 光ファイバー法の高線量率環境での動作特性に関する研究例は少ない。本研究では、TOF 光ファイバー法の高線量率照射時の動作特性検証のため、¹³⁷Cs 照射場にてファイバーの全体照射試験を実施し、線量率と計数率の関係について調べた。

2. 実験方法 ファイバーのセンサー部には長さ 10m の Φ1mmPSF (クラレ社製、SCSF81MJ) を 1 本使用し、ファイバー両端にマイクロ PMT モジュールを設置した。マイクロ PMT モジュールからの出力パルスをもとに、コンスタントフラクショナルディスクリミネータ (CFD)、時間波高変換器 (TAC) を用いて増幅・時間差測定を行うことで、ファイバー両端へのシンチレーション光の到達時間差から放射線のファイバー入射位置を決定するシステムを構築した。本システムを ¹³⁷Cs 照射場にてガンマ線がセンサー部に均一に照射されるよう設置し、複数の線量率で照射した。

3. 実験結果 ファイバーの全体均一照射の結果を図 1 に示す。10.48 mSv/h での全体均一照射時にはファイバー有感領域 (10m ファイバー部) の計数増加に加え有感領域外のチャンネルでの計数増加 (ベースライン増加) も確認された。また、有感領域計数に対するベースライン計数の割合は高線量率ほど大きかった。これらは、偶発同時計数の影響によりファイバー両端への光の到達時間差が放射線入射位置情報を反映しないイベントが増加し、誤った時間差として全チャンネルに均一に割り振られたためと考えられる。そのため、線量率と計数の関係 (図 2) も、図 1 のベースラインを差し引いた計数は線量率増加に従い線形関係から外れる校正曲線となった。今後は高線量率でのベースラインの均一な増加傾向と校正曲線を用いた偶発同時計数の補正方法を検討するため、全体不均一照射や局所照射など、様々な照射条件で測定を実施する予定である。

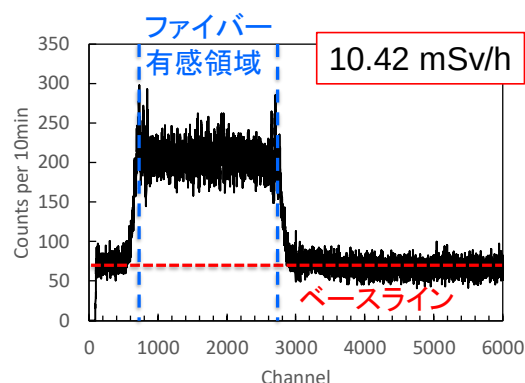


図 1 ¹³⁷Cs 照射場における TOF 光ファイバーセンサーの全体均一照射結果

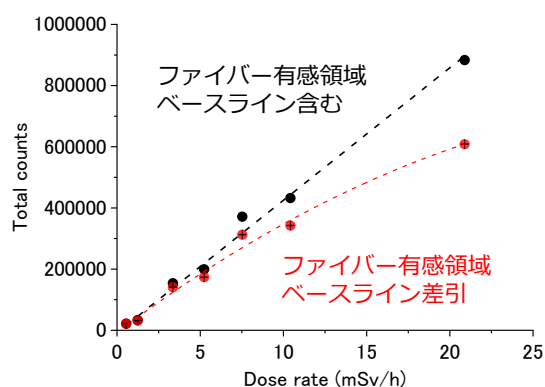


図 2 TOF 光ファイバーセンサーの線量率と計数の関係

*Yuta Terasaka^{1,2}, Yuki Sato¹, Kenichi Watanabe², Akira Uritani², Tatsuo Torii¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Nagoya University

放射線治療中の患部周辺線量をモニターするための光ファイバーを用いた小型線量計の開発

Development of small dosimeter using an optical fiber for monitoring dose around the affected area during radiotherapy

*平田悠歩¹, 山崎淳¹, 渡辺賢一¹, 吉橋幸子¹, 瓜谷章¹, 古場裕介², 松藤成弘²
名古屋大学大学院工学研究科¹, 量子科学技術研究開発機構²

粒子線治療などの放射線治療は精細な線量分布を形成することが可能である。安全に治療を行うために体内の実際に体内で線量測定を行うことが求められている。そこで我々は光ファイバーの先端に放射線誘起蛍光体を配した線量計の開発を行っている。今回は、線量計の実用化に向けて実際の治療場での応答評価試験など線量計の特性評価を行った。

キーワード：線量計、放射線治療、光ファイバー

1. 緒言 粒子線治療などに代表される放射線治療は、がん治療の中でも患者への負担が少ない治療方法として期待されている。その一方で照射位置のずれにより腫瘍周辺の正常な組織に障害を与えてしまう恐れがある。炭素線治療で多くの適用例のある症例に前立腺がんがあるが、前立腺の内部には尿道が通っている。前立腺がんの治療で炭素線照射を行う際には間に位置する尿道の線量を下げることが望ましく、尿道のみを避けて行う照射法も検討されている。尿道の内部に線量計を挿入すれば尿道への線量が安全なレベルまで低減されているかを直接的に確認することができる。患者への負担なく人体に挿入するためには使用する線量計を小型にする必要がある。そこで我々の研究グループでは、光ファイバーの先端に放射線誘起蛍光体を配した小型線量計の開発を進めている。今回は複数の光ファイバー小型線量計を作製し、実際の治療場で使用するための模擬試験を行った。

2. 実験・結果 小型線量計は粉末状にした放射線誘起蛍光体をコア径 400 μm の石英ファイバーの先端に配した。作製した小型線量計を用いて放射線医学総合研究所の HIMAC において炭素線照射実験を行った。今回の実験では線量計を水中に設置し 350 MeV/u の炭素線ビームを照射した。治療における前立腺周辺の線量分布を水中に模擬するために、水槽よりも上流にレンジシフトを挿入し炭素線の飛程を変化させたビームを重ね合わせ、厚さ 80 mm の拡大ブラッグピーク (SOBP) を形成した。SOBP の一部の線量を周辺よりも低下させて尿道の線量低減を模擬した。線量計を仮想的な尿道の位置に設置して線量評価を行った。図 1 に光刺激蛍光体である Eu:BaFBr と Ce:CaF₂ を用いて作製した小型線量計と電離箱により測定した仮想尿道位置付近の水中線量分布を示す。我々の小型線量計では電離箱線量に応じた応答の変化は確認できるが、その変化は小さかった。今後、変化の差をより明確に測定できるよう改良する必要がある。

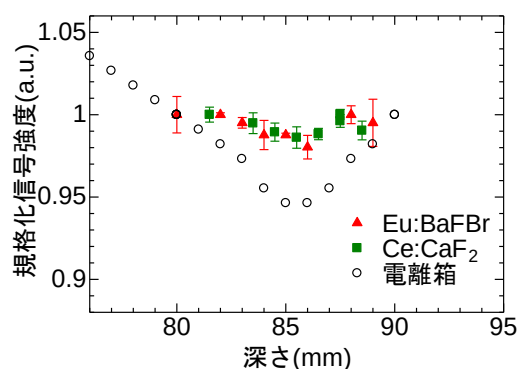


図 1 小型線量計を用いて測定した仮想尿道付近の SOBP

*Yuho Hirata¹, Atsushi Yamazaki¹, Kenichi Watanabe¹, Sachiko Yoshihashi¹, Akira Uritani¹, Yusuke Koba², Naruhito Matsufuji²,

¹Nagoya Univ., ²QST

GEM シンチレーション発光による炭素ビームの深度線量分布測定

Measurement of Depth-Dose Distribution of Carbon Beam using GEM Scintillation Emission

*辰本 隆太¹, 中村 吏一朗¹, 藤原 健², 古場 裕介³, 三津谷 有貴⁴, 前畑京介¹, 川原秀斗¹

¹九州大学, ²産業技術総合研究所, ³放射線医学総合研究所, ⁴東京大学

多画素配置型ガス電子増幅器(GEM)は高い電子増幅率と位置分解能を有している。本研究では、ガラス基板に微細加工を施して作られた Glass GEM の高い電子増幅過程で発生するシンチレーション光を画像として撮像する 2 次元線量分布測定用検出器を用いて、炭素ビームの深度線量分布の測定を行った。

キーワード：MPGD, Glass GEM, ガスシンチレーション,

飛程の近傍で急峻な線量分布を示す粒子線は病巣への線量集中性に優れるがゆえに、照射には高い信頼性が要求される。そのため高い位置精度と線量精度で計測できる放射線検出器が必要不可欠である。近年では微細加工技術を利用した高い位置分解能を有するマイクロパターンガス検出器(MPGD)の研究開発が進められており、ガス電子増幅器(GEM)^[1]は最も広く使用されている MPGD のひとつである。GEM は数十 μm 程度の厚さのカプトンホイルの両面に電極を形成して無数の孔を開けたもので、電極間に高い電位差を与えることで孔内に強い電界が形成され電子増幅を生じる。GEM は一段では増幅率が低いため通例は多段で用いることで高い増幅率を見込むことができるが、その薄さゆえの機械的不安定さやアウトガスの発生といった問題を孕んでいる。ガラス基板を用いた Glass GEM^[2]は耐電圧が高く放電時の絶縁破壊に強いという性質を持ち、ガラス自体に厚みがあるためたわみなどの強度的問題もなく一段でも高い増幅率を実現できるという利点がある。我々のグループでは、Glass GEM とシンチレーションガスを組み合わせた 2 次元線量分布測定用検出器を開発した(図-1)。本検出器は Glass GEM の電子増幅過程で発生するシンチレーション光を Glass GEM の裏側に配置した鏡を介して冷却 CCD カメラで撮像するというものである。ガスシンチレータは発光量こそ少ないものの、高い増幅率を有する Glass GEM と組み合わせることでその収量を増加させることが可能である。チェンバー内に封入するガスは Ar と CF₄ の混合ガス(重量比 90:10)を使用した。図-2 は 290 MeV/u の炭素ビームを照射した際に深さ毎に CCD カメラで撮像した画像の輝度をプロットしたものである。今後はガス循環系を排除した密封チェンバーとしての性能を調査・検討していく予定である。

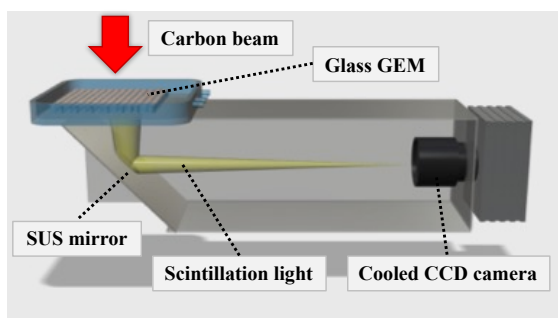


図-1 シンチレーティング Glass GEM 検出器

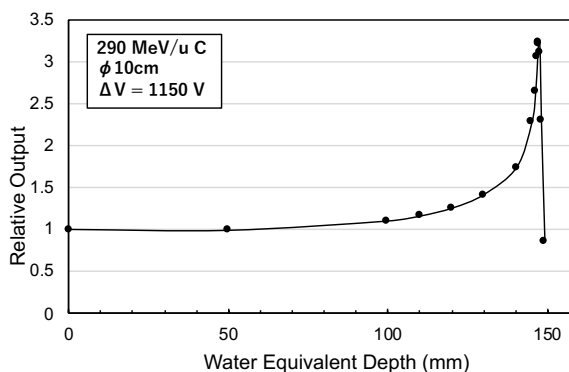


図-2 290 MeV/u 炭素ビームのブラッグピーク測定

参考文献

- [1] F. Sauli, Nucl. Instr. and Meth. Phys. Res. 386, 531-534 (1997).
 [2] T. Fujiwara, et al., "Gas scintillation glass GEM detector for high-resolution X-ray imaging and CT," Nucl. Instr. Meth. A, 850, 7-11 (2017).

*Ryuta Tatsumoto¹, Riichiro Nakamura¹, Takeshi Fujiwara², Yusuke Koba³, Yuki Mitsuya⁴, Keisuke Maehata¹, Shuto Kawahara¹

¹Kyushu Univ., ²AIST, ³NIRS, ⁴Tokyo Univ.

炭素線ビームを照射した各種ゲル線量計の吸収線量分布の評価

Observation of Dose Distribution of Some Gel Dosimeters Irradiated by Carbon Ion Beam

*豊原尚実¹, 五東弘昭¹, 三橋舞子¹, 林和哉¹, 只野喬介¹, 養原伸一², 下野義章³

¹横浜国立大学, ²神奈川県立がんセンター, ³東芝エネルギーシステムズ(株)

種々の組成のゲル線量計に重粒子線を照射し, Bragg ピークの生成位置や照射によるゲルの変色を評価した。いずれのゲルについても, 変色領域は想定される深部線量分布と良く一致した。

キーワード: ゲル線量計, 重粒子線, 色素ゲル, ポリマーゲル, PVA-KI ゲル, Bragg ピーク, 吸収線量

1. 緒言

放射線の吸収エネルギーに依存して発色する特性を有するゲル線量計は, 放射線によるがん治療における吸収線量の三次元分布を測定できるため, 治療に際しての QA・QC への適用が期待されている。本報では, 代表的なゲル線量計に重粒子線炭素ビームを照射し, Bragg ピークの生成位置やその値を評価した。

2. 試験

ロイコ色素を発色成分とする色素ゲル, PAGAT (Poly-Acrylamide, Gelatin, And THPC) ゲル, 部分ケン化ポリビニールアルコール-ヨウ化カリウム (PVA-KI) ゲルの 3 試料に対し, 神奈川県立がんセンターの i-Rock™ で炭素線ビーム ($^{12}\text{C}^{6+}$, 200MeV/u, 10Gy 照射) を照射した。照射体系を図 1 に示す。照射は予め深部線量分布を想定して行い, 照射した各ゲル線量計の変色領域をこの深部線量分布と比較した。また, オプティカル CT によりゲル線量計の吸収線量の三次元分布を評価した。

3. 結果と考察

図 2 には照射方向への重粒子線による吸収線量分布を示す。ゲル上表面から 78mm の深さに Bragg ピークが生成することが予測された。図 3 には照射済みゲル線量計の外観の例を示す。照射領域は, 色素ゲルは青色に, ポリマーゲルは白濁が確認された。図示していないが PVA-KI ゲルは赤に呈色した。いずれも想定される深度線量分布と同じくゲル上表面から約 80mm の深さまで呈色し, Bragg ピークの位置を境に呈色は見られず, 境界面はシャープなことを確認した。ポリマーゲルは上表面から約 1/3 は呈色せず, 空气中の酸素によるポリマー化の阻害が推定された。Gray Value の三次元分布は発表で報告する。

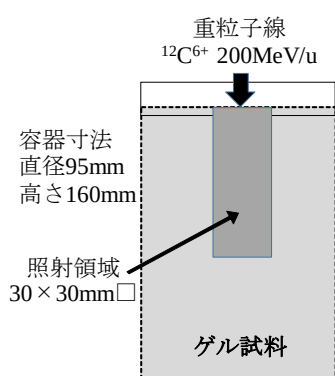


図1 重粒子線の照射体系

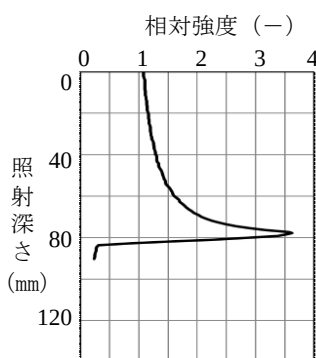


図2 想定される深部線量分布

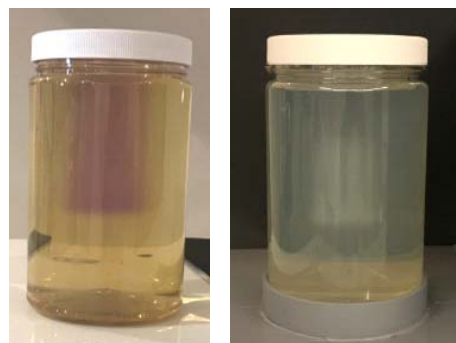


図3 照射済みゲル試料の外観
左: 色素ゲル 右: ポリマーゲル

本研究は, 横浜国立大学, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, 神奈川県立病院機構の三者による「重粒子線 がん治療装置の高度化に関する研究」の一部である。IRB; 横浜国大_人医-2018-05, 神奈川県立がんセンター_2018 疫-47

*Masumitsu Toyohara¹, Hiroaki Gotoh¹, Maiko Mihashi¹, Kazuya Hayashi¹, Kyohei Tadano¹, Shinichi Minohara², Yoshiaki Shimono³. ¹Yokohama National Univ., ²Kanagawa Cancer Center, ³Toshiba Energy & Solution Systems Corp.

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

[2F18-21] Semiconductor Detector

Chair: Kenji Shimazoe (Univ. of Tokyo)

Thu. Mar 21, 2019 4:55 PM - 6:00 PM Room F (Common Education Bldg. 2 2F No.23)

[2F18] Development of large size TlBr semiconductor detectors

*Kio Matsumoto¹, Kenichi Watanabe¹, Keitaro Hitomi², Nobumichi Nagano², Mitsuhiro Nogami², Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Akira Uritani¹ (1. Nagoya Univ., 2. Tohoku Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2F19] Improvement of purification process of raw material at aiming large size and high quality of TlBr single crystal

*Naoya Yamaishi¹, Junichi Kaneko¹, Norimichi Nakamura¹, Tatsuya Hasegawa¹, Mikio Higuchi¹, Keitaro Hitomi², Nobumichi Nagano², Mitsuhiro Nogami² (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

5:10 PM - 5:25 PM

[2F20] Fabrication of directional gamma-ray detectors using TlBr semiconductors

*Mitsuhiro Nogami¹, Keitaro Hitomi¹, Keizo Ishii¹, Toshiyuki Onodera², Kenichi Watanabe³, Tatsuo Torii⁴, Yuki Sato⁴, Yoshihiko Tanimura⁴, Kuniaki Kawabata⁴, Hiroyuki Takahashi⁵ (1. Tohoku University, 2. Tohoku Institute of Technology, 3. Nagoya University, 4. Japan Atomic Energy Agency, 5. University of Tokyo)

5:25 PM - 5:40 PM

[2F21] Temperature dependence measurement of signal charge transport characteristics of TlBr semiconductor detector

*Ryota Komine¹, Dinh Xuan HOANG¹, Ayumu Hashimoto¹, Keisuke Maehata¹, Naoko Iyomoto¹, Hideaki Onabe², Keitaro Hitomi³, Toshiyuki Onodera⁴ (1. Kyushu Univ., 2. Raytech, 3. Tohoku Univ., 4. Tohoku Inst. Tech.)

5:40 PM - 5:55 PM

臭化タリウム半導体検出器の大型化に関する検討

Development of large size TlBr semiconductor detectors

*松本 伎朗¹, 渡辺 賢一¹, 人見 啓太朗², 長野 宣道², 野上 光博²,

吉橋 幸子¹, 山崎 淳¹, 瓜谷 章¹

¹名古屋大学, ²東北大学

高エネルギー分解能を示す臭化タリウム半導体検出器の検出効率向上を目指し、検出器の大型化の際に問題となる事項に関する検討を行った。

キーワード: 臭化タリウム検出器, 化合物半導体検出器, 室温動作放射線検出器

1. 緒言

γ 線検出器として実用化が期待される化合物半導体の一つに、臭化タリウム(TlBr)がある。TlBr 半導体検出器の長所としては、室温動作が可能であること、高い原子番号と密度により高エネルギー γ 線に対しても高い検出効率を得られる点が挙げられる。しかし、TlBr 半導体のキャリア輸送特性はゲルマニウム(Ge)半導体ほど優れておらず、高いエネルギー分解能を得るには、検出器のサイズを小さくするか、信号の読み出しを工夫する、あるいはその両方が必要となる。5 mm 程度のピクセル型 TlBr 検出器で 1 %を切るエネルギー分解能が得られたという報告がある^[1]。現状では、高いエネルギー分解能を維持しつつ如何に大型の検出器、つまり高感度な検出器を実現するかが課題となっている。そこで、大型かつ高いエネルギー分解能を達成できる電極構造や信号の読み出し方法の検討を進めることとした。具体的には、有限要素法ソフトウェア Elmer を用いた電場計算とモンテカルロ計算コード EGS5 を組み合わせた検出器応答のシミュレーションを行い、電極構造や信号の読み出し方法について検討を行う。

2. 検出器応答シミュレーション

662 keV の γ 線を照射して TlBr 検出器から出力される信号をデジタイザにより取得し、同体系でのシミュレーションから得られた模擬信号との比較を行った。検出器には 1 辺 5 mm の立方体で、1 ピクセルのピクセル型検出器を用いた。この時シミュレーションに用いたキャリアの移動度やノイズレベルは、実測データをもとに算出した。比較の結果、このシミュレーションによってある程度実際の検出器の応答を再現できていることを確認した。今後、このシミュレーション方法の高度化を進めると同時に、作成したシミュレーションコードにより電極配置の最適化等、信号の読み出し方法についての検討を行う。

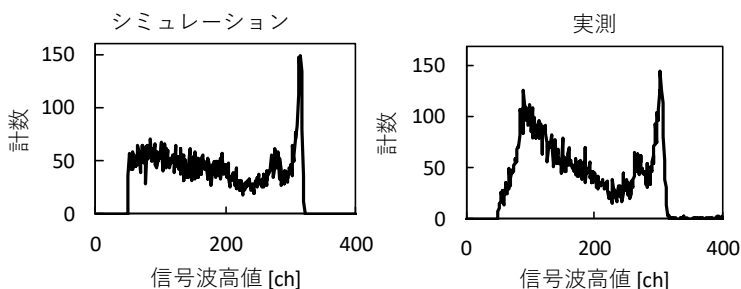


図 1 シミュレーション結果と実測結果から作成した波高分布

参考文献

[1] H. Kim et al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 629 (2011) 192–196

*Kio Matsumoto¹, Kenichi Watanabe¹, Keitaro Hitomi², Nobumichi Nagano², Mitsuhiro Nogami², Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹ and Akira Uritani¹

¹Nagoya Univ., ²Tohoku Univ.

TlBr 単結晶の大型・高品質化に向けた原料精製プロセスの改良

Improvement of purification process of raw material at aiming large size and hiquality of TlBr single crystal

*山石 直也¹, 金子 純一¹, 中村 憲法¹, 長谷川 達也¹, 樋口 幹雄¹

人見 啓太郎², 長野 宣道², 野上 光博²

¹北海道大学工学院, ²東北大学工学研究科

TlBr 検出器用単結晶合成のため、500g 以上の試料を一度に処理可能な蒸留装置、帯域精製装置を設計・試作した。4N 原料を純化し、各過程で不純物評価を試みた。ブリッジマン法により単結晶を育成し、検出器を製作した。電荷収集効率は最大 30%程度にとどまり純化の不足が明らかとなった。

キーワード： 臭化タリウム (TlBr) , 半導体検出器, γ 線検出器, 精製, 結晶育成

1. 緒言 TlBr は高密度・高原子番号を持つ優れた常温動作 γ 線検出器材料として、環境測定や PET 等医療診断装置への応用が期待されている。東北大の人見が開発を世界的に牽引してきたが、現状 5mm 角結晶で電荷収集効率が 80%台後半にとどまり、100~200g/バッチの原料精製に数か月要するといった課題が残っている。商用化に向け相対的に安価な 4N 純度の原材料を kg/バッチ以上精製可能な製造技術の確立を目指し、蒸留、帯域精製、ブリッジマン法を組み合わせ TlBr 単結晶を合成し、検出器としての性能評価を行った。

2. 実験 4N 純度の TlBr 粉末から検出器用 TlBr 単結晶を育成するため 500g/バッチ以上の精製能力を有する蒸留、帯域精製装置を設計・試作した。蒸留精製 2 回、帯域精製 70 回弱行い、エネルギー分散型 X 線分光法により各段階における不純物評価を行った。純化した材料から垂直ブリッジマン法により単結晶育成を行い、直径 12mm の結晶を得た。図 1 に示すように得られた結晶を厚さ 1.5mm 程度に切断、機械・化学的研磨後、金電極を蒸着し検出器化し、¹³⁷Cs からの 662keV γ 線に対する γ 線応答関数の測定をした。

3. 結果・考察 図 2 は評価用検出器の γ 線応答関数測定例である。リファレンスとして東北大学で 5N 純度材料から合成した厚さ 4mm の TlBr 単結晶と比較したところ、北大製試料は電荷収集効率が最大で 30%程度であることが明らかとなった。また合成結晶の下部ほど電荷キャリア輸送特性が優れていることがわかった。結論として、材料の純化が全く不足していること、帯域精製を 70 回近くかけた材料に対してもブリッジマン法が有効な純化手段として機能することが明らかとなった。

今後、ブリッジマン法の不純物低減過程への導入等、純化の効率を改善すると共に数 kg/バッチ材料の処理を可能とする精製装置の設計・製作し、TlBr 結晶の電荷キャリア輸送特性の改善を目指す。

*Naoya Yamaishi¹, Junichi Kaneko¹, Norimichi Nakamura¹, Tatsuya Hasegawa¹, Mikio Higuchi¹, Keitaro Hitomi², Nobumichi Nagano², Mitsuhiro Nogami²

¹Faculty of Engineering, Hokkaido University, ²Graduate School of Engineering, Tohoku University

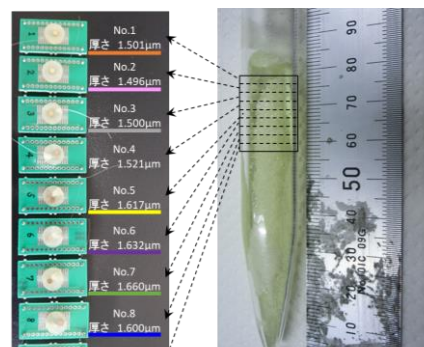


図 1 育成した結晶と切り出し位置

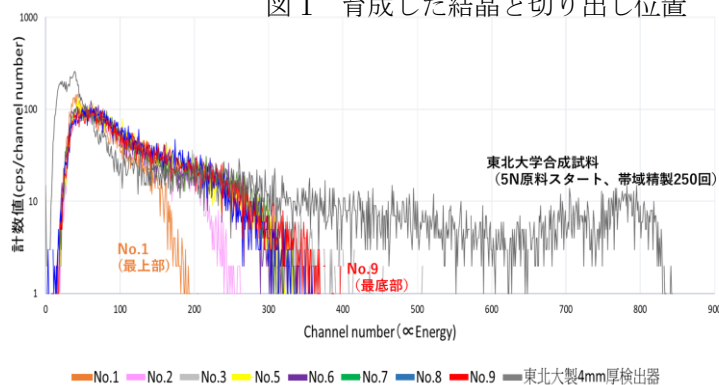


図 2 切り出し位置による γ 線応答関数の変化
(¹³⁷Cs からの 622keV γ 線)

TlBr 半導体を用いた指向性ガンマ線検出器の製作

Fabrication of directional gamma-ray detectors using TlBr semiconductors

*野上 光博¹, 人見 啓太郎¹, 鳥居建男², 佐藤優樹², 谷村嘉彦², 川端邦明², 古田緑大²

渡辺賢一³, 小野寺敏幸⁴, 長野宣道¹, 金聖潤¹, 伊藤辰也¹, 石井 慶造¹, 高橋浩之⁵

¹東北大学, ²日本原子力開発研究機構, ³名古屋大学, ⁴東北工業大学, ⁵東京大学

本研究は高線量場でのガンマ線イメージングを目指して臭化タリウム(TlBr)半導体を用いた指向性ガンマ線検出器の製作を行なうことを目的とした。TlBr 検出器の高線量場での動作確認のために、極小有感体積($0.5\text{ mm} \times 0.5\text{ mm} \times 2.0\text{ mm}$)の TlBr 検出器の製作を行った。原子力機構の放射線標準施設にて、製作した検出器に 50 mSv/h のガンマ線(^{137}Cs)を照射したところ、高線量場環境下においてもスペクトル計測が可能なことを確認した。

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. はじめに

臭化タリウム(TlBr)は高原子番号の元素 (Tl: 81, Br: 35) を有する化合物半導体であり、かつ高密度(7.56 g/cm^3)であるために、ガンマ線の吸収効率が低い。高線量場において、ガンマ線のスペクトル計測を行なう方法として、検出器のサイズを小さくして、検出器へ入射するガンマ線数を制限するというアイデアがある。TlBr は極小有感体積の検出器であっても、光電ピークを形成することが可能であることが確認されている(2018 年秋の年会 2A09)。本研究では、前回の 10 mSv/h からさらに線量率をあげた 50 mSv/h の環境下で、 ^{137}Cs のスペクトル計測を試みた。

2. 極小有感体積 TlBr 検出器の製作と評価

TlBr 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 検出器を Fig.1 に示す。検出器の有感部体積は $0.5\text{ mm} \times 0.5\text{ mm} \times 2.0\text{ mm}$ である。電極構成は、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。製作した極小有感体積を有する TlBr 検出器を用いて、原子力機構の放射線標準施設において 50 mSv/h のガンマ線(^{137}Cs)照射実験を行なった。Fig.2 に検出器から得られたアノードスペクトルを示す。極小有感体積検出器にすることで、 50 mSv/h の高線量環境下においてもスペクトル計測が可能であることを確認した。



Fig.1 製作した TlBr 検出器

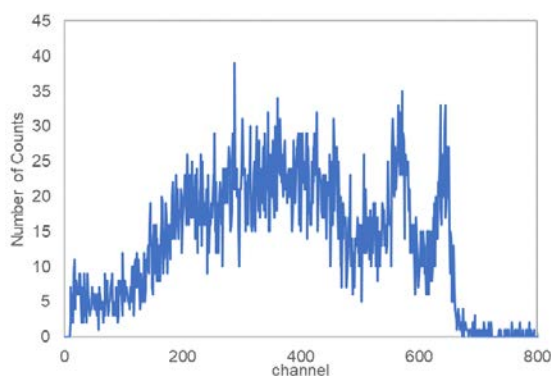


Fig.2 アノードスペクトル

*Mitsuhiro Nogami¹, Keitaro Hitomi¹, Tatsuo Torii², Yuki Sato², Yoshihiko Tanimura², Kuniaki Kawabata², Yoshihiro Furuta²

Kenichi Watanabe³, Toshiyuki Onodera⁴, Nobumichi Nagano¹, Seong-Yun Kim¹, Tatsuya Ito¹, Keizo Ishii¹ and Hiroyuki Takahashi⁵

¹Tohoku Univ., ²JAEA, ³Nagoya Univ., ⁴Tohoku Inst. Tech., ⁵The Univ. of Tokyo

TlBr 半導体検出器の信号電荷輸送特性の温度依存性測定

Temperature dependence of signal charge transport characteristic of TlBr semiconductor detector

*小峰 良太¹, HOANG Dinh Xuan¹, 橋本 大歩¹, 前畑 京介¹, 伊豫本 直子¹, 尾鍋 秀明²,
人見 啓太郎³, 小野寺 敏行⁴

¹九州大学, ²レイテック, ³東北大学, ⁴東北工業大学

臭化タリウム(TlBr)化合物半導体結晶は、バンドギャップが広い、構成元素の原子番号が高い、また、密度が大きいといった特徴を有しており、室温動作可能な高検出効率高エネルギー分解能 γ 線スペクトル計測用半導体検出器として研究が進められている。しかし、 γ 線のエネルギー付与による TlBr 半導体内部で生成された信号電荷の輸送過程が解明されていないため、エネルギー分解能の理論的限界値などが明確になっていない。

検出信号パルスの立ち上がり部分には、結晶中を移動する電荷により電極に誘導される電荷の情報が含まれる。そこで本研究では、室温から 77 K までの温度領域において TlBr 結晶を電離箱モードで動作し、電荷有感型前置増幅器から出力される γ 線検出信号パルスの立ち上がり部分を解析することによって結晶中の電荷輸送特性の温度依存性を調べた。

キーワード：半導体検出器，化合物半導体

TlBr 半導体検出器は、バンドギャップが 2.68 eV と広く、結晶を構成する Tl と Br の原子番号が 83 と 35 と高く、また、密度が 7.56 g/cm³ と大きいといった特徴を有しており、室温動作可能な高検出効率高エネルギー分解能 γ 線スペクトル計測用半導体検出器として研究が進められている。TlBr 半導体検出器の電荷の輸送特性は結晶を純化することにより向上し、純度の高い TlBr 半導体検出器では、室温において 662 keV の γ 線に対して 1 %台のエネルギー分解能が達成されている[1]。しかし、 γ 線のエネルギー付与によって生成された信号電荷の輸送過程が解明されておらず、エネルギー分解能の理論的限界値が明確になっていない。

そこで、本研究では 3 mm X 3 mm X 3 mm の TlBr 結晶を、室温から 100 K までの温度領域において電離箱モードで動作し、電荷有感型前置増幅器から出力される γ 線検出パルス信号の立ち上がり部分の解析とスペクトル測定によって結晶中の電荷輸送特性の温度依存性を調べた。図 1 に構築した回路系を示す。

AMPTEK 社製電荷有感型前置増幅器 IC A250 を利用し、TlBr 結晶と初段 FET は冷却部に組み込んだ。 γ 線エネルギー付与により生成された電子と正孔は、電界により結晶の電極に向かって輸送される。このとき、電荷有感型前置増幅器から出力される電圧信号パルスの立ち上がり部分には、結晶中を移動する電荷により電極に誘導される電荷の情報が含まれる。そこで、電荷有感型前置増幅器から出力される電圧信号パルスの立ち上がり成分の解析とスペクトル測定を温度毎に行うことによって電荷輸送特性の温度依存性を調べた。

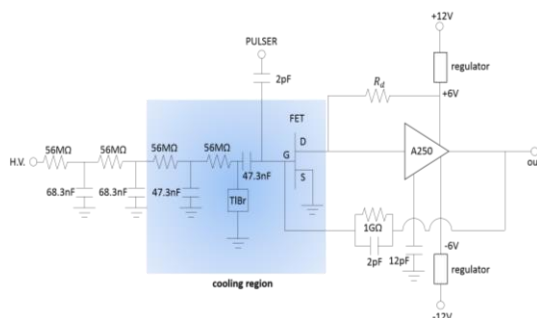


図 1 TlBr 半導体検出器用電荷有感型前置増

参考文献

[1] K. Hitomi et al., Nucl. Instrum. Methods. A747, 7, (2014).

*Ryota Komine¹, Dinh Xuan HOANG¹, Ayumu Hashimoto¹, Keisuke Maehata¹, Naoko Iyomoto¹, Hideaki Onabe²,
Keitaro Hitomi³ and Toshiyuki Onodera⁴

¹Kyushu Univ., ²Raytech, ³Tohoku Univ., ⁴Tohoku Inst. Tech

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

[2G01-04] Accelerator Based BNCT

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Thu. Mar 21, 2019 9:45 AM - 10:50 AM Room G (Common Education Bldg. 2 2F No.26)

[2G01] Characteristic measurements of the neutron beam for the iBNCT, as the linac-based BNCT device in University of Tsukuba

*Hiroaki Kumada¹, Kenta Takada², Susumu Tanaka¹, Fujio Naito³, Toshikazu Kurihara³, Akira Matsumura¹, Hideyuki Sakurai¹, Takeji Sakae¹ (1. University of Tsukuba, 2. Gunma Pref. College of Health Science, 3. High Energy Accelerator Research Organization)

9:45 AM - 10:00 AM

[2G02] Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

*Akira Uritani¹, Kaduki Tsuchida¹, Yoshiaki Kiyanagi¹, Kenichi Watanabe¹, Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Hirohiko Shimizu², Sachio Tsurita¹, Katsuya Hirota², Souhei Imajo² (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University, 2. Graduate School of Science, Nagoya University)

10:00 AM - 10:15 AM

[2G03] Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

*Shogo Honda¹, Sachiko Yoshihashi¹, Keisuke Abo¹, Kazuki Tsuchida¹, Yoshiaki Kiyanagi¹, Yukio Tsurita¹, Kenichi Watanabe¹, Atsushi Yamazaki¹, Akira Uritani¹ (1. Nagoya Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[2G04] Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

*Sachiko Yoshihashi¹, Keisuke Abo¹, Shogo Honda¹, Kazuki Tsuchida¹, Akira Uritani¹, Kenichi Watanabe¹, Atsushi Yamazaki¹, Yoshiaki Kiyanagi¹ (1. Nagoya University)

10:30 AM - 10:45 AM

筑波大学のリニアックベース BNCT 装置：iBNCT の 中性子ビームの特性測定

Characteristic measurements of the neutron beam for the iBNCT,
as the linac-based BNCT device in University of Tsukuba

*熊田 博明¹, 高田 健太², 田中 進¹, 松本 孔貴¹, 内藤 富士雄³,
栗原 俊一³, 松村 明¹, 櫻井 英幸¹, 榮 武二¹,

¹筑波大学, ²群馬県立健康科学大学, ³高エネルギー加速器研究機構

筑波大学を中心に開発しているリニアックベースの BNCT 用加速器中性子源装置：iBNCT が発生する中性子ビームの物理特性を把握するため、種々の実験、評価を実施した。水ファントムを用いた実験より当該装置が BNCT の治療に要求される強度の中性子を発生できていることを確認した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，加速器ベース中性子源，リニアック，ファントム，ベリリウム標的

1. 緒言

筑波大学は、高エネルギー加速器研究機構をはじめとする研究機関、企業、及び、茨城県と連携し、RFQ+DTL 型リニアックベースのホウ素中性子捕捉療法（boron neutron capture therapy, BNCT）用治療装置・実証機：“iBNCT”を開発している[1]。iBNCT は 2018 年夏までに陽子平均電流：1.4mA 以上での連続運転が可能となり、中性子ビームを継続的に発生することが可能となった。iBNCT を用いた治験実施に向けて、同装置が発生する中性子ビームの物理特性実験を実施した。

2. 方法及び結果

2-1. 水ファントム実験による熱中性子束分布及び γ 線量率分布

ビーム孔位置に 20×20×20 cm のアクリル製水ファントムを配置し、ファントム内に金線もしくは TLD を配置してファントム内の熱中性子束分布、及び、 γ 線量率分布を測定した。平均電流 1mA 時の最大熱中性子束は、表面から深さ 2 cm 位置で約 8.0×10^8 (n/cm²/s) であった。また最大 γ 線量率は、2.7 Gy/h であった。悪性黒色腫に対するプロトコルを適用して線量評価を実施した結果、同運転条件下で治療を約 45 程度で完了できることを確認した。また表面の腫瘍に約 57 Gy の治療線量を付与できることを確認した。

2-2. ベリリウム標的の劣化特性測定

2016 年から 2018 年 7 月までにベリリウムに入射した陽子の総電荷量と、適宜実施したファントム実験の熱中性子束値から、約 500 人治療分の中性子を発生させても発生中性子強度に低下は無く、ベリリウム標的が安定して中性子を発生し、劣化していないことを確認した。

3. 結論

種々の特性測定結果から、iBNCT の中性子ビームは BNCT の治療に適用可能であることを確認した。

参考文献

[1] H. Kumada, et al., Applied Radiation Isotopes, 88, 211-215, (2014)

*Hiroaki Kumada¹, Kenta Takada², Susumu Tanaka¹, Yoshitaka Matsumoto¹, Fujio Naito³, Toshikazu Kurihara³,
Akira Matsumura¹, Hideyuki Sakurai¹ and Takeji Sakae¹

¹Shimbashi Univ., ²Gunma Prefectural College of Health Science, ³High Energy Accelerator Research Organization

名古屋大学における加速器 BNCT 用システム開発

(1) 全体概要

Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

(1) Overall Overview

*瓜谷 章¹, 土田 一輝¹, 鬼柳 善明¹, 渡辺 賢一¹, 吉橋 幸子¹, 山崎 淳¹, 釣田 幸雄¹, 辻 義之¹, 恒吉 達矢¹, 清水 裕彦², 広田 克也², 市川 豪², 今城 想平², 土川 雄介², NUANS グループ^{1,2}

¹名古屋大学大学院工学研究科, ²名古屋大学大学院理学研究科

名古屋大学ではダイナミトロン加速器とリチウムターゲットを用いた BNCT 用中性子源の開発を行っている。本計画の概要、現状等について報告する。

キーワード: 中性子捕捉療法, 中性子, 陽子, 加速器, ダイナミトロン, リチウム

1. はじめに

名古屋大学では、静電加速器と Li ターゲットを組み合わせた小型加速器中性子源 (NUANS : Nagoya University Accelerator-driven Neutron Source) の開発を進めている。本発表では、NUANS の特長、研究開発課題、現状等について述べる。

2. 加速器 BNCT 用システム

2-1. システム概要

本システムの最大の特徴は、中性子発生に用いる陽子の加速に大電流の静電加速器 (IBA 社製ダイナミトロン, 最大加速電圧 2.8 MeV) を採用していることである。静電加速器は高周波を用いた加速器に比べて一般的に電力消費量が少ないという特長を有する。また本加速器は、BNCT に必要とされる中性子フラックスを発生させるために必要となる 15 mA という大電流で陽子加速が可能である。第 2 の特徴は、中性子発生に ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$ 反応を用いていることである。Li ターゲットを用いた中性子源は、Be ターゲットを用いた場合と比較して、必要とされる陽子のエネルギーが低く、結果的に発生する中性子のエネルギーを低く抑えることが可能となる。したがって中性子減速体を含めた中性子源を小型化でき、ガントリー搭載への可能性が広がる。また一般的には周辺構造物を含めた装置の放射化が低く抑えられることが期待される。

2-2. 現状

本加速器が 2015 年に設置されて以来、調整運転と原子力規制庁への放射線発生装置としての段階的な申請と施設検査を重ね、2018 年に陽子 2.8 MeV, 15 mA での Li ターゲットを用いた中性子発生が可能となり、細胞実験等の実施が可能となっている。

2-3. 中性子源開発上の諸課題

本加速器を用いて、BNCT に必要とされる中性子を安定して発生させるための課題として主要なものは
① 大電流陽子ビームプロファイルモニターの開発 ② Li 封入技術の確立 ③ Li ターゲットの除熱
④ 使用後の Li ターゲットの交換 ⑤ BNCT に適した中性子線質にするための BSA (Beam Shaping Assembly) の設計製作 等が挙げられる。

3. おわりに

本 BNCT 用システムの現状と、上述の課題について、本講演と引き続くシリーズ発表において紹介する。

*Akira Uritani¹, Kazuki Tsuchida¹, Yoshiaki Kiyonagi¹, Kenichi Watanabe¹, Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Sachio Tsurita¹, Yoshiyuki Tsuji¹, Tatsuya Tsuneyoshi¹, Hirohiko Shimizu², Katsuya Hirota², Sohei Imajo², Yusuke Tsuchikawa², NUANS Group^{1,2} ¹Graduate School of Engineering Nagoya University, ²Graduate School of Science Nagoya University

名古屋大学における加速器 BNCT 用システム開発

(2) Li 封入型ターゲットの開発

Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

(2) Development of sealed lithium target

*本田 祥梧、吉橋 幸子、阿保 圭祐、土田 一輝、鬼柳 善明、釣田 幸雄、渡辺 賢一、
山崎 淳、瓜谷 章
名古屋大学

本研究では、名古屋大学で開発中の BNCT 用加速器型中性子源の Li 封入型ターゲットの健全性について評価した。陽子エネルギー 2.8 MeV、電流 1.5 mA の陽子ビームを照射した結果、Ti 箔は健全性を保ち、熱除去性能を達成したことを実験的に確認できた。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法、加速器、Li ターゲット

1. 緒言

名古屋大学は、Li 封入型ターゲットを用いた BNCT 用加速器中性子源の開発を行っている。Li 封入型ターゲットに入射する陽子ビームは、IBA 社製のダイナミトロン加速器で生成され、最大エネルギー 2.8 MeV、電流 15 mA (42 kW) である。数 MeV の低い陽子エネルギーでは、Li (p,n)Be 反応による中性子発生確率が Be(p,n)B 反応と比較して高いため、Li は低放射化 BNCT システムのターゲットとして適している。しかしながら、金属 Li の融点は 180 度と低いことから、大電流の陽子を照射すると大量の熱が付与され Li が液化してしまう問題がある。この問題を解決するため、高効率冷却機能付き Li 封入型ターゲットを考案し、その開発を進めている。これまでに、乱流を促進する構造をもつ冷却チャンネルにより、冷却基板に照射される高熱流束 ($> 15 \text{ MW/m}^2$) を十分に除熱出来ることが電子ビームを用いた実験で確認できている。本発表では、小型 Li 封入型ターゲットを作製し、Li ターゲットの熱除去性能と Ti 箔の健全性を陽子ビーム照射した結果について報告する。

2. 実験

小型 Li 封入型ターゲットは、冷却チャンネル付き銅基板表面に直径 32 mm の円溝を施し、円溝に Li を流し込み Ti 箔で覆った構造である。小型 Li 封入型ターゲットをビームラインに設置し、ダイナミトロン加速器からエネルギー 2.8 MeV、電流 1.5 mA の陽子ビームを照射した。陽子ビームの照射面積は約 900 mm² である。加えて、銅冷却基板の背面から熱電対を差し込み Li 層から深さ方向 2mm の場所の温度を計測し、ターゲット表面の温度として除熱性能を評価した。Ti 箔の健全性については、ビームラインに設置した四重極質量分析計で Li 蒸気の有無をモニターし評価した。

3. 結果

図 1 は、電流を増加させた時のターゲットの表面温度の変化を示す。約 1.5 mA で照射した際、ターゲット表面の温度上昇は約 120 °C に抑えられていることを確認した。また入熱量 4.0 MW/m^2 を除熱できている事が確認され、試験後の開放点検で Ti 箔も健全性を保っていることを確認した。

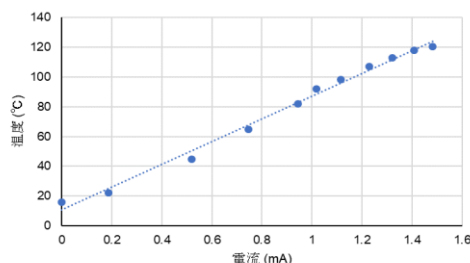


図 1 ターゲットの温度変化

*Shogo Honda, Sachiko Yoshihashi, Keisuke Abo, Kazuki Tsuchida, Yoshiaki Kiyanagi, Yukio Tsuritra, Kenichi Watanabe, Atsushi Yamazaki, Akira Uritani
Nagoya University.

名古屋大学における加速器 BNCT 用システム開発

(3) 大電流加速器用ビームプロファイルモニターの開発

Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

(3) Development of Beam Profile Monitor for Large Current Proton Accelerator

*吉橋 幸子, 阿保 圭祐, 本田 祥吾, 土田 一輝, 瓜谷 章, 渡辺 賢一, 山崎 淳, 鬼柳 善明
名古屋大学大学院

名古屋大学では BNCT 用加速器型中性子源を開発している。本装置では、中性子生成のために、2.8 MeV で 15 mA の大電流静電加速器を用いる。ターゲットに適切にビームを照射するため、加速器からの陽子ビームの情報を得ることが重要である。本研究では回転式で小型のビームモニター (BPM) を考案、製作した BPM を用いて陽子ビームのプロファイルおよびビーム位置を測定し、その有効性を確認した。

1. 緒言

名古屋大学 BNCT 用システムの加速器は IBA 社製ダイナミトロンであり、最大陽子エネルギーは 2.8 MeV、最大電流は 15 mA の出力を有す。このような低エネルギーで大電流の陽子ビームのプロファイルを計測する場合、従来の金属ワイヤーを直線的に高速で駆動する BPM では装置が大型化するために、加速器室への設置が困難である。そのため、タングステン (W) ワイヤーをビームライン中で 180 度高速で掃引することでワイヤーへの熱負荷を低減する「回転式小型 BPM」を考案・製作し、ターゲットへの熱負荷を適切な分布とするためのビームプロファイルや位置を取得し、回転式小型 BPM の評価を行った。

2. 実験内容

回転式小型 BPM は、サーボモータと回転導入端子、3 本の W ワイヤーで構成される。W ワイヤーは支柱で回転導入端子に支持され、加速管内で 180 度高速で駆動させる。ビーム計測時の W ワイヤーの温度上昇を 800 K 以下に抑えるために回転速度は 204 rpm とした。本システムでは、長さの異なる 3 本のワイヤーを同時に回転させることで、Y 軸のビームプロファイルに加え、X 軸の中心からの位置の計測も可能にした。ビーム照射実験においてビーム電流を 0.5~2.0 mA に変化させた場合、およびビーム調整用の電磁石を変化させた場合のプロファイルの変化について計測を行った。

3. 実験結果

図 2 は、ビーム電流 1.5 mA の時に 3 本のワイヤーから得られた信号を示す。横軸は Y 方向の位置 [mm]、縦軸は電流値 [mA] を示す。得られた信号より、本照射条件でのビーム形状は Y 軸方向において中心より少し下側にピークを持っており、③ワイヤーの信号から X 軸方向において右側に位置することが示された。また、本実験により 4.8 kW の熱負荷に耐えることも確認できた。

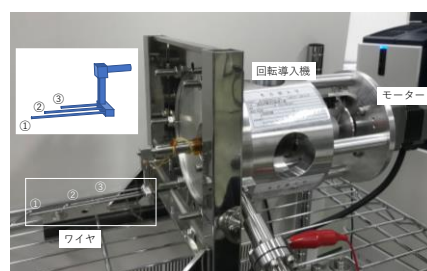


図 1 回転式 BPM

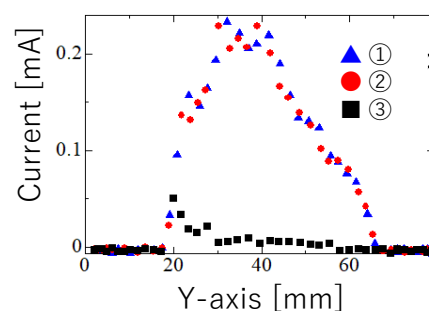


図 2 計測結果

*Sachiko Yoshihashi, Keisuke Abo, Shogo Honda, Kazuki Tsuchida, Akira Uritani, Kenichi Watanabe, Atsushi Yamazaki, Yoshiaki Kiyonagi
Nagoya Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

[2G05-08] Medical Accelerator Technology and RI Production

Chair: Akira Uritani (Nagoya Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 10:50 AM - 12:00 PM Room G (Common Education Bldg. 2 2F No.26)

[2G05] Effect of MRI magnetic field on secondary particle trajectory and dose distribution from carbon ion beam evaluated by PHITS

*Tatsuki Goto¹, Takeo Iwai¹, Tatsuhiko Sato² (1. School of medical science, Yamagata University, 2. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[2G06] ⁹⁹Mo yields of Mo metal and MoO₃ with respect to Ta, W, Pt, and Au converters

*Jaewoong Jang¹, Mitsuru Uesaka¹ (1. Univ. of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM

[2G07] Feasibility study of ^{99m}Tc production at HTTR using sublimation method

*Hai Quan Ho¹, Hiroki Ishida², Shimpei Hamamoto¹, Toshiaki Ishii¹, Nozomu Fujimoto³, Naoyuki Takaki², Etsuo Ishitsuka¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo City University, 3. Kyushu University)

11:20 AM - 11:35 AM

[2G08] Mo adsorption and ^{99m}Tc elution properties of alumina using (n, γ)⁹⁹Mo

*Yoshitaka Fujita¹, Misaki Seki¹, Tadafumi Sano², Tatsuya Suzuki³, Tomoya Kitagawa⁴, Kaori Nishikata¹, Minoru Matsukura⁴, Kunihiro Tsuchiya¹ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. Nagaoka Univ. of Tech., 4. UNION SHOWA)

11:35 AM - 11:50 AM

PHITS で評価した炭素線ビームから発生する二次粒子挙動 及び線量分布に対する MRI 磁場の影響

Effect of MRI magnetic field on secondary particle trajectory and dose distribution from
carbon ion beam evaluated by PHITS

*後藤 辰希¹, 岩井 岳夫¹, 佐藤 達彦²

¹山形大学大学院, ²日本原子力研究開発機構

リアルタイム MRI 誘導重粒子線治療の実現に向けて、磁場中での炭素ビームの振る舞いと磁場による線量分布への影響を明らかにする。計算コード PHITS を用いて磁場中の水ファントムに対して炭素ビームを照射するモンテカルロシミュレーションを行い、 δ 線や二次粒子による線量分布への磁場の影響をそれぞれ評価した。

キーワード：重粒子線治療、画像誘導、核磁気共鳴画像、モンテカルロシミュレーション、二次粒子

1. 諸言

重粒子線治療は Bragg-peak による高い線量集中性という利点を持ち、リスク臓器に隣接した腫瘍に対しても低リスクで放射線治療が行える。しかしながら標的臓器の画像誘導における不十分さにより、現状その性能が完全に発揮されているとは言い難い。そこで MRI を用いたリアルタイム画像誘導を併用することにより、精度の向上を見込むことができる。本研究ではその基礎研究として、炭素線を照射した時に生じる δ 線や二次粒子に対する MRI 磁場の影響についてモンテカルロシミュレーションによる評価を行った。

2. 計算条件

粒子輸送計算コード PHITS [1]を用いて、一様磁場の真空中に置いた円柱型水ファントムに向けて炭素ビームを照射するシミュレーションを行った。磁場は 0T, 1.5T, 3.0T の 3 種類、炭素ビームは 290MeV/u と 400MeV/u の 2 種類を用い、それぞれを組み合わせた計 6 通りの条件で計算し比較した。ファントムの半径は 15cm とし、高さはエネルギーによって 20cm または 30cm とした。磁場の方向はビームの入射方向に対して垂直とした。

3. 結論

ビーム軌道が磁場によって偏向されるにしたがって、全体的な線量分布も同じ方向に同じ程度偏向された。炭素と物質との衝突によって発生する核破砕片は、物質から真空領域へ飛び出すと磁場によって偏向され、大きな弧を描いて物質へ戻りエネルギーを付与する様子が確認できた。図 1 に炭素ビームから発生した陽子の飛跡を示す。発表時はその他の核破砕片や δ 線の挙動や付与線量についても述べる。

参考文献

[1] T. Sato *et al*, J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018)

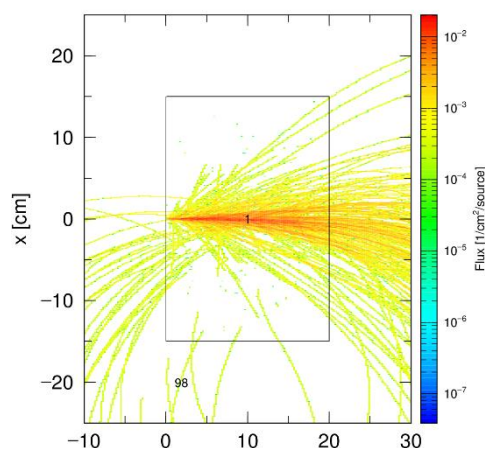


図 1 磁場中の炭素ビームから発生した陽子の飛跡

*Tatsuki Goto¹, Takeo Iwai¹ and Tatsuhiko Sato²

¹Yamagata Univ., ²Japan Atomic Energy Agency

^{99}Mo yields of Mo metal and MoO_3 with respect to Ta, W, Pt, and Au converters

*Jaewoong Jang and Mitsuru Uesaka

Univ. of Tokyo

Abstract

Electron linear accelerators utilizing the $^{100}\text{Mo}(\gamma, n)^{99}\text{Mo}$ reaction are a promising alternative to the aging research reactors for $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ production. To investigate the suitable converter for the $^{100}\text{Mo}(\gamma, n)^{99}\text{Mo}$ reaction, we calculated the ^{99}Mo yields of metallic Mo and MoO_3 with respect to Ta, W, Pt, and Au converters using PHITS.

Keywords: $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$, converter, bremsstrahlung, electron linear accelerator, PHITS

1. Introduction

By utilizing the $^{100}\text{Mo}(\gamma, n)^{99}\text{Mo}$ reaction, electron linear accelerators (linacs) can become an alternative to the aging research reactors for $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ production [1]. The ^{99}Mo yield of an electron linac depends on a number of parameters, including the chemical composition and geometrical efficiency of the bremsstrahlung converter. To investigate the suitable converter and its optimal thickness, we calculated the ^{99}Mo yields of metallic Mo and MoO_3 with respect to Ta, W, Pt, and Au converters (Fig. 1).

2. Monte Carlo simulations

Monte Carlo simulations were performed with respect to the four converter materials and the two target materials. Electron beam energies of 20–50 MeV at the interval of 5 MeV, and converter thickness of 1.0–7.0 mm at the interval of 0.1 mm were simulated.

The simulation results showed that as long as optimal converter thicknesses are used, no significant differences in the ^{99}Mo production yield are found between the converter materials. This suggests that a converter material should be selected based on properties other than the ^{99}Mo yield, such as the melting point, thermal conductivity, and corrosion resistance.

3. Summary

We calculated the ^{99}Mo yields of metallic Mo and MoO_3 with respect to four converter materials: Ta, W, Pt, and Au. The results suggest that if optimal thicknesses are used, ^{99}Mo yields do not vary greatly with the four converter materials. A converter material should therefore be selected considering other aspects such as the thermal and mechanical properties.

References

- [1] J. Jang, M. Yamamoto, and M. Uesaka. "Design of an X-band electron linear accelerator dedicated to decentralized $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ supply: From beam energy selection to yield estimation." *Physical Review Accelerators and Beams* 20 (2017), p. 104701. DOI: [10.1103/PhysRevAccelBeams.20.104701](https://doi.org/10.1103/PhysRevAccelBeams.20.104701).

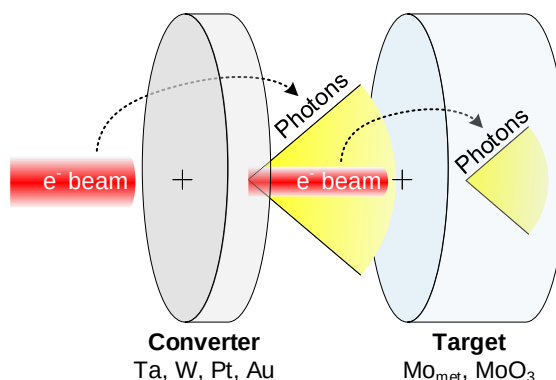


Fig. 1. Converter and target materials for $^{100}\text{Mo}(\gamma, n)^{99}\text{Mo}$.

Feasibility study of ^{99m}Tc production at HTTR using sublimation method

Hai Quan Ho^{1*}, Hiroki Ishida², Shimpei Hamamoto¹, Toshiaki Ishii¹,

Nozomu Fujimoto³, Naoyuki Takaki², Etsuo Ishitsuka¹

¹Oarai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency

²Department of Nuclear Safety Engineering, Tokyo City University

³Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University

Abstract

This study investigated the feasibility of direct ^{99m}Tc production at a high temperature engineering test reactor (HTTR), aimed to avoid using the high enriched uranium (HEU) target. With the high temperature at irradiation area, the ^{99m}Tc could be separated directly from $(n,\gamma)^{99}\text{Mo}$ inside the reactor using a sublimation technique without external electric heating. The new design could simplify the post-processing and other handling procedures.

Keywords: HTTR, ^{99m}Tc , ^{99}Mo , radioisotope, sublimation.

1. Introduction The HTTR has an advantage in term of large space available for irradiation applications at reflector regions. Therefore, the HTTR is a potential reactor for thermal neutron irradiation such as radioisotope production. In this study, we proposed a new method of direct ^{99m}Tc production from the natural MoO_3 target at the HTTR via the (n,γ) reaction to meet the domestic demand of ^{99m}Tc . The advantage of this method is that the MoO_3 target is irradiated at a high temperature region inside the HTTR core and thus ^{99m}Tc could be separated directly during irradiation without pulling out the target to the external furnace for heating up.

2. Method The conceptual design of direct ^{99m}Tc production facility is shown in **Fig. 1**. A closed system containing MoO_3 powder is inserted in the irradiation hole of the HTTR. Nickel-based alloy 600 is considered as material for the in-core part of the irradiation facility. The helium carrier gas is introduced into the closed system and passes through the MoO_3 target. The sublimation method is based on a lower boiling point of TcO_2 than that of MoO_3 . The sublimated TcO_2 is swept out of the reactor to the condenser chamber [1] through the connection pipes. The temperature of condenser chamber is cooled to decrease step-wise from 400 to 320°C, a temperature range at which the condense performance of Tc is the best [2]. After that, the ^{99m}Tc is eluted by a saline solution to make the final ^{99m}Tc solution for medical uses. The MVP code and JENDL-4.0 library were used to calculate the reaction rate of $^{98}\text{Mo}(n,\gamma)^{99}\text{Mo}$ and then ^{99m}Tc production.

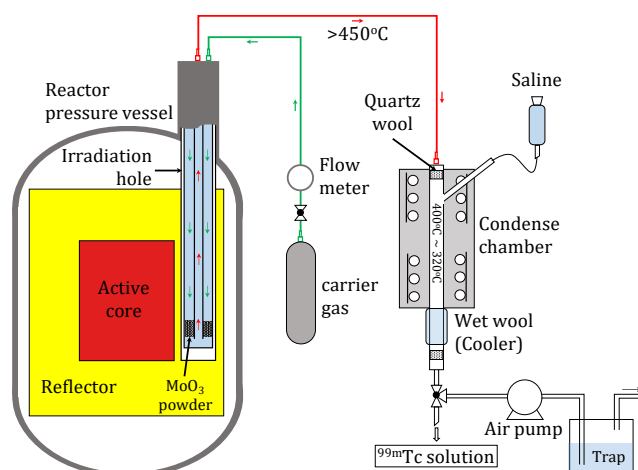


Fig. 1. Conceptual design of direct ^{99m}Tc facility at the HTTR

3. Results and conclusions In the first step, the position of MoO_3 target was optimized. It was found that the ^{99m}Tc production could be maximized when the target is located near the bottom of the active core. Next, the production of ^{99m}Tc was estimated by assuming that 1kg natural MoO_3 is irradiated with the separation efficiency of 65% at 750°C. As results, the total activity of ^{99m}Tc in a year is about $6.8 \times 10^8 \text{ MBq}$ in comparison with $3.0 \times 10^8 \text{ MBq}$ of total ^{99m}Tc supplied in Japan in 2017. In conclusions, this study proposed a design concept of direct ^{99m}Tc at the HTTR to meet the domestic demand. The foremost advantage of this concept is that ^{99m}Tc is produced and separated continuously. It makes the design of post-processing facility and the other handling procedures become simpler. A drawback of this concept is the relatively short time required for the delivery of ^{99m}Tc elution from the reactor to the hospital, however, this problem can be overcome with the innovative transportation system in Japan.

References

[1] Nagai, Y., et al., 2011. J. Phys. Soc. Jpn. 80, 083201.

[2] Tachimori, S., et al., 1971. Journal of Nuclear Science and Technology, 8 (6), 295–301.

(n, γ)⁹⁹Mo を用いたアルミナの Mo 吸着／^{99m}Tc 溶離特性

Mo adsorption and ^{99m}Tc elution properties of alumina using (n, γ)⁹⁹Mo

*藤田 善貴¹, 関 美沙紀¹, 佐野 忠史², 鈴木 達也³, 北河 友也⁴, 西方 香緒里¹,
松倉 実⁴, 土谷 邦彦¹

¹JAEA, ²京都大学, ³長岡技術科学大学, ⁴ユニオン昭和

放射化法((n, γ)法)により製造される ⁹⁹Mo は比放射能が低いことから、⁹⁹Mo/^{99m}Tc ジェネレータに適用するには Mo 吸着及び ^{99m}Tc 溶離性能の高いアルミナの開発が望まれる。本研究では、開発したアルミナ 3 種について、京都大学研究用原子炉(KUR)で照射した MoO₃ を使用して ^{99m}Tc 溶離特性を明らかにした。

キーワード： ⁹⁹Mo/^{99m}Tc ジェネレータ、Mo 吸着剤、アルミナ、ミルキング

1. 緒言

診断用医薬品テクネチウム-^{99m}(^{99m}Tc)の原料であるモリブデン-⁹⁹(⁹⁹Mo)を放射化法((n, γ)法)により製造するための技術開発を行っている。この方法は、核分裂法((n, f)法)による ⁹⁹Mo 製造に比べ、得られる比放射能が低いことから、Mo 吸着及び ^{99m}Tc 溶離性能の高いアルミナの開発が望まれる。本研究では、現行の医療用 Al₂O₃ と比較して高い Mo 吸着量を有する開発したアルミナ 3 種について、京都大学研究用原子炉(KUR)で照射した MoO₃ を使用して ^{99m}Tc 溶離特性を調べた。

2. 実験

天然同位体比の MoO₃ 1.5g を用意し、KUR の圧気輸送管(Pn-2)にて 5MW、20 分間照射した。照射から 4 日後に MoO₃ を 6mol/L の水酸化ナトリウム水溶液で溶解し、2mol/L の塩酸を適量添加して pH4 としたのち、10g-Mo/L の濃度になるよう調整した(Mo 溶液)。Mo 吸着剤には、3 種類のアルミナ(D-201-300、V-V-300、V-B-300)を各 1.0g 用意した[1]。各アルミナに対して 30mL の Mo 溶液を添加し、室温にて 3 時間吸着させた後、アルミナを精製水で洗浄し、ポリプロピレン製カラムに移した。⁹⁹Tc 除去のためアルミナを充填したカラムに生理食塩水を流し、24 時間後にミルキングとしてカラムに生理食塩水を 1.5mL×6 回及び 10mL 流した。溶出した生理食塩水は Ge 検出器を用いて放射能測定し、^{99m}Tc 溶離特性を求めた。

3. 結論

Mo 吸着量は、D-201-300 で 57.4mg-Mo/g、V-V-300 で 55.4mg-Mo/g、V-B-300 で 88.8mg-Mo/g が得られた。また、各アルミナの ^{99m}Tc 溶離特性は図 1 に示すとおり、V-V-300、V-B-300、D-201-300 の順で高かった。Mo 吸着量が最も高かった V-B-300 では 3mL で 80%程度の溶離率であったが、得られた ^{99m}Tc 比放射能としては最も高く、良好な溶離特性と考えられる。一方、不純物となる ⁹⁹Mo の脱離率は ^{99m}Tc 溶離率の高い順に多かった。このことから、Mo 吸着剤として V-B-300 が優れていることが示唆された。

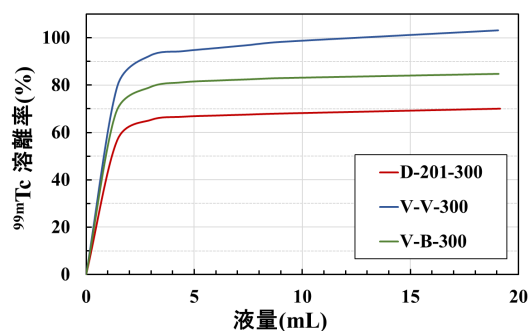


図 1 ^{99m}Tc 溶離特性 (1 日目ミルキング)

参考文献

[1] Y. Suzuki, et al., *Trans. Mat. Res. Soc. Japan*, vol.43, no.2, pp.75-80 (2018)

*Yoshitaka Fujita¹, Misaki Seki¹, Tadafumi Sano², Tatsuya Suzuki³, Tomoya Kitagawa⁴, Kaori Nishikata¹, Minoru Matsukura⁴ and Kunihiro Tsuchiya¹

¹JAEA, ²Kyoto Univ., ³Nagaoka Univ. of Tech., ⁴UNION SHOWA

[2G09-15] Accelerator and System Development for Nuclear Transmutation

Chair: Kai Masuda (Kyoto Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 4:40 PM Room G (Common Education Bldg. 2 2F No.26)

[2G09] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Naruhiko Sakamoto¹, Kazunari Yamada¹, Kenji Suda¹, Kazutaka Ozeki¹, Yutaka Watanabe¹, Osamu Kamigaito¹, Hiroki Okuno¹ (1. RIKEN Nishina Center)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G10] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Hiroyoshi Sakurai¹, Hiroki Okuno¹, Yoshiharu Mori^{1,2}, Reiko Fujita³, Masatoshi Kawashima³ (1. RIKEN Nishina Center, 2. Kyoto Univ. Inst. for Integ. Radiation and Nucl. Sci., 3. JST)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G11] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Yoshiharu MORI¹, Hiroki Okuno², Hiroyoshi Sakurai², Masatoshi Kawashima³, Reiko Fujita³ (1. KURNS, 2. RIKEN, 3. JST)

3:15 PM - 3:30 PM

[2G12] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Hiroki OKUNO¹, Naoya Ikoma¹, Naoya Furutachi¹, Hiroyoshi Sakurai¹, Yoshiharu Mori², Masatoshi Kawashima³, Reiko Fujita³ (1. RIKEN, 2. KURNS, 3. JST)

3:30 PM - 3:45 PM

[2G13] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Tomoo CHIBA¹, Atsushi HORIKOSHI¹, Tsuyoshi WAKUDA¹, Kazuhiro TAKEUCHI¹, Yoshiharu MORI², Hiroki OKUNO³, Hiroyoshi SAKURAI³ (1. HITACHI, 2. KURNS, 3. RIKEN Nishina Center)

3:45 PM - 4:00 PM

[2G14] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Yuji Miyashita¹, Eri Hattori¹ (1. Mitsubishi Electric Corporation)

4:00 PM - 4:15 PM

[2G15] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Mitsuhiro Fukuda¹, Hiroshi Toki¹, Ryoichi Seki¹, Tetsuhiko Yorita¹, Hiroki Kanda¹, Masao Nakao¹, Yuusuke Yasuda¹ (1. RCNP, Osaka University)

4:15 PM - 4:30 PM

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

(6-1) 大強度低速イオンビーム加速用超伝導線形加速器の開発

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(6-1) Development of Prototype Superconducting-Linac for Intense Low-beta Ion Beams

*坂本 成彦¹, 山田 一成¹, 須田 健嗣¹, 大関 和貴¹, 渡邊 裕¹, 上垣外 修一¹, 奥野広樹¹

理化学研究所 仁科加速器科学研究センター¹

近代の大強度粒子加速器において、その高加速勾配、低電力損失の性能から超伝導高周波空洞の技術が欠かせないものとなっている。国内で初めてのバルクニオブ材による超伝導空洞を用いた大強度低速イオンビーム加速のための超伝導線形加速器プロトタイプの開発を行った。

キーワード：超伝導、線形加速器、イオンビーム

1. プロトタイプ開発

超伝導線形加速器は大きくわけて、高加速勾配を発生する超伝導空洞と空洞をヘリウム温度まで冷却するためのクライオスタット真空容器とその高周波励振系からなる。本研究は、空洞単体で目標性能（加速勾配、低高周波損失）を達成すること、空洞をクライオスタットへ組み込んで空洞の性能をどのレベルまで保持できるか、さらに、長時間安定して加速勾配を発生させることができるかがポイントとなる。

2. 超伝導空洞線形加速器の要素開発

2-1. 超伝導空洞とクライオモジュール

空洞は $\lambda/4$ 波長型で共振周波数は 75.5 MHz。高周波損失 1.6 W で 4.5 MV/m の高加速勾配を発生させる高い性能の実現に成功した[1]。空洞の共振周波数は、加速ギャップを縮めることにより 5 kHz の範囲で精密に調整される。

空洞を超伝導状態になる 8.2 K 以下に冷却するために液体ヘリウム(4.2 K)を用いる。外気から低温部への熱侵入を最小限に抑えるため、断熱真空部に熱シールド・アンカを配置する。空洞へのケーブル・ビームパイプ・真空排気ポート接続は、内部への埃や金属屑などの異物が混入しないよう、十分な注意を払ってクリーンな環境で実施した。



図 1 完成後、冷却試験中の超伝導線形加速器プロトタイプ

2-2. 高周波電源とデジタル回路

高周波電源は 4.5 kW のものを開発。超伝導空洞周波数帯域約 100 Hz をもたせるため、空洞単体で 9 乗ある Q 値に対して、外部 Q を 10 の 6 乗程度に落として運転する。また、100 Hz という狭い帯域で、短い時間で加速勾配を発生させることができるよう、自励振モードを取り入れたデジタル回路を開発した。

3. 総合試験

超伝導空洞、クライオモジュール、高周波電源・デジタル回路を組み合わせることで総合試験を行った。具体的には、空洞を 4.2 K まで冷却し超伝導状態にすることに成功し、開発した高周波電源・デジタル回路を組み合わせることで規定の加速勾配で約 12 時間連続の励振試験を実施した。汚染に起因する空洞からの強い X 線放射は観測されなかったことから、空洞のモジュールへの組み込みに成功したと言える。

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]坂本 成彦 他 日本原子力学会 2018 年秋の大会 C000699

*Naruhiko Sakamoto¹, Kazunari Yamada¹, Kenji Suda¹, Kazutaka Ozeki¹, Yutaka Watanabe¹, Osamu Kamigaito¹, and Hiroki Okuno¹

¹RIKEN Nishina Center

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

(6-2) ImPACT 加速器 2017 モデルの進展

Reduction and resource recycling of high-level radioactive wastes through nuclear transmutation

(6-2) Progress of ImPACT 2017 Model

* 櫻井 博儀¹, 奥野 広樹¹, 森 義治^{1,2}, 藤田 玲子³, 川島 正俊³¹理研, ²京大, ³JST

ImPACT プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」で研究開発を進めている次世代加速器「ImPACT 2017 モデル」の全体概要、進捗状況、今後の方針を報告する。

キーワード：単胞線形加速器，核変換，高レベル放射性廃棄物

1. 全体概要

高レベル放射性廃棄物中に含まれる長寿命核分裂生成を安定核種もしくは短寿命核種に変換するための加速器として、1 アンペア、40 -200 MeV/u の重陽子ビームを供給することができる「ImPACT 2017 モデル」の概念設計を行っている。ビーム種として直接照射や 2 次中性子、ミューオンを利用した核変換に有効な重陽子を選んだ。この加速器は、①大強度用イオン源のサイズ、空間電荷効果を考慮し、ビーム上流部には RFQ を採用せず、加速空洞と集束磁石を交互に組み合わせた低ベータ加速を行うこと、②加速空洞はすべてシングルセルとし、RF への大パワー供給と各 RF の独立制御が可能になるように設計されている [1]。

2. 進捗状況と今後

「ImPACT 2017 モデル」[1]は、(1) イオン源・低エネルギービーム輸送部、(2) 低ベータ部[2]、(3) 中ベータ部[3]、(4) 高ベータ部[3]の三つのセクションからなり、各セクションでのデバイス概念設計とビーム輸送計算が行われており、また省エネルギー化をはかるための四重極永久磁石[4]、RF 制御に必要な Wake-field の検討も進んでいる。(1) イオン源・低エネルギービーム輸送部は、 $D^{\pm}$ イオンを生成する多孔イオン源と引き出し部、ソレノイド磁石などで構成された輸送部、 $D^{\pm}$ イオン合流部、ビームチョッパー部により構成されている。空間電荷効果を考慮した輸送計算に基づいて、各機器のサイズなどのパラメータおよび消費電力等が得られている。今後もさらに設計検討をすすめ、各要素機器の製作を行い、最上流部の機器を組み合わせ、1 アンペア出力を目指した実証テストを行いたい。

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] H. Okuno, Y. Mori, H. Sakurai, H. Kawashima and R. Fujita; IEEE Trans. Nucl. Sci., NS, 2019(submitted).
- [2] 森義治 他、「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 (6-3) ImPACT2017 低 β 部の概念設計」、日本原子力学会 2019 年春の年会
- [3] 奥野広樹 他、「同上、(6-4) ImPACT2017 中高 β 部と LLFP 標的部の概念設計」、同上
- [4] 千葉知雄 他、「同上、(6-5) 核変換用大電流加速器向け大口径四極永久磁石の概念検討」、同上
- [5] 宮下裕次 他、「同上、(6-6) Particle-in-cell 法を用いた大電流線形加速器のための超電導 QWR 空洞 wake 場の評価」、同上

* Hiroyoshi Sakurai¹, Hiroki Okuno¹, Yoshiharu Mori^{1,2}, Reiko Fujita³ and Masatoshi Kawashima³

¹RIKEN Nishina Center, ²Kyoto Univ, ³JST.

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(6-3) A Conceptual Design of ImPACT2017 Low β Model

*Yoshiharu Mori¹, Hiroki Okuno², Hiroyoshi Sakurai², Masatoshi Kawashima³ and Reiko Fujita³

¹Kyoto Univ., ²RIKEN, ³JST

Abstract: A conceptual design of the low energy(100keV/u ~ 5MeV/u) part of 1A deuteron single-cell linear accelerator(SCL: (ImPACT2017 model), which has been proposed for the reduction and resource recycling of high level radioactive wastes, is presented.

*This work was funded by ImPACT Program of Council for Science, Technology and Innovation(Cabinet Office, Government of Japan).

Keywords: SCL, LLFP, nuclear transmutation

1. Introduction

High current beam of a magnitude of 1A is required to transmute and mitigate the long lived fission products(LLFP). We have proposed a linear accelerator (ImPACT2017 model) which consists of single cell cavities with magnetic focusing elements to accept 1A beam with large bore[1]. A conceptual accelerator design of the low β section is presented in this talk.

2. Outline of low β section

The low β section is composed of about 90 single cells and each cell includes a single rf cavity having a 25 MHz resonant frequency and a focusing solenoid. The rf cavity has a capacitive plate to keep an outer diameter of not more than 2m and the maximum rf voltage is about 300kV which is about 1.2 Kilpatrick. The transit time factor at 5MeV/u is more than 0.95.

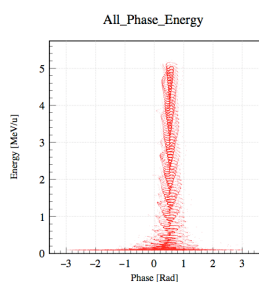


Fig.1 Beam capture and acceleration

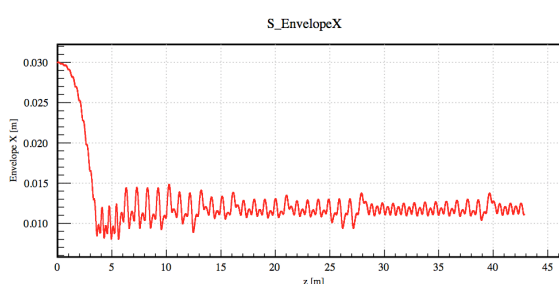


Fig.2 Variations of the rms beam size in transverse direction

The rf voltage and phase of each single cavity are properly chosen to optimize the beam capture and acceleration. The optimization is carried out in evaluating the adiabatic parameter [2]. The longitudinal beam behaviors are simulated under these circumstances and plotted in Fig.1. The space charge effects are significant in the low energy region. Bunch defocusing and deterioration caused by a space charge impedance and beam loading could be overcome with an rf feedback and/or a detuning of the rf cavity of each cell. To manage the transverse defocusing, solenoid focusing is applied. The transverse beam size including space charge effect is shown in Fig.2.

3. Conclusion

A high intensity hadron linear accelerator with single cell cavity system (SCL: ImPACT2017 model) has been proposed for mitigation of LLFP with nuclear transmutation. A design study of the low β section of the SCL shows the beam behaviors meet the requirements well for 1A beam acceleration.

References

- [1] H.Okuno, Y.Mori, H.Sakurai, H.Kawashima and R.Fujita;IEEE Trans. Nucl. Scie.,NS, 2019(submitted).
- [2] B.W. Montague; RF Acceleration, CERN 77-13, pp.63-81 (1977).

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

(6-4) ImPACT2017 中高 β 部と標的の概念設計

Reduction and Resource Recycling of High-level radioactive waste through nuclear transmutation

(6-4) Conceptual design of the medium β and high β sections and the target

*奥野 広樹¹, 生駒 直弥¹, 古立 直也¹, 櫻井 博儀¹, 森 義治³, 川島 正俊⁴, 藤田 玲子⁴

¹理化学研究所、³京大複合原研、⁴科学技術振興機構)

2018 年秋の大会に、LLFP 核変換用加速器として、大強度重陽子線形加速器(ImPACT2017)を提案した。この中高 β 部の構造と加速器内部でのビームの挙動を述べる。また、100MW 級の大強度ビームを照射可能な標的の概念設計とそれを実現するための R&D について述べる。

キーワード：LLFP, 核変換、線形加速器、超伝導空洞、ビーム窓、液体金属、核変換用標的

1. ImPACT2017 の中高 β 部

LLFP 核変換用加速器[1,2] (ImPACT2017) は重陽子を 1 A という大強度で 40MeV/u-200MeV/u まで加速する事が可能である。ImPACT2017 は、イオン源、LEBT、低 β 部(0.2MeV/u-5MeV/u)[3]、中 β 部(5MeV/u-80MeV/u)、高 β 部(80MeV/u-200MeV/u)からなる。後段の中高 β 部については、超伝導空洞を用いた加速器が検討されている。周波数が 50MHz の中 β 部においては、QWR(1/4 波長型共振器)、周波数が 100MHz の高 β 部においてはリエントラント型の共振器を採用する事を考えている。それぞれの共振器の形状は 3D 電磁界解析ソフトを用いて検討され、ボア径としては半径 10 cm と大分大きなものであるが、実現可能なサイズに収まることを確認した。磁気的な収束要素は、共振器の間に設置されるが、永久磁石や superferic な超伝導四重極電磁石が検討している。1 A の重陽子ビームをこの中高 β 部で加速をした時のビームの挙動は、空間電荷効果を取り入れた軌道解析コードを用いて入れて計算され、ビームロス無しに加速されることが実証された。

2. 標的システムと R&D

標的部については、100MW もの大強度ビームを標的の破壊することなく照射可能ものである必要がある。また、中性子を発生させ効率よく LLFP を核変換する必要がある。この標的には熱負荷から考えて、液体金属を標的に用いる事が考えられているが、照射面積を広げるとともに、標的自体をコンパクトにして核変換すべき LLFP を標的の傍に置く必要がある。それを可能にするものとしてコーン形状の板の表面に沿って渦巻の運動を伴った液体金属の円錐状の標的を作る「トルネード標的」を検討した。また、この標的の前面に置き、加速器への液体金属の蒸気が加速器の真空領域に入るのを防ぐプラズマウィンドウ等の窓無しの真空封し技術に関する R&D の結果についても報告する。

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] H. Okuno, Y. Mori, H. Sakurai, T. Kawashima and R. Fujita; IEEE Trans. Nucl. Sci., NS, 2019(submitted).

[2] 櫻井博儀 他、「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(6-2) ImPACT 加速器 2017 モデルの進展」、日本原子力学会 2019 年春の年会

[3] 森義治 他、「同上、(6-3) ImPACT2017 低 β 部の概念設計」、同上

*Hiroki Okuno¹, Naoya Ikoma¹, Naoya Furutachi¹, Hiroyoshi Sakurai¹, Yoshiharu Mori², Reiko Fujita³, Masatoshi Kawashita³

¹RIKEN, ²Kyoto Univ., ³JST.

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

(6-5) 核変換用大電流加速器向け大口径四極永久磁石の概念検討

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
(6-5) Research of the Permanent Quadrupole Magnet for the High Current Accelerator for the purpose of Nuclear Transmutation

*千葉 知雄¹, 和久田 毅¹, 堀越 篤¹, 竹内 一浩¹, 森 義治², 奥野 広樹³, 櫻井 博儀³

¹ 日立製作所, ² 京大複合原研, ³ 理化学研究所仁科センター

省電力実現のため大電流加速器向け四極永久磁石の概念検討を行った。本検討の四極永久磁石ではどの磁場勾配でも非常に小さい多極成分誤差磁場を実現できるという大きな特徴をもつ。本発表では誤差磁場、漏れ磁場、磁場調整の方法などに関して研究結果を報告する。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。

キーワード：四極永久磁石，核変換

1. 緒言

核変換用大電流(1A 級)加速器向けの大口徑四極永久磁石の概念検討を実施した。我々は永久磁石配置円盤モジュール構造を提案し、その多極誤差磁場、漏れ磁場を評価した。

2. 四極永久磁石の検討

永久磁石を用いた加速器用の四極磁石に於いては、一般的に以下のような課題が挙げられる。

(a) 製作などに起因する不整磁場(多極誤差磁場)

(b) 磁石強度の調整(初期調整、隣接する超伝導加速空洞へのもれ磁場を一時的に小さく)

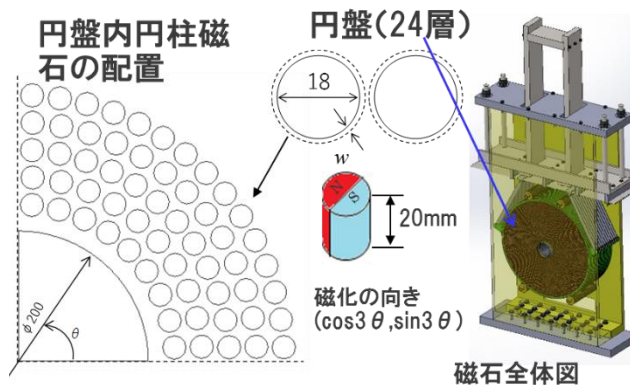
これらを両立させる発想として、永久磁石配置円盤モジュール構造を考案した。この構造の重要な点は、

(i) 高性能四極磁石円盤を積層

- ・ 永久磁石の素材調達性が極めて良好(大きな磁石の塊を準備する必要が無い)
- ・ 円盤モジュール単位での多極誤差磁場抑制

(ii) 正逆回転円盤による磁場強度調整機構

- ・ 四極磁場強度を 0%~100%迄調整可能
- ・ 隣接する超伝導加速空洞へ影響するもれ磁場が小さい



が挙げられ、これら特徴により上記の課題を全て解決するものである。着磁誤差、磁場測定誤差、磁石位置／角度誤差を考慮して発生する多極誤差磁場を評価した結果、四極磁場成分を1とすると多極誤差磁場(2次含む)は最大でも 10^{-4} 台であることを解析で確認した。また、円盤内に配置する円柱磁石の配向を変えれば、偏向磁石、六極磁石など、適用範囲が極めて広いことも特徴として挙げられる。

3. 結論

磁場強度調整可能であるためもれ磁場が小さく、多極誤差磁場が小さいことなどから、核変換用大電流加速器へ本研究の四極永久磁石が適用できる可能性を示した。

*Tomoo CHIBA¹, Tsuyoshi WAKUDA¹, Atsushi HORIKOSHI¹, Kazuhiro TAKEUCHI¹, Yoshiharu MORI², Hiroki OKUNO³ and Hiroyoshi SAKURAI³

¹HITACHI, ²KURNS, ³RIKEN Nishina Centert

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

(6-6) 大電流線形加速器のための超電導 QWR 空洞 wake 場の評価

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

Wakefield evaluation of superconducting QWR cavity for high current linac

*宮下 裕次, 服部 絵理

三菱電機株式会社 先端技術総合研究所

長寿命核分裂生成物 (LLFP) を含む放射性廃棄物処理を行う大電流線形加速器の加速空洞に対し、ウェイク場の影響を Particle-in-cell 法を用いた粒子シミュレーションにて検討した。検討の結果、ビームによる影響は空洞の非対称性構造が生む電磁場の影響と比較的小さいという結果を得た。本検討の結果に関し、報告する。

キーワード：超電導空洞、大電流線形加速器、ウェイク場、電磁場解析

長寿命核分裂生成物 (LLFP) を大量に核変換するために、大電流線形加速器を用いた核変換を用いる手法がある[1]。この大電流線形加速器の加速空洞として QWR(Quarter Wave Resonator)空洞を検討している。QWR 空洞はコンパクト性など優れた特徴を持つが、ビームの進行方向に対し、垂直な方向に非対称構造を持つ。そのために、空洞内部にビームを垂直な方向にキックする電磁場を与えることが知られており、それを補正するような電磁場構造も提案されている [2]。

このビームをキックする電磁場は、加速電場を発生させるための入力高周波に起因した電磁場成分と大電流ビームのウェイク場に起因する電磁場成分がある。今回の大電流線形加速器においては、大電流ビームによるウェイク場の影響が大きいのではないかと懸念されている。また、従来の加速器のビームと比較して、空間電荷効果による影響が深刻であると想定している。そこで、ウェイク場のシミュレーションとして、ビームに対してセルフコンシステントな電磁場計算が可能である 3 次元 Particle-in-cell 法を用いて検討した。検討の結果、1A の大電流ビームにおいてビームのウェイク場の影響でビームがキックされる成分は入力高周波に起因して発生する QWR の非対称性構造が生むキック成分に対し 1/1000 程度小さいという結果を得た。本検討の結果に関し、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] 櫻井博儀 et al. (6-2) ImPACT 加速器 2017 モデルの進展, 日本原子力学会, 2019 年 春の年会, 水戸,

[2] P. N. Ostroumov and K. W. Shepard, Phys. Rev. Spect. Top.-Accel. Beams 4, 110101 (2001)

*Yuji Miyashita, Eri Hattori

Mitsubishi Electric Corporation Advanced Technology R&D Center

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

(6-7) 中小型サイクロトロンを用いた核変換システムの概念検討（その2）

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(6-7) Feasibility Study of Nuclear Transmutation System Using Small and Medium-Sized Cyclotrons (2)

*福田 光宏¹, 土岐 博¹, 関 亮一¹, 依田 哲彦¹, 神田 浩樹¹, 中尾 政夫¹, 安田 裕介¹

¹大阪大学核物理研究センター

高強度重陽子ビーム等を用いた長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換を安定且つ安全に高効率で行うため、中小型サイクロトロンを多数組み合わせた加速器システムの検討状況について報告する。サイクロトロンの高強度化とエネルギー効率向上に必要とされる要素技術や低コストで高出力のサイクロトロンを用いた核変換システムの構成などについても議論する。

キーワード：核変換、重陽子、サイクロトロン

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物に含まれる LLFP の内、再利用可能な有用資源を含む 4 種の原子核(Pd-107, Cs-135, Se-79, Zr-93)を短寿命核種もしくは有用な安定核種などへ核変換するための中小型加速器を用いた新しい核変換システムの検討を進めている。100MeV/n の重陽子ビームを LLFP ターゲットに照射して直接反応により核変換効率を高めるだけでなく、ターゲット周りに LLFP を配置して二次的に発生する中性子を用いた核変換も同時に行うため、高強度の中型・小型サイクロトロンを多数組み合わせる複数のターゲットに多重入射させる。これによりビームパワーを分散し、加速器の安定性・信頼性・持続性・保守性などを向上させて有用資源収量を最大化する LLFP 核変換システムの実現を目指す。

2. LLFP 核変換用サイクロトロンの仕様

2-1. 中型リングサイクロトロン（D+／D-加速）

数 10mA の D-イオンビームを 100MeV/n まで加速し、荷電変換フォイルで 100%の引出効率で取り出すためには、負イオンに付加されている電子が加速途中でローレンツ・ストリッピングによって剥がれないようにセクターマグネットでの最大磁場を 1T 以下に抑える必要がある。一方で、省電力化を図り、運転コストを最小化するためには永久磁石を用いたセクターマグネットの採用も必須である。そこで、SmCo を側ヨークに配置した 10 台の永久磁石型セクターマグネットと基本波加速空洞 6 台、フラットトップ加速空洞 2 台から構成される K=400MeV のリングサイクロトロンを想定する。この場合、300kV 以上の基本波加速電圧を発生させることにより、引出半径 6m で 23mm 以上のターンセパレーションが得られることから D+イオンの加速・引き出しも可能となる。

2-2. 小型 AVF サイクロトロン（D+加速）

低コスト化を図るため、引出平均半径を 200cm にコンパクト化した K=400MeV リングサイクロトロンも想定する。この場合、引出平均磁場は 1.5T であることから負イオン加速には向いていないものの、D+イオン加速では加速電圧を 800kV 以上に高めることにより引出半径直前で 21mm 以上のターンセパレーションが得られ、数 10mA の D+加速が可能となる。

なお、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。

*Mitsuhiro Fukuda¹, Hiroshi Toki¹, Ryoichi Seki¹, Tetsuhiko Yorita¹, Hiroki Kanda¹, Masao Nakao¹, Yuusuke Yasuda¹

¹RCNP, Osaka Univ.

[2G16-18] Technology for Nuclear Transmutation

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)

Thu. Mar 21, 2019 4:40 PM - 5:30 PM Room G (Common Education Bldg. 2 2F No.26)

[2G16] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Megumi Niikura¹, Takeshi Saito¹, Teiichiro Matsuzaki², Hiroyoshi Sakurai^{1,2} (1. the University of Tokyo, 2. RIKEN)

4:40 PM - 4:55 PM

[2G17] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Hidefumi Okita¹, Yoshiharu Mori², Yoshihiro Ishi², Akihiro Taniguchi², Tomonori Uesugi², Yasuhiro Kuriyama², Akira Sato³, Michikazu Kinsho⁴, Masahiro Yoshimoto⁴, Kota Okabe⁴ (1. Kyoto University, Graduate School of Engineering, 2. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 3. Osaka University, Graduate School of Science, 4. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM

[2G18] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

*Naoya Furutachi¹, Hiroki Okuno¹, Hiroyoshi Sakurai¹, Yoshiharu Mori², Masatoshi Kawashima³ (1. RIKEN, 2. Kyoto Univ., 3. JST)

5:10 PM - 5:25 PM

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

(7-1) ミューオン原子核反応による核変換

Reduction and resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(7-1) Nuclear transmutation by muon capture reaction

*新倉 潤¹, 齋藤 岳志¹, 松崎 禎市郎², 櫻井 博儀^{1,2}

¹ 東京大学理学部, ² 理化学研究所仁科センター

ImPACT 藤田プログラムでは、核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化を進めている。本講演では、負ミューオンビームによるミューオン捕獲反応を用いた核変換の実現可能性評価のため、イギリス RAL、J-PARC MLF、大阪大学 RCNP で行なった反応生成物の生成確率分布測定実験の結果を発表する。

キーワード：核変換

1. 研究の背景

我々はミューオン捕獲反応を用いた長寿命核廃棄物の低減化・資源化を目指し、その反応特性の基礎研究を進めている。ミューオンは物質中で停止すると一定の確率で原子核に捕獲される。このミューオン捕獲によって生成する原子核は数から数十 MeV の励起エネルギーを持つ複合核状態にあり、陽子や中性子、アルファ線、ガンマ線等を放出して脱励起するため、反応残留核の多くは元の原子核とは異なる質量数を持つ。ミューオン捕獲反応は長寿命核廃棄物のような重い原子核に対してはおよそ 96%程度と非常に高い反応確率を持つため、この核変換による核廃棄物の低減化を実現する反応の一つとして期待されている。しかし、ミューオン捕獲反応によって生成する原子核がどのような同位体分布を持つかについては、これまでほとんど研究がされていない。そこで、我々は長寿命核廃棄物の一つである ¹⁰⁷Pd のミューオン捕獲反応による反応生成物の生成確率分布をミューオン生成施設である理化学研究所の RAL、大阪大学 RCNP、J-PARC 物質・生命科学実験施設 (MLF) において測定した。

2. 実験手法

我々は、反応生成物の生成確率分布測定として、生成核のガンマ線測定、中性子多重度測定、生成する放射性同位体のベータ崩壊測定の方法を考案した。これらの方法はそれぞれ測定できる生成率に制限があるため、全ての測定を相互補完することで、最終的にミューオン捕獲による生成核の生成確率分布を絶対値で得ることができる。ガンマ線および中性子多重度測定はミューオンビーム入射直後に生成する放射線測定であり、ビームは連続な時間構造を持つ DC ミューオンビームによる測定が可能な大阪大学 RCNP の MuSIC ビームラインで行なった。また、ベータ崩壊測定は崩壊半減期が数秒から数時間と長い時間かかるため、パルスミューオンビームを持つ理化学研究所 RAL および J-PARC MLF においてミューオン放射化法により行なった。

3. 結果

全ての実験で、Pd 同位体のミューオン捕獲反応によって生成する放射線の測定に成功した。講演では、これらの実験で得られた生成核率を元に、ミューオン捕獲反応による核変換の反応特性について議論する。

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ある。

*Megumi Niikura¹, Takeshi Saito¹, Teiichiro Matsuzaki², Hiroyoshi Sakurai^{1,2}

¹Department of Physics, the University of Tokyo, ²RIKEN Nishina Center

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 (7-2) ミュオン核変換のための負ミュオン生成法:MERIT 基礎研究

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

(7-2) Study of Negative Muon Source MERIT for Nuclear Transmutation

*沖田 英史¹, 森 義治¹, 石 禎浩¹, 谷口 秋洋¹, 上杉 智教¹, 栗山 靖敏¹,
武藤 正文¹, 小野 雪佳¹, 佐藤 朗²,
三宅 康博³, 金正 倫計³, 吉本 政弘³, 岡部 晃太³, 池田 伸夫⁴, 米村 祐次郎⁴
¹京都大学, ²大阪大学, ³J-PARC-JAEA, ⁴九州大学

高レベル放射性廃棄物の処理・低減を目的とした負ミュオン核変換のための大強度負ミュオン源として MERIT(Multiplex Energy Recovery Internal Target)方式が提案されている。京都大学複合原子力科学研究所では、MERIT 方式の原理実証試験を行っており、本発表ではその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)の一環として実施されたものです。

キーワード: 負ミュオン, 核変換

1. 緒言

原子力発電所等で発生する高レベル放射性廃棄物の軽減・処理は世界的な問題である。放射性廃棄物の中でもウランの核分裂により発生する長寿命核分裂片(LLFP: Long Life Fission Product)は有効な処理方法が確立されていない。

LLFP の軽減・処理の有効な手法として負ミュオンを用いた核変換法が提案されている。負ミュオンは電子より質量が 207 倍あるということを除いて、電子と同じ性質を持つため、原子番号が 30 以上の原子に捕獲されると 95%以上の確率で核変換を起こす。この手法を LLFP に適用することで、放射能を持たない安定な核種へと変換できると考えられている。

LLFP の負ミュオンを用いた核変換処理・軽減には大強度の負ミュオンビームが必要となる。そこで、大強度の負ミュオンビームを生成する手法として MERIT(Multiplex Energy Recovery Internal Target)方式が考案されている。MERIT 方式の主な特徴は以下の通りである。

- (1) 固定周波数加速法を用いた連続ビームの加速
- (2) リング内部に設置された標的(内部標的)を用いた負パイオン生成
- (3) ビーム加速とエネルギー回復によるビーム貯蔵の両立

現在、京都大学複合原子力科学研究所では MERIT 方式の原理実証機(PoP-MERIT)の開発と原理実証試験が行われている。

2. 研究内容

MERIT 方式の原理実証を目的として、PoP-MERIT 加速器にウェッジ型内部標的を装荷してビーム実験を行った。また、軌道計算と内部標的との相互作用を考慮したシミュレーションを用いた解析と実験結果を比較・検討を行った。本発表では、その詳細について報告する。

*Hidefumi Okita¹, Yoshiharu Mori¹, Yoshihiro Ishi¹, Akihiro Taniguchi¹, Tomonori Uesugi¹, Yasutoshi Kuriyama¹, Masayuki Muto¹, Yuka Ono¹, Akira Sato², Yasuhiro Miyake³, Michikazu Kinsho³, Masahiro Yoshimoto³, Kota Okabe³, Nobuo Ikeda⁴ and Yujiro Yonemura⁴

¹Kyoto Univ., ²Osaka Univ., ³J-PARC-JAEA., ⁴Kyushu Univ.

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

(7-3) LLFP 標的システムにおける核変換の検討

Reduction and resource recycling of high-level radioactive wastes through nuclear transmutation

(7-3) Feasibility study of nuclear transmutation in a target system for LLFP

*古立 直也¹, 奥野 広樹¹, 櫻井 博儀¹, 森 義治², 川島正俊³¹理研, ²京大, ³JST

大強度中性子発生標的を用いた LLFP の核変換について検討する。放射線輸送シミュレーションにより標的システムにおける発熱などの条件や、LLFP の核変換効率などについて調査する。

キーワード: LLFP, 核変換, 標的

1. 緒言

ImPACT プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」では加速器による長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換が検討されており、核変換に必要な大強度ビーム電流を受けることができる標的システムの開発[1]が行われている。本研究では、効率的な標的システムの開発に必要な標的の発熱分布や、LLFP の核変換量などをシミュレーションにより明らかにする。

2. 液体 Li 標的を用いた核変換のシミュレーション

重陽子ビームを標的に照射し、発生した中性子により LLFP を核変換するシステムについて、放射線輸送コード PHITS を用いたシミュレーションを行った。ビームエネルギーは 40~200MeV/u の範囲で検討した。標的として、個体のビーム窓を持たず、ビーム照射面積の拡大や標的で発生する中性子の効率的な LLFP への照射を利点とする液体 Li の“トルネード標的[1]”を提案し、シミュレーション体系ではこれを簡略化したモデルを使用した。また LLFP 核変換量の導出において、LLFP の核変換シミュレーション高精度化のために作成された最新の核データライブラリ[2]を使用した。

3. Li 標的および LLFP の発熱、核変換量

Li トルネード標的部分の発熱分布から、ビーム照射面積拡大による局所発熱低減の効果を明らかにした。また、標的で発生する中性子束などの基礎データを取得した。

本システムでは、重陽子分解反応による高エネルギー中性子が生成され、LLFP は中性子捕獲反応に加え(n,2n)以上の破砕反応でも核変換される。LLFP の核変換量に加えて、これら核反応に起因する荷電粒子生成での発熱の程度を明らかにし、必要となる LLFP 部分の冷却能力について検討した。また、破砕反応により生成される核種やその放射能などについて調査を行う予定である。

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] 奥野広樹 他、「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 (6-4) ImPACT2017 中高β部と LLFP 標的部の概念設計」、日本原子力学会 2019 年春の年会

[2] 岩本修 他、「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 (5-1) LLFP 核変換核データライブラリ JENDL/ImPACT-2018 の開発」、日本原子力学会 2019 年春の年会

*Naoya Furutachi¹, Hiroki Okuno¹, Hiroyoshi Sakurai¹, Yoshiharu Mori² and Masatoshi Kawashima³

¹RIKEN Nishina Center, ²Kyoto Univ, ³JST.

[2H01-04] Environmental Radioactivity 1

Chair:Hiroko Yoshida(Tohoku Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 9:45 AM - 10:55 AM Room H (Common Education Bldg. 2 2F No.27)

[2H01] Satellite-Based Mapping of Riverbed Height

*Hiroko Nakamura Miyamura¹, Ayako Iwata¹, Susumu Yamada¹, Masahiko Machida¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[2H02] Monitoring results of radioactive Cs in rivers in Fukushima prefecture

*Hirofumi Yoshita¹, Hirotsugu Arai¹, Keisuke Taniguchi¹, Takayuki Kuramoto^{2,1}, Kazuki Fujita¹, Yukio Takeuchi¹ (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. Tokai University)

10:00 AM - 10:15 AM

[2H03] Monitoring results of radioactive Cs in rivers in Fukushima prefecture

*Hirotsugu Arai¹, Hirofumi Yoshita¹, Keisuke Taniguchi¹, Takayuki Kuramoto^{1,2}, Kazuki Fujita¹, Yukio Takeuchi¹ (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. Tokai University)

10:15 AM - 10:30 AM

[2H04] Estimation of ¹³⁷Cs discharge from river catchments during initial period after Fukushima accident using a tank model

*Kazuyuki Sakuma¹, Mark Zheleznyak², Kenji Nanba² (1. JAEA, 2. Fukushima Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

衛星画像を用いた河床地形推定 Satellite-Based Mapping of Riverbed Height

*宮村（中村）浩子，岩田 亜矢子，山田 進，町田 昌彦
原子力機構

本稿では，測量等による詳細計測が困難な河川の河床高を衛星画像から推測し，河道内から河川敷きに至る河川の3次元標高モデルを生成する手法を提案する．

キーワード：3次元形状推定，衛星画像，河床高推定

緒言 河川域の詳細な標高モデルは，河川氾濫等の水害予測や汚染物質の動態予測など，様々な用途で需要がある．しかし，一般に河川には通常水が流れているため，レーザ測量等を用いても河道内の河床高を求めるのは困難であり，コストと手間がかかる．そこで，衛星画像から河床高を推定し，河川の3次元標高モデルを生成する手法を提案する．

河床高推定実験 衛星画像から，各バンドのDN（Digital Number）値を取得し，その値から河川に対する河床高を推測する．推定する際には，同一河川にて実際に測量した数点のデータを用い，最尤推定法[1]を用いて推定パラメタを求める．福島県内を流れる小高川の衛星画像と，実際に水深を測量したデータ31点を用意し，最尤推定を実施した．これによって求めたパラメタを用いて河川全体の河床高を推定した結果を図1(a)に示す．取得した3次元形状は例えばiRIC[2]のようなソフトを用いてシミュレーション計算に利用可能で，水位の変化等を計算し，高水時の流況変化を再現し，河川敷きへの冠水等を詳細に観察することもできる．シミュレーションによって得られた水位を取得した3次元形状に合わせて表示した例を図1(b)に示す．図1(b)は，図1(a)中の矢印方向から観察した結果である．

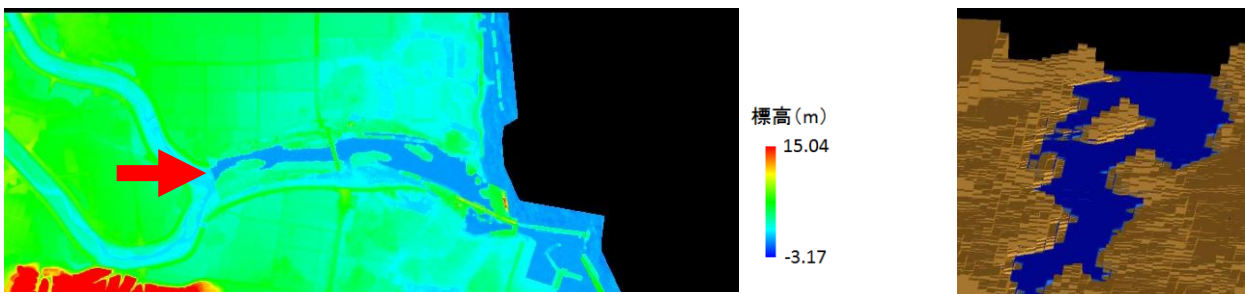


図 1. 河川領域の3次元モデル生成; (a) 河床高推定結果，(b) 3次元モデルとシミュレーション結果の例

まとめ 人工衛星画像と数点の測量データから3次元の河川標高モデルを生成する手法を提案した．実際に生成した3次元モデル内で水量を変化させて河川を流れる水の変化の様子を再現する実験を実施し，その妥当性を，観察結果を基に確認した．しかし，河川の水面下の詳細な地形や性状等は十分に情報がないことが多く，結果の詳細評価には至っていない．これについては，今後の課題とする．

参考文献

- [1] Dempster A. P., Laird N. M., and Rubin D. B., Maximum likelihood from incomplete data via the EM algorithm, Journal of the Royal Statistical Society, Series B. 39(1):1-38, 1977
- [2] iRIC ホームページ, <http://i-ric.org/jp/>.

* Hiroko Nakamura Miyamura, Ayako Iwata, Susumu Yamada, Masahiko Machida, JAEA

福島県の河川を流れる放射性 Cs の観測結果について

(1) 形態別放射性 Cs 濃度の経時変化

Monitoring results of radioactive Cs in rivers in Fukushima prefecture

(1) Temporal changes in the radioactive Cs concentrations with the different form

*吉田 博文¹、新井 宏受¹、谷口 圭輔¹、倉元 隆之^{1,2}、藤田 一輝¹、竹内 幸生¹

¹福島県環境創造センター、²東海大学

阿武隈川の支流である広瀬川の流域において、2016 年度より形態の異なる 2 種類の放射性セシウム (Cs) 濃度 (懸濁態・溶存態) の観測を実施している。本発表では、河川水中で存在形態の異なる放射性 Cs 濃度が示す経時変化について報告する。

キーワード：放射性 Cs, 懸濁態、溶存態、広瀬川

1. 緒言

陸域に沈着した放射性 Cs は様々な経路で河川へと流入し、河川水の流下に伴い海洋へと輸送される。河川水中に存在する放射性 Cs は①懸濁態 (土壌粒子等に吸着された状態)、②溶存態 (水に溶けた状態) の 2 つに大別される。形態の異なる放射性 Cs が環境中で果たす機能は異なると考えられることから、形態別にその動態を明らかにする必要がある。本発表では、福島県を流れる河川における各形態の放射性 Cs 濃度の観測結果について報告する。

2. 観測地点及び方法

観測は、福島県を流れる阿武隈川の支流である広瀬川の流域において 2016 年度より実施している。流域内に 11 の観測地点を設け (図 1)、平水時に数ヶ月おきに採水した。加えて、4 地点 (No.3, 6, 8, 9) を選定し、年に数回の高水時に採水を行った。各採水時に、河川より約 100L を採水し、カートリッジ型 Cs 回収装置に通水する事により懸濁態及び溶存態 Cs を回収した。その後、ゲルマニウム半導体検出器により各カートリッジの Cs-137 濃度を測定する事で、懸濁態・溶存態 Cs-137 濃度を得た。

3. 結果と考察

2016 年度の結果より、平水時の懸濁態 Cs-137 濃度では No.8 の観測地点でやや高濃度を示す傾向にあったが、観測地点間での大きな差は見られなかった。溶存態 Cs-137 濃度においても、No.8 で高濃度を示した。高水時には、懸濁態／溶存態 Cs-137 濃度は No.8 で有意に高い値を示した。これは、No.8 の観測地点が有する集水域の平均初期沈着量が比較的多い事が一因であると考えられる。発表では、時間の経過に伴いこれらのパターンがどの様に変化したのかについて議論する。

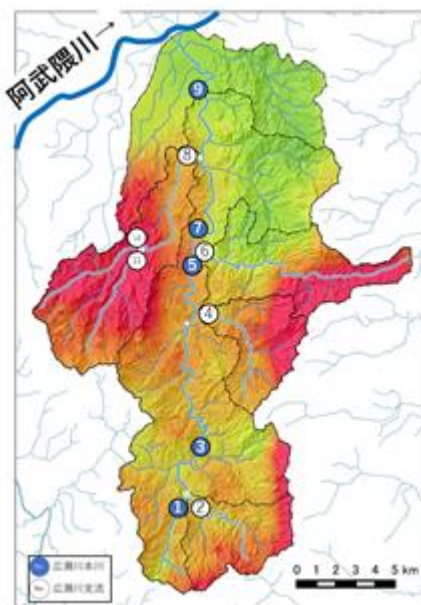


図 1. 観測地点概要。[*出典：文部科学省による第 3 次航空機モニタリングの測定結果について、文部科学省 (2011)]

*Hirofumi Yoshita¹, Hirotsugu Arai¹, Keisuke Taniguchi¹, Takayuki Kuramoto^{1,2}, Kazuki Fujita¹ and Yukio Takeuchi¹

¹Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation., ²Tokai University.

福島県の河川を流れる放射性 Cs の観測結果について (2) 懸濁物質の特性との関係

Monitoring results of radioactive Cs in rivers in Fukushima prefecture

(2) Relation to the properties of Suspended Solids

*新井 宏受¹, 吉田 博文¹, 谷口 圭輔¹, 倉元 隆之^{1,2}, 藤田 一輝¹, 竹内 幸生¹

¹福島県環境創造センター, ²東海大学

平水時・増水時における河川水中の懸濁態 Cs-137 と懸濁物質 (SS) 中の有機物特性との関係について調査した。増水時には平水時と比較して、SS 濃度 (mg/L) は顕著に高い値を示したが、懸濁態 Cs-137 濃度 (Bq/kg)、全炭素 (%)、全窒素 (%) は低濃度であったことから、土砂等による希釈効果が働いていると推察された。

キーワード: 懸濁物質, 放射性セシウム, 河川

1. 緒言

河川水中の SS は放射性 Cs の輸送媒体として機能し、その流下に伴う放射性 Cs 運搬量は溶存態としての運搬量を遙かに凌ぎ、特に洪水等のイベント時に大量に輸送される。本発表では、平水時及び増水時の懸濁態 Cs-137 濃度の違いを生み出す要因について、SS 中の有機物特性 (全炭素・全窒素・安定炭素同位体比) から考察する。

2. 材料と方法

調査は福島県を流れる阿武隈川の支流である広瀬川流域に設置した観測地点 (11 地点) において、2018 年 1 月から 11 月の期間に、平水時に 4 回 (1 試料/回)、高水時に 1 回 (7 試料/回、4 地点) 実施した。各観測地点において、約 100 L を採水し、カートリッジ型セシウム回収装置により懸濁態 Cs-137 を回収し、HpGe 半導体検出器により Cs-137 濃度を測定した。加えて、500 mL の河川水を採水し、ろ過によりガラスフィルター (GF/F) 上に有機物特性を把握するための SS を捕集した。105℃ で 24 時間以上乾燥した後、元素分析計付安定同位体比質量分析計により、全炭素・窒素濃度、安定炭素同位体比を測定した。

3. 結果と考察

Fig.1 に示す通り、平水時と比較して高水時には SS 濃度が大幅に上昇するが (a)、懸濁態 Cs-137 濃度は低い濃度を示した (b)。同様に、SS 中の炭素・窒素濃度も高水時に低濃度であったことから (c、d)、高水時に存在する SS は、平水時よりも、Cs-137 濃度が低く、有機物含量の少ない物質の寄与が大きいと考えられる。一方で、SS 中に含まれる有機物の質 (CN 比、安定炭素同位体比) では、高水時には平水時と比べて CN 比が高く、安定炭素同位体組成が低い値を示す傾向にある事が明らかとなった。この結果から、高水時には相対的に分解度の低い有機物が SS 中に含有される事が示唆された。

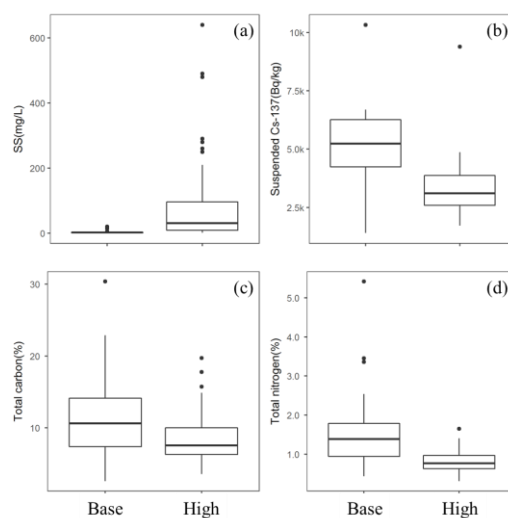


Fig.1 (a) SS 濃度 (b) 懸濁態 Cs-137 濃度 (c) TC 濃度 (d) TN 濃度

*Hirotsugu Arai¹, Hirofumi Yoshita¹, Keisuke Taniguchi¹, Takayuki Kuramoto^{1,2}, Kazuki Fujita¹ and Yukio Takeuchi¹

¹Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation., ²Tokai University.

タンクモデルを用いた福島事故初期の河川流域からの ^{137}Cs 流出量の推定

Estimation of ^{137}Cs discharge from river catchments during initial period

after Fukushima accident using a tank model

*佐久間 一幸¹, Mark Zheleznyak², 難波 謙二²

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 福島大学

流域に沈着した ^{137}Cs 流出量の把握を目的として、河川流量をタンクモデル、土砂流出を河川流量 - 土砂流出量関係式、 ^{137}Cs 濃度は2成分減衰モデルを用いて表現した簡易モデルを構築した。阿武隈川流域および福島県浜通り2級河川を対象に、福島事故初期における河川を通じた ^{137}Cs 流出の推定を行った。

キーワード: 放射性セシウム流出、福島事故、流域、土砂流出、タンクモデル

1. 緒言

流域から流出する放射性セシウム量の推定は、河川、貯水池や海洋への影響を評価する上で非常に重要な情報である一方、水位や濁度の連続観測、放射性セシウム濃度測定、水位と流量、濁度のSS濃度の換算式の作成等、非常に多くの観測や換算式を要するため、調査そのものが容易ではない。そこで、降水量から流量を予測し、土砂および ^{137}Cs 濃度は経験式から算出する簡易のモデルを構築することによって、実降雨に基づいた流域から流出する ^{137}Cs の計算が可能となり、事故初期から現在に至る流出量の推定が可能となる。本報告では、未だ見積もられていない事故初期の河川を通じた ^{137}Cs 流出量の推定を行った。

2. 方法

降水量および蒸発散量を入力条件とする3段タンクモデル[1]を組み込んだ。土砂流出量は、河川流量と土砂流出量の関係式(L-Q式)を実測値から作成した。懸濁態 ^{137}Cs 濃度は、公開データを基に、2成分指数関数モデルを用いてフィッティングした。懸濁態 ^{137}Cs 流出量は、タンクモデルから算出される流量とL-Q式を用いて土砂流出量を計算し、懸濁態 ^{137}Cs 濃度を掛け合わせることで算出した。溶存態 ^{137}Cs 流出量は、懸濁態 ^{137}Cs 濃度を分配係数で割った溶存態 ^{137}Cs 濃度とタンクモデルから算出される流量を掛け合わせることで算出した。降水量は計算対象流域内に存在するAMeDASデータの時間雨量を使用した。

3. 結果

事故初期の2011/3/11から2011年の台風ROKE後の2011/9/27までの、阿武隈川および浜通り河川の ^{137}Cs 流出量(および流出率)はそれぞれ、およそ43 TBq (7.5%)および14 TBq (1.2%)と見積もられた。 ^{137}Cs 流出率で見ると、事故初期においては、流出率が高かった可能性が示唆された一方、 ^{137}Cs 流出量そのものは、福島事故初期の大気および海洋由来の ^{137}Cs 量に比べ、2-3桁程度低いこと[2]が想定され、河川を通じた海洋への影響は限定的であった可能性が示唆された。

本研究は、福島大学環境放射能研究所 平成30年度環境放射能分野における学際共同研究事業(18-KOJ-10)の助成を得て行われた。記して謝意を表す。

参考文献

[1]菅原正巳 (1972). 流出解析法, 共立出版.

[2]Kobayashi et al (2013). Journal of Nuclear Science and Technology, 50, 255-264.

* Kazuyuki Sakuma¹, Mark Zheleznyak², and Kenji Nanba²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Fukushima University

[2H05-08] Environmental Radioactivity 2

Chair: Yoshihiko Tanimura(JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 10:55 AM - 12:00 PM Room H (Common Education Bldg. 2 2F No.27)

[2H05] Inventory Analysis of Radioactive Cesium inside and around 1F

*Masahiko Machida¹, Susumu Yamada¹, Ayako Iwata¹ (1. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM

[2H06] PHITS Models for Ambient Dose Equivalent Rates in Fukushima's Radiocesium Contaminated Forests

*Alex Malins¹, Naohiro Imamura², Tadafumi Niizato¹, Minsik Kim¹, Kazuyuki Sakuma¹, Yoshiki Shinomiya², Satoru Miura², Masahiko Machida¹ (1. JAEA, 2. FFPRI)

11:10 AM - 11:25 AM

[2H07] Behavior of radiocesium in mycelium

*Kanko NISHIONO¹, Fuminori SAKAMOTO², Naofumi KOZAI², Hirokuni YAMANISHI¹ (1. KINDAI Univ., 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[2H08] Remained indoor radiocaesium contamination in residential houses within former evacuation areas near the FDNPP

*Hiroko Yoshida¹, Naohide Shinohara² (1. Tohoku Univ., 2. AIST)

11:40 AM - 11:55 AM

1F 内及び周辺海域におけるセシウム動態評価

Inventory Analysis of Radioactive Cesium inside and around 1F

*町田 昌彦¹、山田 進¹、岩田 亜矢子¹

¹原子力機構

福島沿岸での放射性核種濃度は事故時と比較し大幅に減少した他、海産物濃度もそれと呼応し減少している。このような状況において重要となるのは、放出された放射性物質が過去においてどのように分布し、そして、どのように拡散していったのかという知見を得ることである。そのような知見を基に、放射性核種の環境中での動態が理解できる他、今後の予測等が可能になると考えられる。本発表では、これまでにモニタリングされたデータを活用し、1Fから太平洋沿岸まで放射性核種の分布やその量がどのように減少してきたかについて考察する。

キーワード： 放射性核種動態、データ解析、セシウム、トリチウム

1. 緒言

原子力機構では、機構内の様々な研究者により構成された1F廃炉対策タスクフォースにおいて、1F内の放射性核種の動態解析を行ってきた。その一環として、発表者らはこれまで、1F港湾内海水中での放射性核種動態解析を進めるべく、東電が公開している1F港湾内の各放射性核種の海水濃度のデータを分析してきた他、1F港湾内の海水流動をシミュレーション可能とするシミュレーションコードの開発を併せて進めてきた。従来、様々な研究者が1F港湾から福島及び東北・関東沿岸そして外洋への放射性核種動態のシミュレーションやデータ分析を行ってきたが、いわゆるソースタームとなる地点での局所的な動態分析については、あまり研究が実施されていないことから、これまでの原子力学会において定期的に研究成果を発表してきた[1]。その一方、1F港湾外の太平洋沿岸や沖合にかけても、系統的なモニタリングが行われると同時に解析研究も盛んに行われ、放射性物質の動態を理解するための情報が豊富に集まっている。そこで、本研究では、1F港湾内で用いたデータ解析手法を、港湾外にも適用し、系統的に局所レベルと沿岸レベルでの違いについての理解とそれらを併せた系統的理解を目指し研究を行った。

2. データ分析とモデリング

1F港湾内の放射性核種濃度のデータを分析すると、事故時に比べて大幅に減少している一方、その減少傾向は現在、十分に低濃度ではあるが、やや横ばい状態にある。このような年単位での減衰傾向の他、月単位等で見ると、比較的大きな季節変化（夏・秋が冬・春と比較して濃度が高くなる傾向）が見られるようになる等、様々な変動成分がゆっくりとした減少傾向に重畳していることが見て取れる。これらについては前回の学会にて発表した通り[2]である一方、それらの傾向が沿岸のどこまで及んでいるのか、或いは、沿岸や沖合での変動傾向それ自身もある可能性が充分あり、本報告では、1Fから沿岸そして沖合も含めて、様々な視点からデータを分析し、環境動態に影響する因子の考察を行う。また、それらの因子を考慮する数値シミュレーションも併せて実施し、シミュレーション結果との比較を通して、その因子のモデリングについても議論する予定である。

参考文献

- [1] 町田昌彦他、「福島第一原子力発電所港湾内の放射性核種の環境動態：沿岸域を含めた環境影響評価の取り組み」、日本原子力学会、2018年春の大会。
- [2] 町田昌彦他、「1F港湾及び港湾沿岸での放射性核種動態：データ分析に基づく考察」、日本原子力学会、2018年秋の大会。

*Masahiko Machida¹, Susumu Yamada¹, Ayako Iwata¹

¹Japan Atomic Energy Agency.

PHITS Models for Ambient Dose Equivalent Rates in Fukushima's Radiocesium Contaminated Forests

*Alex Malins¹, Naohiro Imamura², Tadafumi Niizato¹, Minsik Kim¹, Kazuyuki Sakuma¹, Yoshiki Shinomiya², Satoru Miura², Masahiko Machida¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Forestry and Forest Products Research Institute

Abstract (approx. 55words)

PHITS Monte Carlo models were used to assess factors affecting ambient dose equivalent rates ($\dot{H}^*(10)$) in forests of Fukushima Prefecture. Models with different levels of detail were used to understand how the distribution of radioactive cesium within forests, shielding by trees, soil composition and moisture rates affect $\dot{H}^*(10)$. The models were parametrized using measurements from deciduous and evergreen coniferous forests in Fukushima Prefecture.

Keywords: forest, ambient dose equivalent, radiocesium, modeling, simulation, PHITS, Monte Carlo

1. Introduction

Large areas of forest within Fukushima Prefecture were contaminated with ¹³⁴Cs and ¹³⁷Cs by the TEPCO Fukushima Dai-ichi nuclear accident in 2011. In this study factors affecting ambient dose equivalent rates ($\dot{H}^*(10)$) at 1 m height in forests were investigated using Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) simulations [1].

2. Methods

PHITS models were created based on measured densities, dimensions, and ¹³⁴Cs and ¹³⁷Cs radioactivities of tree, litter and soil compartments in Fukushima [2]. Soil and litter compartments were modeled as homogeneous layers of material. Tree trunks and the canopy were either modeled as homogeneous layers, or by representing trees individually using cylindrical, conical and ellipsoidal volumes. The simulations calculated the contributions from both direct and scattered radiocesium gamma rays to $\dot{H}^*(10)$. History numbers were sufficiently large so that Monte Carlo statistical uncertainties could not have caused the differences seen between the results of the different models.

3. Results

$\dot{H}^*(10)$ was not affected by changing the elemental composition of the soil. $\dot{H}^*(10)$ was only negligibly different between the cases with simple or detailed geometrical representations of the forest, e.g. homogeneous layers only or with individual trees modeled separately. In the more detailed models, $\dot{H}^*(10)$ varied only by a small amount with position. $\dot{H}^*(10)$ was up to 2% lower than the calculated forest average when close to a tree trunk.

The factors found to have the largest bearing on $\dot{H}^*(10)$ were the moisture contents of the soil, litter and tree compartments. $\dot{H}^*(10)$ varied by between 5-20% depending on the assumptions used for the moisture rates.

4. Conclusion

The results suggest that moisture rates of trees, litter and soil have a significant effect on $\dot{H}^*(10)$ within forests. Measurement studies clarifying the average values and fluctuations of moisture rates in forest compartments would help improve the models and our understanding of the dynamics of $\dot{H}^*(10)$ in forests in Fukushima Prefecture.

References

- [1] T. Sato et al. 2018. J. Nucl. Sci. Technol. 55(6), 684-690. DOI:10.1080/00223131.2017.1419890
- [2] Imamura et al. 2017. Sci. Rep. 7, 8179. DOI:10.1038/s41598-017-08261-x

キノコ菌糸体中の Cs 挙動

Behavior of radiocesium in mycelium

*西小野華乃子¹ 坂本文徳², 香西直文², 山西弘城¹

¹近畿大学, ²日本原子力研究開発機構

Cs-137 含有液体培地でキノコ菌糸を球状に培養し、菌糸体 pellet を得た。培養した菌糸体 pellet について Cs-137 の移行と体内分布をキノコの種類ごとに経時的に観察した。また、培養後の菌糸体 pellet について、脱水処理の有無を比較することで Cs 存在部位についての検討もおこなった。

キーワード：菌糸体, 放射性セシウム, キノコ, 移行

1. 緒言

1986年のチェルノブイリ原子力発電所事故以降、野生キノコの放射性Cs濃度が高いことが注目されている^[1]が、キノコのCs濃縮について根本的な機構解明にはいまだに至っていない。キノコは菌糸を成長させて栄養を摂取する。液体培地でキノコ菌糸を球状に培養した場合、培養された菌糸体 pellet は、菌糸の先端が新しく表面にあり、古い基質は pellet の内側にある。このことを用いて、本研究では *Lentinula edodes* (Shiitake), *Hypsizygus marmoreus* (Bunashimeji), *Grifola frondosa* (Maitake)の3種の菌糸を用いたCs-137トレーサー実験により、菌糸体のCs存在部位を成長段階別に比較することで、Cs挙動に関する検討をおこなった。

2. 実験

MYPG 培地（精製水 1 L あたり麦芽エキス 4 g, 酵母エキス 4 g, ペプトン 4 g, グルコース 20 g）50mL に CsCl-137 溶液を 20 μ L 加え、Cs-137 濃度が 3×10^4 Bq / L となるように培地を調製した。使用した菌糸は *Lentinula edodes*, *Hypsizygus marmoreus*, *Grifola frondosa* の3種類である。各菌糸に対して取り出し時期を4種類、処理条件を乾燥する・しないの2種類もうけた。

培養5日目, 7日目, 11日目, 15日目に順次菌糸体 pellet を取り出し、菌糸体表面に付着した培養基およびCs-137の洗浄をリン酸緩衝生理食塩水を用いておこなった後、ホルマリン固定し、再度洗浄した。脱水しないものはそのまま予備凍結・凍結乾燥をおこなった。脱水するものは洗浄後上昇エタノール系列で脱水し、t-ブチルアルコールで置換したのち、予備凍結・凍結乾燥をおこなった。

凍結乾燥後は菌糸体 pellet を寒天で包埋し、切断したのち、断面をイメージングプレートで露光した。

培養後の培地および洗浄液は、培養基から菌糸体 pellet へ移行したCsを定量するため液体シンチレーションカウンタをもちいて計測をおこなった。

3. 予想される結果

キノコの菌糸内部にCsが存在していれば、脱水していないサンプルに比べて、脱水したサンプルの発光量は少なくなるだろう。また、培養後の培地および洗浄液中のCs量については、菌糸にCs排出能がなければ、栽培期間の増加とともに培地・洗浄液中のCsによる放射能が減少するが、排出能があれば一度放射能が減少したのち、再び菌糸からCsが排出されて培地・洗浄液中の放射能が上昇するだろう。

参考文献

[1] 村松康行, 吉田聡(1997)「キノコと放射性セシウム」RADIOISOTOPES, vol.46, p450-463

*Kanoko NISHIONO¹, Fuminori SAKAMOTO², Naofumi KOZAI² and Hirokuni YAMANISHI¹

¹KINDAI Univ., ²JAEA

福島第一原発に近い旧避難指示地域での住家内残留セシウム

Remained indoor radiocaesium contamination in residential houses
within former evacuation areas near the FDNPP

*吉田 浩子¹, 篠原 直秀²

¹東北大学, ²産総研

住家内汚染は放射性プルーム通過時に屋内に入り込んだ放射性物質の乾性沈着により生じ、表面汚染密度は福島第一原発からの距離と逆相関関係にある。福島第一原発に近い地域で避難指示が解除された地域に立地する住家（すでに住人が帰還している住家を含む）内に残留している汚染の状況について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、屋内汚染、放射性セシウム、旧避難指示区域

1. 緒言

帰還困難区域における特定復興再生拠点区域では5年後を目途に避難指示を解除し、居住を目指すこととなった。住家の屋内は除染の対象となっていないため、住民の帰還と居住にあたっては、住民がもっとも長い時間を過ごす自宅内の身近にある屋内汚染の状況を把握することが重要である。これまでの旧・原避難指示区域の住家160軒超についての屋内汚染の状況調査の結果、屋内放射性セシウムの表面汚染密度は福島第一原発からの距離と逆相関関係にあり、表面汚染密度とハウスダストの摂取や掃除中に再飛散したエアロゾル吸入によって生じる預託実効線量はゆるやかな比例関係にあることを示してきた¹⁾。本報告では、避難指示が解除された地域（浪江町、富岡町）に立地する住家27軒内に残留している汚染の状況等について報告する。

2. 調査内容

上述の住家を含む住家60軒において、全室を対象として室内汚染の状況を乾式スミア法による間接測定で調べた。主に家具などの木の表面についてJIS Z 4504(2008)に準じ試料を採取した。プラスチックシンチレーション検出器で試料からのベータ線を10分間測定した。放射性セシウムの値付けはゲルマニウム半導体検出器で行い、遊離性汚染の表面密度(Bq/cm²)を評価した。

3. 結果・考察

同一の町において、避難指示が解除された区域の住家19軒の表面汚染密度を解除されていない区域の住家5軒と比較した。(図1) 解除されていない地域との差が見られず、福島第一原発からの距離との逆相関関係がそのままの住家のあることがわかった。別の旧避難指示区域のすでに住人が帰還している住家6軒では、ハウスクリーニングを行った住家とそうでない住家との間で、明らかな表面汚染密度の差は現在のところ観察されていない。まだ軒数が少ないため、今後の継続調査が必要である。

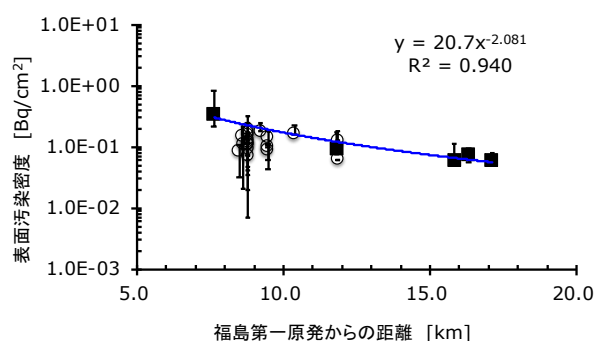


図1 住家内表面汚染密度と福島第一原発からの距離
避難指示が解除されていない区域の住家：■ 解除された区域の住家：○

参考文献

[1] 吉田浩子ほか 2018 年日本原子力学会秋の大会 「福島第一原発に近い地域の住家内セシウム汚染の実態とこれによる内部被ばく線量評価」

*Hiroko Yoshida¹, Naohide Shinohara²

¹Tohoku Univ., ²AIST

[2H09-14] Eye Lens Dosimetry

Chair:Kentarō Manabe(JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 4:25 PM Room H (Common Education Bldg. 2 2F No.27)

[2H09] Preliminary study on evaluation of eye lens equivalent dose in Sr-90 / Y-90 contaminated fields using PHITS : Shielding effect of full-face masks

*Masaharu Yamagashira¹, Norio Tsujimura², Katsuya Hoshi², Takuya Furuta², Yosuke Iwamoto², Tatsuhiko Sato², Sumi Yokoyama¹ (1. Fujita Health University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H10] Exposure of the lens of the eye for radiation workers in the nuclear power plants

*Sumi Yokoyama¹, Iwao Ezaki², Hideo Tastuzaki³, Yoshihiko Tanimura⁴, Shuichi Tachiki¹, Shigekazu Hirao⁵, Katsunori Aoki³ (1. Fujita Health University, 2. Chiyoda Technol Corporation, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 4. Japan Atomic Energy Agency, 5. Fukushima University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2H11] Study of Eye Lens Dosimetry for Workers at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Katsuya Hoshi¹, Norio Tsujimura¹, Katsunori Aoki¹, Hiroshi Yoshitomi¹, Yoshihiko Tanimura¹, Sumi Yokoyama² (1. JAEA, 2. FHU)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H12] Study of Eye Lens Dosimetry for Workers at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Katsunori Aoki¹, Sumi Yokoyama², Katsuya Hoshi¹, Hiroshi Yoshitomi¹, Yoshihiko Tanimura¹, Norio Tsujimura¹ (1. JAEA, 2. Fujita Health Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2H13] Development of a scalable and deformable stylized eye model for radiation dose assessment

*Takuya Furuta¹, Daniel El Basha², Siva S. R. Iyer², Camilo M. Correa Alfonso², Wesley E. Bolch² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. University of Florida)

3:45 PM - 4:00 PM

[2H14] Beta-particle fields above 1 MeV for calibrating the dosimeters in eye lens dosimetry

*MASAHIRO KATO¹, Tadahiro Kurosawa¹ (1. AIST)

4:00 PM - 4:15 PM

PHITS を用いた $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 作業場における水晶体の等価線量評価に関する 基礎的研究：全面マスクの影響

Preliminary study on evaluation of eye lens equivalent dose in $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ contaminated fields
using PHITS: Shielding effect of full-face masks

*山頭 匡治¹, 辻村 憲雄², 星 勝也², 古田 琢哉², 岩元 洋介², 佐藤 達彦², 横山 須美¹

¹ 藤田医科大学, ² 日本原子力開発機構

モンテカルロシミュレーションコード PHITS を用い、 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 線源が存在する作業場において全面マスクを装着した作業者の眼の水晶体の等価線量を推定した。

キーワード：水晶体，線量評価，全面マスク， $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$

1. 緒言

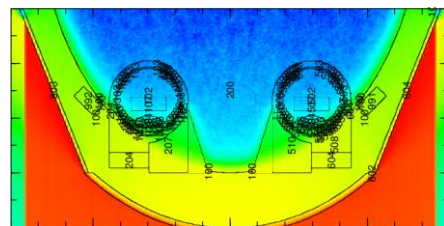
東京電力 HD 福島第一原子力発電所（1F）においては、 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ を含む汚染水を封入したタンクの解体が行われている。このような作業現場において、水晶体等価線量を適切に評価するには、全面マスクの遮蔽効果や線量計の装着位置を考慮する必要がある。本研究では、高線量率のベータ線場における作業者の水晶体等価線量を計算シミュレーションによって評価し、実際の作業者の線量計着用試験の結果と比較した。

2. 計算方法

計算には、モンテカルロ法を用いた放射線輸送計算コードである PHITS 3.08 を使用した。水晶体の等価線量計算には、ICRP Publication 116 の水晶体等価線量評価用ファントムと同等なファントムを用いた。 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 線源の形状は直方体（25cm×15cm×1cm）とし、線源面から一様にベータ粒子の平行ビームを発生させた。 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ のエネルギー分布は、PHITS の核データを使用した。人体ファントムの正面及び側面に線源を配置した。線源とファントムの距離は 30 cm とした。全面マスク着用による影響を評価するため、実際に 1F で使用されている全面マスクをもとに作成した簡易的な全面マスク（正面厚 2.35mm, 側面厚 1.3mm, 高さ 15cm）を配置した体系を作成した。

3. 結果

正面のみに線源を配置し、ファントム頭部に全面マスクを装着ありの場合及び装着なしの場合について水晶体等価線量（左右平均）を計算したところ、全面マスク装着なしに対する全面マスク装着ありの計算結果の比は 0.13 となった。この計算結果は、 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ を含む水をろ紙に浸した面状線源（10 cm×10 cm）を使用して、全面マスクを配置した場合と配置しなかった場合を比較した実験の結果とよく一致した。また、線源を正面及び両側面に配置して、同様に全面マスク装着なし及び全面マスク装着ありの条件について計算した結果、全面マスク装着なしに対する全面マスク装着ありの計算結果の比は 0.20 となった。1F において、全面マスクを装着した作業者の



図：計算モデルを頭頂部から見た様子

の頭部のマスク内に 3mm 線量当量測定用線量計を着用した試験では、眼角左右外側に装着した線量計の読み値の平均値は、額中央に装着した線量計の読み値の平均値よりも約 17% 高かった。現在、1F では水晶体の等価線量を 70μm 線量当量で管理している。このため、額中央に装着した場合であっても、水晶体の等価線量を過小評価することはないものの、装着した全面マスクの形状や線量計の装着位置によっては、全面マスクの厚さが水晶体の等価線量の評価に影響を与える可能性があることに留意する必要がある。

*Masaharu Yamagashira¹, Norio Tsujimura², Katsuya Hoshi², Takuya Furuta², Yosuke Iwamoto², Tatsuhiko Sato² and Sumi Yokoyama¹

¹Fujita Health University, ²Japan Atomic Energy Agency

原子力発電所定期検査時の放射線業務従事者の水晶体被ばく

Exposure of the lens of the eye for radiation workers in the nuclear power plants

*横山 須美¹, 江崎 巖², 立崎 英夫³, 谷村 嘉彦⁴, 立木 秀一¹, 平尾 茂一⁵, 青木 克憲⁴,

¹藤田医科大学, ²(株)千代田テクノル, ³(国研)量子科学技術研究開発機構,

⁴(国研)日本原子力研究開発機構, ⁵福島大学

原子力発電所の定期検査時に放射線業務従事者の頭部及び胸部に個人線量計を装着し、水晶体被ばくを調査した。多くの調査対象者の頭部 3 mm 線量当量は、胸部 1 cm 線量当量に対して 1.5 倍以下であった。

キーワード：原子力発電所，定期検査，放射線業務従事者，水晶体，等価線量評価

1. 緒言 将来、わが国の規制へ新しい水晶体の等価線量限度（5 年間の平均 20 mSv/年かつ 1 年間あたり 50 mSv）が取入れられた場合に備え、円滑な規制運用を可能とするために放射線業務従事者の水晶体被ばくの実態を把握し、水晶体等価線量モニタリングのあり方を検討しておく必要がある。本発表では、原子力発電所の定期検査時における放射線業務従事者の水晶体の被ばくに関する調査結果について報告する。

2. 対象作業及び線量測定方法 2018 年 2 月から 10 月にかけて、定期検査を実施した 2 事業所において調査を実施した。作業内容については、過去の実績より比較的放射線量が高くなる 14 作業を抽出した。これらの作業に携わる 59 名の従事者を対象として、所定の期間、頭部及び胸部に研究用の個人線量計を装着してもらい、頭部と胸部の線量の比較を行った。頭部には 3 mm 線量当量測定用の線量計（DOSIRIS, 千代田テクノル提供）、胸部には DOSIRIS 及び蛍光ガラス線量計（ガラスバッジ, 千代田テクノル提供）を装着してもらった。作業場の空間線量率は電離箱式サーベイメータ（AE-133, 応用技研社製ほか）を用いて測定した。代表的な点において、CZT 検出器（GR1, Kormek 社製）により γ 線のエネルギースペクトルも合わせて測定した。

3. 結果 作業場の空間線量率は、原子炉停止から約 2 週間後に測定した蒸気発生器マンホール開口部表面において、70 μ m 線量当量率が 1 cm 線量当量率の約 5 倍となった。一方、この場所から 1 m 離れた場所では、これら線量率の間に有意な差はなかった。蒸気発生器周辺含む複数個所で γ 線スペクトルを測定した結果、いずれも検出された主な放射性核種は 700 keV 以下の β 線を放出する ^{58}Co 及び ^{60}Co であるとともに、500 keV 以下の散乱線（ γ 線）の 3 mm 線量当量への寄与を算出したところ、最大でも約 30%であった。

全調査対象者に対する胸部 1 cm 線量当量に対する胸部 3 mm 線量当量の比は 1.0 ± 0.013 であり、 β 線の胸部 70 μ m 線量当量は検出下限未満であった。これらのことから、3 mm 線量当量への β 線や低エネルギー γ 線の寄与が小さいといえる。全調査対象者の胸部 1 cm 線量当量に対する頭部 3 mm 線量当量の比の平均値は 1.24 ± 0.26 であった。原子炉容器開放・復旧作業、蒸気発生器マンホール開放作業、一次冷却材ポンプインターナル分解点検等の作業において、この比が 1.5 を超える作業者が確認されたが、最大でも 2 は超えなかった。これらの作業場の特徴としては、局所的に頭上または頭部に高線量場が存在していることである。しかしながら、作業場の胸部位置に対する頭部位置の空間線量率の比に比べ、調査対象者の個人線量計の胸部と頭部の比は低かった。これは、作業中にさまざまな姿勢を取ることや立ち位置等が変化することが影響したものと考えられる。

なお、本研究は平成 30 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業の一環として実施したものである。

* Sumi Yokoyama¹, Iwao Ezaki², Hideo Tatsuzaki³, Yoshihiko Tanimura⁴, Shuichi Tachiki¹, Sigekazu Hirao⁵ and Katsunori Aoki⁴

¹Fujita Health Univ., ²Chiyoda Thechnol Corp., ³National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology,

⁴Japan Atomic Energy Agency, ⁵Fukushima Univ.

東電福島第一原子力発電所作業者の水晶体等価線量評価法の検討

(1) 人体形状ファントムを用いたフィールド試験

Study of Eye Lens Dosimetry for Workers at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1) Results of field experiments using an anthropomorphic phantom

*星 勝也¹, 辻村 憲雄¹, 青木 克憲¹, 吉富 寛¹, 谷村 嘉彦¹, 横山 須美²

¹原子力機構, ²藤田医科大

簡易な人体形状ファントムと個人線量計を用いて、東京電力福島第一原子力発電所において、フィールド試験を実施した。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所，水晶体等価線量評価

1. 緒言 放射線業務従事者の適切な水晶体の等価線量モニタリング、管理及び防護の在り方を探ることを目的とし、各分野の実態調査を実施してきた。本研究では、簡易な人体形状ファントムと水晶体等価線量を評価可能な個人線量計を用いて、東京電力福島第一原子力発電所においてフィールド試験を実施した。

2. 測定 人体形状ファントムは、頭部と頸部が2つのポリエチレン円柱（ $\phi 20\text{ cm} \times 20\text{ cm}$ 及び $\phi 12\text{ cm} \times 8\text{ cm}$ ）、胴体部がアクリル平板（ $30\text{ cm} \times 30\text{ cm} \times 15\text{ cm}$ ）で構成される。脚立に発泡スチロールブロックを乗せ、その上にファントムを設置した。地面から胴体部中心及び頭部中心までの高さは、それぞれ120 cm、153 cmである。同一箇所かつ同一時間帯に、以下に示す2組のファントムを設置した。一つは、ファントムの主たる向き（人体の正面に相当する）を線量率が高い方向へ向くように設置し、固定した条件。もう一つは、電動式回転台にファントムを乗せ、毎分1.25回の速度で回転させた条件である。胴体部の正面と背面には、パナソニック社の電子式個人線量計 ZP-1461 及び千代田テクノル社のガラスバッジ（GB）を取り付けた。また、頭部の正面と背面には、GB と千代田テクノル社の DOSIRIS 及び長瀬ランダウア社が開発中の Vision を取り付けた。ファントムは2号機と3号機の原子炉建屋の間の道路脇及び3号機原子炉建屋東側の空き地に設置した。測定場所に置いた時間は、4時間～6時間である。フィールド試験は、2018年3月と12月の2回実施した。12月の測定の際には、線量計を取り付けた胴体部を遮蔽ベストで覆い、その影響を調べた。

3. 結果 測定結果の一例として、2018年3月のフィールド試験で得られたデータを表1に示す。GBに着目して、頭部の線量計の3mm線量当量の指示値($H_p(3)$)と胴体部の線量計の1cm線量当量の指示値($H_p(10)$)の比（頭／胸）を求めると、静止及び回転条件において、1.1～1.2であった。全体的に回転条件の方が、頭／胸の比が大きくなる傾向が見られた。

表1：2号機と3号機間の道路に設置したファントムの線量計指示値（単位：mSv）

	線量計	静止（表側）	静止（裏側）	回転
頭部 $H_p(3)$ 指示値	GB	1.12～1.19	0.60～0.65	1.02～1.08
	DOSIRIS	1.21～1.24	0.66～0.76	1.07～1.13
	Vision	1.1	0.6	1.0
胴体 $H_p(10)$ 指示値	GB	1.06 (1.03*)	0.57 (0.57*)	0.89 (0.87*)
	ZP-1461	1.05	0.57	0.89～0.92

*：胴体に取り付けたGBについては、 $H_p(3)$ 指示値も併記した。

*Katsuya Hoshi¹, Norio Tsujimura¹, Katsunori Aoki¹, Hiroshi Yoshitomi¹, Yoshihiko Tanimura¹ and Sumi Yokoyama²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Fujita Health Univ.

東電福島第一原子力発電所作業者の水晶体等価線量評価法の検討

(2) ファントム実験と作業着着用実験の関係

Study of Eye Lens Dosimetry for Workers at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) Relationship of the personal dosimetry obtained from phantom experiments and workers

*青木 克憲¹, 横山 須美², 星 勝也¹, 吉富 寛¹, 谷村 嘉彦¹, 辻村 憲雄¹

¹原子力機構, ²藤田医科大学

東電福島第一原子力発電所において、作業着の水晶体線量計の着用実験及びファントムを用いた再現実験を実施した。その結果、着用実験、ファントム実験ともに頭部の線量は胸部に対して 1.3 倍程度であった。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所、水晶体等価線量評価

1. 緒言

水晶体の等価線量限度の引き下げが検討されており、放射線業務従事者に対する適切な水晶体等価線量評価法を検討しておく必要がある。本発表では、東京電力福島第一原子力発電所(以下、1F)において実施した作業着の水晶体被ばくの実態調査(水晶体線量計の着用実験)及び 1F で実施した人体形状ファントムと個人線量計を用いた再現実験(ファントム実験)の比較結果を報告する。

2. 水晶体線量計の着用実験

2017 年 11 月～12 月にかけて、1F 構内の高線量率 γ 線の作業場である 2 号機原子炉建屋周辺において水晶体線量計の着用実験を実施した。7 名の作業着に対して、頭部に千代田テクノルの 3mm 線量当量測定用の線量計(DOSIRIS)及び上腕部(遮蔽ベスト外側)に富士電機製の警報付個人線量計(APD)を装着して作業中の被ばく線量を測定した。

3. ファントムを用いた再現実験

ファントム実験は 2、3 号機原子炉建屋間の道路脇で実施した。ファントムの頭部及び上腕部(ファントム側面)に個人線量計を装着し、測定条件は静止・回転、遮蔽ベストの有・無しとした。ファントム設置位置の 1cm 線量当量率の高さ勾配(頭部/胸部)は、応用技研製の電離箱式サーベイメータで測定した結果、1.18 であった。なお、実際に作業が行われている場所での高さ勾配は 1.04 であった。

4. 結果と考察

今回の作業現場での被ばくジオメトリは、作業着の作業姿勢が常に変化すること、並びに報告者自身が着用した個人線量計の指示値の傾向から、ROT 条件を想定することが適切と考えられる。そこで、着用実験とファントム実験の比較には、回転ファントムの結果を採用した。上腕部 1cm 線量当量に対する頭部 3mm 線量当量の比は、着用実験では 1.02～1.54(平均 1.25 ± 0.17)、ファントム実験では遮蔽ベスト有りの条件で 1.40～1.50、遮蔽ベスト無しの条件で 1.53～1.61 であった。着用実験において 1cm 線量当量率の高さ勾配が無かったと仮定してファントム実験結果を高さ勾配で補正すると、遮蔽ベスト有りの条件で 1.19～1.28、遮蔽ベスト無しの条件で 1.30～1.37 となり、着用実験の結果に近い値となった。遮蔽ベストの有無での値の違いは、上腕部に装着した線量計の入射面の一部が遮蔽ベストに隠れて線量が低く測定され、遮蔽ベストの影響を受けない頭部線量との差がわずかに大きくなったことが一因と考えられた。

なお、本研究は平成 30 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業の一環として実施したものである。

* Katsunori Aoki¹, Sumi Yokoyama², Katsuya Hoshi¹, Hiroshi Yoshitomi¹, Yoshihiko Tanimura¹, and Norio Tsujimura¹

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² Fujita Health Univ.

線量評価に用いるサイズおよび形状の変更が可能な数値眼球モデルの開発

Development of a scalable and deformable stylized eye model for radiation dose assessment

*古田 琢哉¹, Daniel El Basha², Siva S. R. Iyer², Camilo M. Correa Alfonso², Wesley E. Bolch²

¹日本原子力研究開発機構, ²フロリダ大学

サイズおよび形状の変更が可能な数値眼球モデルを新たに開発し、モンテカルロ放射線輸送計算コード PHITS に実装した。標準的な放射線場で電子、光子および中性子の均一照射シミュレーションを実行し、眼球組織の吸収線量に眼球のサイズや変形が与える影響を解析した。

キーワード：線量評価, 眼球モデル, 数値ファントム, モンテカルロ, PHITS

1. 緒言

国際放射線防護委員会 (ICRP) により、2012 年に水晶体に対する年間線量限度の推奨値の引き下げが発表されて以降、眼球への線量評価への関心が高まり、その取り組みが進められている。その中で、数値眼球モデルをモンテカルロ放射線輸送計算コードと組み合わせて線量評価を行う研究が、国内外で数多く実施されてきた。しかしながら、人の眼球には多様性がある一方で、ほぼ全ての研究で標準的な一つの眼球モデルが採用されてきた。

2. サイズ変更および変形が可能な数値眼球モデル

本研究では大きさの変更および変形が可能な数値眼球モデルを新たに開発した[1]。このモデルでは観測可能な物理パラメータを基に解析関数により眼球組織を表現する (図 1)。物理パラメータには最新の情報を文献から採用し、眼球のサイズや変形に応じて変動するパラメータを容易に測定可能な眼球の軸長とディオプトリ (屈折力) の関数で表した。すなわち、眼球の軸長とディオプトリを与えることで、眼球のサイズと変形が調整されるモデルである。

3. 眼球モデルを用いた線量評価

標準、大きめ、小さめ、近視、遠視の 5 個の眼球モデルを用意し、正面から単色の均一放射線 (電子線、光子線、中性子線) を照射するシミュレーションをモンテカルロ放射線輸送計算コード PHITS[2]により実行した。眼球内の各組織の線量値を計算することで、眼球のサイズや形状の違いによる吸収線量の変化を解析した。今回考慮した均一な放射線場においては、眼球組織の深さ位置が眼球の大きさや形状により変化し、これが吸収線量への大きな影響要因であることがわかった。

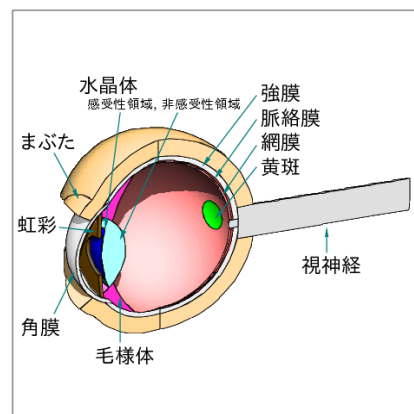


図 1 新たに開発した眼球モデル

参考文献

- [1] D. El Basha, T. Furuta, S. S. R. Iyer, and W. E. Bolch, Phys. “A scalable and deformable stylized model of the adult human eye for radiation dose assessment”, Med. Biol. 63 (2018) 105017
- [2] T. Sato et al., “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02” J. Nucl. Sci. Technol. 55 (2018) 684-90

*Takuya Furuta¹, Daniel El Basha², Siva S. R. Iyer², Camilo M. Correa Alfonso² and Wesley E. Bolch²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Univ. of Florida

水晶体被ばく線量測定における 1MeV 以上のβ線校正場の開発

Beta-particle fields above 1 MeV for calibrating the dosimeters in eye lens dosimetry

*加藤 昌弘, 黒澤 忠弘

産総研

ストロンチウム線源とアクリルフィルタを用いた方法およびルテニウム線源を用いて、1MeV 以上のβ線照射場を設定した。吸収線量率は外挿電離箱で測定した。これらの場合はβ線用線量計のエネルギー特性を調査するのに活用できるものと期待できる。

キーワード：β線、水晶体、線量測定、放射線防護

1. 緒言

水晶体等価線量の評価には 3mm 線量当量の測定が推奨されている。しかしβ線の 3mm 線量当量については線量計の校正や試験が可能な、概ね 1MeV 以上のエネルギーの照射場が Sr-90/Y-90 線源による 1 種類しかないという課題がある。そこで試験や校正に用いることができる 1MeV 以上のβ線校正場を開発した。

2. β線校正場の設定

2-1. 設定方法

線源は Sr-90/Y-90 線源(公称放射能 3.7 GBq)および Ru-106/Rh-106 線源(公称放射能 74 MBq)を用いた。Sr-90/Y-90 線源からのβ線はアクリル製のフィルタを組み合わせる手法[1]により、β線のエネルギーを低減した場を設定した。

2-2. 場の特性の測定

β線場の 70μm 組織吸収線量率および 3mm 組織吸収線量率は外挿電離箱で測定した。最大残留エネルギーおよび吸収散乱特性は、外挿電離箱の入射窓の前にポリエチレンテレフタレート(PET)製の様々な厚さのフィルタ(25 μm – 6 mm)を 1 枚あるいは複数枚設置し、PET フィルタの厚さの関数として電離電流値を測定することにより求めた。

3. 結論

求めた最大残留エネルギー及び組織吸収線量率を表に示す。これらの場合は3mm線量当量だけでなく 70μm 線量当量測定に用いるβ線用線量計のエネルギー特性を調査するのに活用できるものと期待できる。

謝辞

本研究の一部は平成 29 年度及び平成 30 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（眼の水晶体等価線量評価に用いる線量計の試験校正手法の開発）事業によった。

表 β線場とその最大残留エネルギー(E_{res})および組織吸収線量率($\dot{D}$)

線源核種	フィルタ	E_{res} (MeV)	$\dot{D}$ (0.07) (mGy/h)	$\dot{D}$ (3) (mGy/h)	$\dot{D}$ (3)/ $\dot{D}$ (0.07)
Sr-90/Y-90	4mm	1.3	112	9.8	0.088
Sr-90/Y-90	3mm	1.5	233	36.8	0.165
Ru-106/Rh-106	なし	2.9	14.8	9.8	0.66

参考文献

[1] JIS Z 4514:2010 β線組織吸収線量測定器及び線量当量測定器の校正方法

*Masahiro Kato, Tadahiro Kurosawa, National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

[2H15-20] Internal Exposure and Radiation Medicine

Chair: Sumi Yokoyama (Fujita Health Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 4:25 PM - 6:00 PM Room H (Common Education Bldg. 2 2F No.27)

[2H15] Development of internal-dosimetry code based on ICRP 2007 Recommendations

*Fumiaki Takahashi¹, Kaoru Sato¹, Yosuke Shima², Kentaro Manabe¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. V.I.C.)

4:25 PM - 4:40 PM

[2H16] Development of internal-dosimetry code based on ICRP 2007 Recommendations

*Kentaro Manabe¹, Yosuke Shima², Kaoru Sato¹, Fumiaki Takahashi¹ (1. JAEA, 2. VIC)

4:40 PM - 4:55 PM

[2H17] Development of thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers

*Yoshihiko Tanimura¹, Sho Nishino¹, Hiroshi Yoshitomi¹, Masa Takahashi¹ (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[2H18] Two-dimensional CT Image Prediction from tracking with optical flow and linear regression for X ray lung radiotherapy

*Michel Pohl¹, Mitsuru Uesaka¹, Kazuyuki Demachi¹, Ritu Bhusal Chhatkuli², Akihiro Haga³ (1. Graduate School of Engineering, The University of Tokyo, 2. National Institute of Radiological Sciences, 3. Graduate School of Biomedical Sciences, Tokushima University)

5:10 PM - 5:25 PM

[2H19] Fundamental Research on DNA Analysis Irradiated by He Ion Microbeam for α -ray Therapy

*Masaya Sakai¹, Tokihiro Ikeda², Akira Yasui³, Natsuko Chiba³, Kento Takemoto¹, Mitsuru Uesaka¹ (1. Tokyo Univ., 2. RIKEN, 3. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[2H20] Damage to human Cells by tritium

*Daiki Tsuchida¹, Yuji Torikai¹, Qing-Li Zhao², Miki Syoji², Takashi Kondo² (1. Ibaraki University, 2. Toyama University)

5:40 PM - 5:55 PM

ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発

(1) 線量計算機能の開発 -平成 30 年度の進捗状況-

Development of internal-dosimetry code based on ICRP 2007 Recommendations

(1) Development of Dose Coefficient Calculation Function -Progress in FY2018-

*高橋 史明¹, 佐藤 薫¹, 嶋 洋祐², 真辺 健太郎¹

¹原子力機構, ²V.I.C.

原子力機構では、国際放射線防護委員会(ICRP)の 2007 年勧告に対応した内部被ばく線量評価コードの開発を進めている。本発表では、2007 年勧告に準拠する線量評価モデルやデータに基づいて、内部被ばく線量評価に用いる線量係数を計算する機能の開発に関する平成 30 年度の進捗を報告する。

キーワード : 内部被ばく、線量評価、国際放射線防護委員会、線量係数、OIR part 3

1. はじめに 現在、国内の放射線規制へ ICRP2007 年勧告の取入れに関する検討が進められている。原子力機構では、原子力規制委員会からの受託事業により、内部被ばくによる放射線障害を防止するための基準値の見直しに資するため、平成 29 年度からの 4 か年計画で、2007 年勧告に準拠した内部被ばく線量評価を可能とするコードの開発を進めている。本発表では、今年度に進めたコードの線量係数計算機能の改良及び設計を報告する。

2. 方法 平成 29 年度までに OIR (Occupational Intakes of Radionuclides) part 2[1]へ収録された 14 元素について、開発した線量係数計算機能が実効線量係数を正確に計算することを検証した。そこで、今年度は平成 30 年に公開された ICRP の OIR part 3[2]へ対応するための機能の改良を行うとともに、ICRP が今後公開するモデルへ対応するためのコード拡張等を想定した設計を進めた。

OIR part 3 へ対応するため、掲載された各元素で固有の体内動態を表すモデル(組織系動態モデル)等を実装した。また、ウラン系列やトリウム系列が含まれた理由により、摂取核種(親核種)が体内で崩壊し、子孫核種が同一元素となる条件が生じたため、計算アルゴリズムを若干見直した。改良した機能の妥当性は、摂取経路や化学形の違いを考慮した 885 ケースの実効線量係数を計算し、OIR Data Viewer の数値と比較することにより検証した。

一方、ICRP から今後公開される線量評価モデルとして、作業者(OIR parts 2 及び 3 に掲載されていない元素)、公衆(全元素)に対する組織系動態モデル等がある。そこで、新たに追加される各元素の化学形、体内動態を表現するコンパートメント名等を正確に認識するため、これらの情報を ID 番号の付与等により認識するファイルでコードを拡張することとした。また、新旧の線量係数の差異への影響因子に関する調査や日本人の特性を考慮した線量計算を可能とするため、1990 年勧告に準拠した線量評価モデルやデータ及び日本人パラメータによる計算も可能なディレクトリ構造とした。

3. 結果 改良した機能は、OIR Data Viewer の実効線量係数をほぼ全ての条件で正確に再現している。また、今後の ICRP による新しい線量評価モデルやデータの公開に対応し、実効線量係数等を継続的に計算できる機能の拡張が可能となった。

本件は、原子力規制委員会「平成30年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

参考文献

[1] ICRP Publication 134 (2017), [2] ICRP Publication 137 (2018)

*Fumiaki Takahashi¹, Kaoru Sato¹, Yosuke Shima² and Kentaro Manabe¹

¹JAEA, ²V.I.C.

ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発

(2) 核種摂取量推定機能の開発 -平成 30 年度の進捗状況-

Development of Internal-dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations

(2) Development of Function for Estimating Intake of Radionuclides -Progress in FY2018-

*真辺 健太郎¹, 嶋 洋佑², 佐藤 薫¹, 高橋 史明¹¹原子力機構, ²VIC

国際放射線防護委員会 (ICRP) 2007 年勧告に従う内部被ばく線量評価のためのモデル・データに基づき、モニタリング値から放射性核種の摂取量を推定する機能の開発を進めた。

キーワード： 内部被ばく, 線量評価, 国際放射線防護委員会, 放射性核種の摂取量, モニタリング

1. 緒言 原子力、放射線施設等における作業者の個人線量管理や、事故等で放射性核種を体内に取り込んだ際の内部被ばく線量評価では、全身カウンタ、バイオアッセイ等のモニタリング結果から放射性核種の摂取量を推定する。本研究では、平成 29 年度に実施した核種摂取量推定機能の概念設計に基づき、放射性核種の体内動態モデルを用いて 1 Bq の核種を摂取した際の体内残留放射能、排泄率等の時間推移（放射能予測値）を評価し、放射能予測値とモニタリング値から摂取量を推定する基本機能を開発した。

2. 摂取量推定方法 図 1 に示す摂取量推定の概念図のように、摂取量推定とは、1 Bq 摂取時の放射能予測値の摂取量 I_i による加重和がモニタリング値を最も精度よく再現する I_i の組合せを決定することである。本機能では、1 回又は複数回の急性摂取に対し摂取量を推定可能とし、慢性摂取については 1 日あたりの摂取量の繰り返し摂取として取り扱う。摂取量推定に必要な入力値は、摂取時期、モニタリング値とその偏差タイプ（なし、正規分布、対数正規分布）及びタイプに応じた偏差、並びに放射能予測値である。予測値は、当該機能を実装する内部被ばく線量評価コードで開発中の線量係数計算機能を利用する。また、最尤推定法に基づいて摂取量を求める行列方程式を導出し、特異値分解を用いて解くことにより、摂取量を推定する。特異値分解の計算には、本コードの開発言語である Java 言語で開発された la4j (version 0.6.0) を利用する。

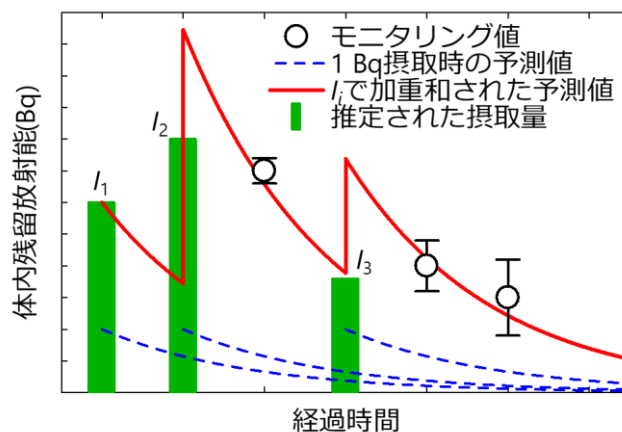


図 1 摂取量推定の概念図

3. 機能の検証 IDEAS ガイダンス^[1]や IMBA コード^[2]の例題を対象とし、本機能による推定結果を文献値と比較することで本機能の妥当性を検証することとした。発表では、数例の比較結果について報告する。

本件は、原子力規制委員会「平成 30 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

参考文献

[1] EURADOS Report 2013-01 (2013). [2] IMBA Professional Plus (ver. 4.0) User Manual Appendix B (2005).

*Kentaro Manabe¹, Yosuke Shima², Kaoru Sato¹ and Fumiaki Takahashi¹

¹JAEA, ²VIC.

エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発

(4) 試作機の製作と特性試験

Development of thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers

(4) Fabrication and characteristic test of the prototype monitor

*谷村 嘉彦¹, 西野 翔¹, 吉富 寛¹, 高橋 聖¹

¹原子力機構

γ 線スペクトロメータと検出器用遮蔽体を組み合わせたエネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタ試作機を開発し、 γ 線標準校正場を用いた試験と及び数値ファントムを用いた計算によりその特性を試験した。

キーワード：甲状腺，放射性ヨウ素，内部被ばく，CdZnTe 検出器，LaBr₃(Ce)検出器

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、原子力施設での事故等の高バックグラウンド線量率下において、公衆及び作業員の甲状腺の内部被ばく線量を測定するために、 γ 線スペクトロメータを用いたエネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタ（甲状腺モニタ）を開発している。これまでに、 γ 線標準校正場及びシミュレーション計算を用いて検出器の選定と遮蔽体材質・厚さの最適化を行ってきた^[1]。今回、CdZnTe 検出器を用いた作業員用及び LaBr₃(Ce)検出器を用いた公衆用の 2 種類の甲状腺モニタについて、周辺遮へい体と 2 個の検出器で構成される試作機を製作し、 γ 線標準校正場等を利用してその特性を試験した。さらに、高バックグラウンド線量率下での使用を考慮して、バックグラウンド放射線の補正法を検討した。

2. 甲状腺モニタ試作機特性試験とバックグラウンド補正法の開発

試作した甲状腺モニタの写真を図 1 に示す。試作機について ¹³¹I からの γ 線を模擬した ¹³³Ba 線源を用いて、高線量率下における遮蔽効果等の特性を放射線標準施設棟の γ 線標準校正場において試験した。また、年齢別数値ファントムを用いた計算により、試作した甲状腺モニタの検出効率を評価し、甲状腺等価線量を十分な精度で測定できることを確認した。さらに、バックグラウンド放射線が測定に与える影響について、甲状腺モニタの校正に用いるアクリル樹脂（PMMA）製簡易頸部ファントムを活用して補正する手法を開発した。

3. 結論

甲状腺モニタの試作機について、 γ 線標準校正場における試験と年齢別数値ファントムを用いた計算から、必要な遮蔽性能及び検出効率を有していることを確認した。また、事故時のバックグラウンド放射線の補正法を開発した。これにより、甲状腺モニタの実用化へのめどを得た。

本件は、原子力規制委員会「平成 30 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（事故等緊急時における内部被ばく線量迅速評価法の開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

参考文献

[1] 谷村嘉彦他：日本原子力学会 2018 年春の年会 1E08～1E10「エネルギー分析型甲状腺放射線ヨウ素モニタの開発(1)～(3)」(2018 年 3 月大阪大学)

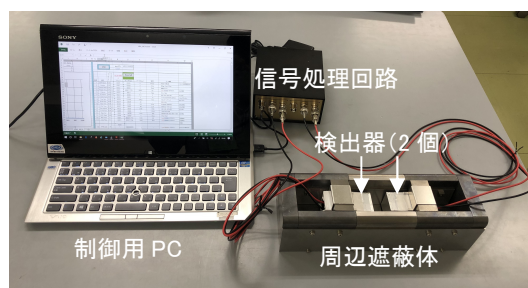


図 1 甲状腺モニタ試作機の写真

*Yoshihiko Tanimura¹, Sho Nishino¹, Hiroshi Yoshitomi¹ and Masa Takahashi¹

¹Japan Atomic Energy Agency

Two-dimensional CT Image Prediction

from tracking with optical flow and linear regression for X ray lung radiotherapy

*Pohl Michel¹, Uesaka Mitsuru¹, Demachi Kazuyuki¹, Chhatkuli Ritu Bhusal² and Haga Akihiro³

¹ The University of Tokyo, Graduate School of Engineering

² National Institute of Radiological Sciences

³ Tokushima University, Graduate School of Biomedical Sciences

During lung cancer with radiotherapy, the radiation delivered to healthy tissues around the tumor need to be minimized which is difficult because of the breathing motion and the treatment machine latency. This work presents a new method for predicting chest images from limited information based on multiple points position tracking and prediction through optical flow and linear models.

Keywords : Optical flow, Linear Regression, Lung Cancer, Radiotherapy

1. Introduction

During the treatment of lung cancer with radiotherapy, positioning the X-ray beam correctly to minimize damage to healthy tissues is difficult because of the tumor motion due to breathing. Image-guided radiotherapy systems, such as the Elekta Synergy XVI, can provide chest images during the treatment but they are subject to a latency of approximately 100ms due to signal acquisition, etc. As a consequence, the real tumor position at a certain time and its position as shown in the image acquired at the same time differs, which entails uncertainty in the radiation delivery. This in turn reduces the efficiency of the treatment as well as increases irradiation to sound tissues. In this work, we present a method to predict two-dimensional chest images of a breathing patient with a lung tumor, to compensate such latency.

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 pyramidal Lukas-Kanade technique [1]. Then, linear regression is used to relate the relative motion of any pixel in the initial image to the motion of three selected pixels near the tumor. The displacement of the latter during one breathing cycle is shown in Fig. 1. The image sequence is repeated to compensate for the scarcity of available data, and a linear predictor [2] is trained to predict the coordinates of the selected points. The linear predictor and the linear relationship between the motion of any pixel and the selected pixels is used to predict the motion of any pixel. Finally, predicted images are reconstructed from the initial image and the predicted motion using forward-warping with a Gaussian kernel. Prediction results are evaluated using 10 successive images of the repeated sequence.

3. Results and Discussion

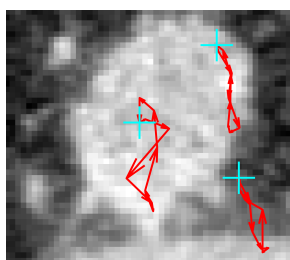


Fig. 1. Selection of three initial points around the tumor and their trajectories based on optical flow

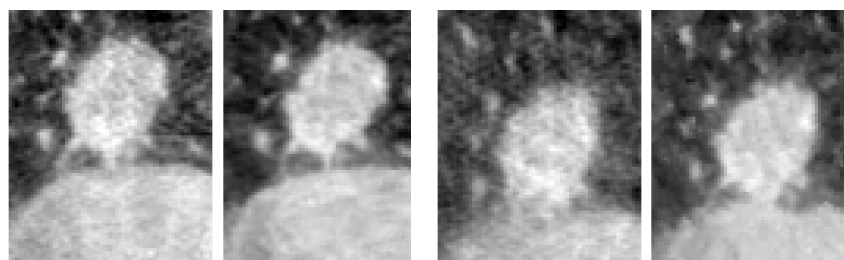


Fig. 2 Comparison between real images and images predicted using the 3 trajectories in Fig. 1.

The position of the tumor in the predicted images is similar to its position in the original images (Fig. 2), but we notice difference in their texture and brightness. The high cross-correlation between the initial and predicted images is equal to 0.968 ± 0.017 also indicates a good similarity between the two sets of images. Predicting 10 chest images with Matlab takes 2.38s on a computer with Intel Core i3 3.7 GHz with 12 Gb RAM.

3. Summary

We presented an algorithm which predicts successive 2D cross-section images of the chest of a patient with lung tumor using only the first image of the sequence and the trajectories of a few points, obtained through optical flow. This is a step towards latency compensation in lung cancer radiotherapy.

References

- [1] Bouguet, Jean-Yves, "Pyramidal implementation of the Lucas Kanade Feature Tracker, Description of the algorithm" Intel Corporation, Microprocessor Research Labs (2000)
- [2] Lee, Suk Jin, and Yuichi Motai. *Prediction and classification of respiratory motion*, Springer, (2014)

α 線治療のための He イオンマイクロビーム DNA 照射分析の基礎研究

Fundamental Research on DNA Irradiation Analysis with He Ion Microbeam for α -ray Therapy

*酒井 雅哉¹, 池田 時浩², 安井 明³, 千葉 奈津子³, 竹本 健人¹, 上坂 充¹

¹ 東京大学, ² 理化学研究所, ³ 東北大学

RI α 線治療を念頭におき、U2OS 細胞核内 DNA 損傷のタンパク質修復機構の時分割観察と分析を、密封 Am241 α 線(5.49MeV, 水中飛程: 40.9 μ m)と理化学研究所で、ペレトロン加速器を用いた He²⁺ ガラスキャピラリーマイクロビーム照射にて、実施する。DNA 損傷の修復機構の可視化し、統計解析から生物的影響と α 線治療応用の考察を行う。

キーワード: 細胞照射, イオンマイクロビーム, ガラスキャピラリー, RI α 線治療, DNA 修復

1. 緒言

がんの治療法の一つに放射線療法があり、粒子線治療は、生体内で光子線と比較して正常組織への被曝を最小限に抑え、がんの病巣部にピンポイントで照射できるというメリットがある。しかし、その一方で、生体の低線量被曝の影響はいまだ解明されていないことも多い。本研究では、まずは東北大学加齢医学研究所の DNA 修復たんぱく質の分布の時分割分析システムを使って、密封 Am241 α 線による観察・分析を行い、つぎに He²⁺ ガラスキャピラリーマイクロビームを用いた線状の照射における、細胞核内 DNA 修復の時分割かつ定量的な影響評価を行う。

2. 実験

ペレトロン加速器を用いたガラスキャピラリーマイクロビーム照射実験の準備実験として、Am241 α 線による DNA 照射実験を行い、修復タンパク(XRCC1)の集積の分布を照射前後で比較した。照射時間は 30 分間で行い、修復タンパクが照射前から高密度で分布していたため照射およびダメージが可視化できることを確認するために他の色でヒットポイントが見えるような工夫を施した。結果を図 1 に示す。図 1 の照射された細胞の白いスポットを損傷箇所として仮定し、画像解析より照射ありの方が 10 箇所以上多くのスポットが測定された。これにより、培養液内の細胞に照射する際の α 線の飛程を考慮したセットアップが確かめられた。

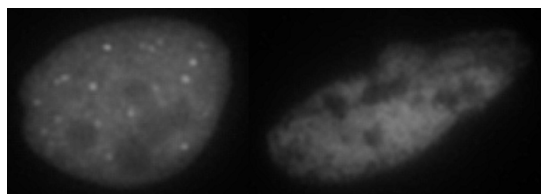


図 1. 照射後の細胞(左)と非照射細胞(右)

次の実験は 30 分毎に細胞を固定し、XRCC1 分布の違いを観察・分析する。そのあとは He²⁺ ガラスキャピラリーマイクロビームを核内で線状にスキャンして、マクロ的な DNA 損傷分布の違いを作り、XRCC1 の分布の時間変化を観察する。結果の詳細は当日発表する。

3. まとめ

密封 Am241 での細胞 DNA 修復タンパク(XRCC1)の集積の分布が得られた。次に密封 Am241 時分割観察、He²⁺ ガラスキャピラリーマイクロビーム線状スキャン照射での分布の観察・分析を行う。

*Masaya Sakai¹, Tokihiro Ikeda², Akira Yasui³, Natsuko Chiba³, Kento Takemoto¹ and Mitsuru Uesaka¹

¹Univ. Tokyo, ²RIKEN, ³Tohoku Univ.

トリチウムのヒト細胞への影響 PHITS を用いた細胞核線量率の計算

Damage to human Cells by tritium

Calculation of cell nucleus dose by PHITS

*土田 大貴¹, 鳥養 祐二¹, 趙 慶利², 庄司 美樹², 近藤 隆²

¹茨城大学大学院, ²富山大学

トリチウムを用いてヒト細胞を培養し、トリチウム濃度と細胞生存率の関係を求めた。放射線輸送計算コード PHITS を用いて、細胞核線量を計算し、照射線量と細胞生存率の関係を求めた。

キーワード: トリチウム, 生物影響

1. 緒言

トリチウムの人体影響を見積もるため、トリチウム水(HTO)及び、トリチウムチミジンでヒト細胞を培養し、トリチウム濃度と生存率の関係を検討した。また、放射線輸送計算コード PHITS を用いてトリチウムが細胞に均質に存在する場合と、細胞核内に存在する場合の細胞核線量率を求め、両者から照射線量と細胞生存率の関係を求めた。

2. 実験

同仁化学研究所(株)の Cell Counting Kit-8 を用いて、放射線感受性の異なるヒト白血球細胞 Molt-4(高感受性), U-937 (低感受性) をトリチウム水(HTO)及びトリチウムチミジン溶液を用いて培養した。トリチウム濃度は 37~3364 kBe/ml の範囲で測定した。また、細胞核線量率は PHITS を用いて、理想細胞にトリチウムが均質に存在する場合と細胞核内に存在する場合について計算した。

3. 結果・考察

図1はMolt-4とU-937をHTOとトリチウムチミジン中で培養した時のトリチウム濃度と細胞生存率との関係を示す。トリチウムチミジンとHTO中で細胞を培養した結果、同じ濃度でもトリチウムチミジンのほうが細胞生存率を大きく低下させた。これは、トリチウムチミジンがDNAに特異的に取り込まれるというこれまでの報告通りである。PHITSを用いて細胞核線量率を計算した結果、トリチウム水では0.124 mGy/sec、トリチウムチミジンは1.47 mGy/secであった。図1には計算した細胞核線量を合わせて示した。トリチウム水の場合

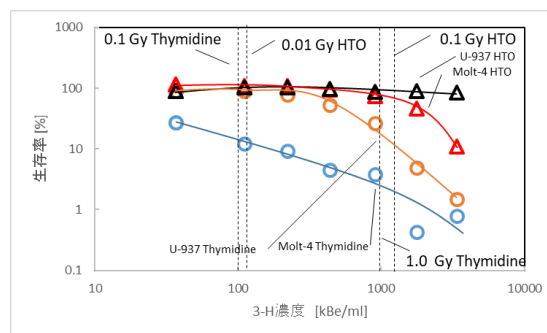


図1. Molt-4 and U-937 24 h

合は0.1 Gy程度の線量では影響がなかったがトリチウムチミジンでは0.1 Gy以下でも影響があった。トリチウム水で培養した場合、放射線感受性の高いMolt-4でも900 kBe/ml程度では生存率が低下したのに対し、感受性の低いU-937では3364 kBe/ml程度ですら生存率は低下しなかった。

4. 参考文献

- [1] Bing Wang, et al. Induction of apoptosis by beta radiation from tritium compounds in mouse embryonic brain cells
- [2] Takeo Yamaguchi, et al. Induction of Malignant transformation in mouse 10T1/2 cells by low-dose-rate exposure to tritiated water and gamma-rays at two different temperatures, 4°C and 37°C

*Daiki Tsuchida¹, Yuji Torikai¹, Qing-Li Zhao², Miki Syoji², Takashi Kondo²

¹Ibaraki Univ., ²Toyama Univ.

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

[2I01-05] Fukushima Daiichi

Chair: Koji Nishida (INSS)

Thu. Mar 21, 2019 9:30 AM - 10:45 AM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[2I01] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

*Hidetoshi Karasawa¹, Shunsuke Uchida¹, Chiaki Kino¹, Marco Pellegrini¹, Masanori Naito¹ (1. IAE)

9:30 AM - 9:45 AM

[2I02] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

*Shunsuke Uchida¹, Hidetoshi Karasawa¹, Chiaki Kino¹, Marco Pellegrini¹, Masanori Naitoh¹ (1. IAE)

9:45 AM - 10:00 AM

[2I03] Development of long term FP behavior analysis method for TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Chiaki Kino¹, Hidetoshi Karasawa^{1,2}, Shunsuke Uchida^{1,2}, Shunichiro Nishioka², Masahiko Ohsaka² (1. IAE, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2I04] Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Masashi Himi¹, Naotoshi Tominaga¹, Yoko Yamane¹, Keigo Murata¹, Koichi Nakamura² (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[2I05] Sensitivity Analyses on Hydrogen Explosion at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 4

*Takeshi Nishimura¹, Akitoshi Hotta¹ (1. S/NRA/R)

10:30 AM - 10:45 AM

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
25. SAMPSON コードによる 1~3 号機格納容器内の FP 挙動解析

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

25. FP Behavior Analysis in the PCV of the Unit 1-3 with SAMPSON code

*唐澤 英年¹, 内田 俊介¹, 木野 千晶¹, ペルグリニ マルコ¹, 内藤 正則¹

¹エネ総研

SAMPSON コードを用いて格納容器(PCV)内の FP 挙動を解析し、FP の化学形態別の沈着量分布を求めた。1~3 号機の比較から、事故シナリオによる化学形態別沈着挙動の差について検討した。また、化学形態を決める熱化学平衡計算の妥当性について検討した。

キーワード：原子力発電プラント、過酷事故、ソースターム、核分裂生成物

1. 緒言

SAMPSON コードを用いて、1~3 号機を対象に事故発生後約 500 時間までの FP 挙動を解析した。これまで、1 号機[1]と 2 号機[2]の FP 沈着挙動を紹介した。今回は、3 号機を中心に FP 挙動を検討した。FP の化学形態は熱化学平衡計算により求め、FP は気体の流れに伴って移動し、エアロゾル形成・凝縮・沈着の計算を行った。炉心以外の圧力容器(RPV)内でも気体温度が高いため、CsI や Cs は水蒸気と反応する可能性がある。このため、化学形態別の沈着挙動を検討し、化学形態を決めるモデルの妥当性を検討した。

2. 実機解析結果

1F3 の解析では、熱化学平衡計算で求めた Cs の化学形態は Cs 単体;57%, Cs₂MoO₄;40%, CsI;2%, CsOH;1% で、I の化学形態は HI;44%, I 単体;27%, CsI;23%, HOI;5%, I₂;1%であった。初期インベントリーに対する Cs の主な沈着割合は、表 1 に示すように、RPV 内では蒸気圧の低い Cs₂MoO₄ が気相より低温の壁に約 17%沈着し、WW には Cs 全体の約 80%がスクラビング効果及び壁への沈着であった。また、DW には気相と壁との温度差が小さいため Cs 全体で約 1%沈着した。環境へは、Cs 単体が 0.33%、Cs₂MoO₄ が 0.02%放出した。初期インベントリーに対する I の分布に関しては、HI/HOI/CsI が RPV 内に約 5%、WW に約 67%沈着した。DW には I 単体が約 4%沈着し、環境には単体 I と I₂ が約 24%放出した。

単体で生成した Cs と I は、高温の水蒸気雰囲気下では、水蒸気と反応して CsOH や HI/HOI を生成すると考えられる。しかし、CsOH と酸化モリブデンが反応して Cs₂MoO₄ を生成することは考えにくい。従って、炉心から流出した Cs や I の担体が水蒸気と反応すると、環境への Cs や I の放出割合が変化すると考えられる。今後、燃料からの化学形態を考慮した FP 放出モデルを検討していく。なお、I に関しては、HOI の加水分解や I イオンの放射線酸化による I₂ の生成を考慮していない。

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（総合的な炉内状況把握の高度化）」で実施した解析結果を用いた。

表 1 1F3 における化学形態別 Cs 分布 (%)

	Cs 単体	CsOH	Cs ₂ MoO ₄	CsI
RPV	1.10	0.36	16.85	0.06
DW	0.67	0.09	0.12	0.00
WW	55.54	0.17	22.72	1.88
R/B	0.07	0.00	0.00	0.00
環境	0.33	0.00	0.02	0.00

参考文献：[1] 2018 年会、1B18、[2] 2018 秋の大会、2107

*Hidetoshi Karasaw¹, Shunsuke Uchida¹, Chiaki Kino¹, Marco Pellegrini¹, and Masanori Naitoh¹

¹Institute of Applied Energy.

「原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価」

26. CAMS データによる 1-3 号機 FP 挙動解析結果の妥当性検証

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

26. Validation of the analytical results on FP behavior in the Units 1- 3 by comparing with CAMS data

*内田 俊介¹, 唐澤 英年¹, 木野 千晶¹, ペルグリニ マルコ¹, 内藤 正則¹

¹エネ総研

これまでの 1、2 号機に加えて、3 号機についても、SAMPSON コードで求めた D/W および S/C 内の FP の質量分布から CAMS 位置での線量率を計算し、実測値と比較した。セシウム、ヨウ素の化学形態の細分化の結果、FP の分布は 1、2 号機の場合と異なる傾向を示し、線量率の計算結果と実測の乖離が顕在化した。

キーワード：福島第一原子力発電所、核分裂生成物、セシウム、CAMS、線量率

1. 緒言

1 号機では、セシウムの化学形態として Cs_2MoO_4 を加えた。従来の CsOH と CsI のみを取り扱った 2 号機の結果との比較では、いずれも D/W および C/S の CAMS での線量率測定の結果を適切に説明することができた。3 号機では、1 号機と同様に、 Cs_2MoO_4 を加えて計算を行ない CAMS 位置での線量率を行った。

2. SA 解析コードの結果から線量率への変換

Conversion factor を用いた評価手法及び評価方法は前報[1,2]と同じである。SAMPSON コードで求めた、FP 分布 (kg) 初期比放射能、時間減衰を加味して、主要核種の放射能 (Bq) を算出し、点減衰核積分法 (QAD-CGGP2) を用いて導出した conversion factor を用いて線量率 (Sv/h) を算出した。

3. 解析結果の妥当性評価

D/W および S/C の CAMS 位置での線量率の計算値と実測値を図 1 に示す。

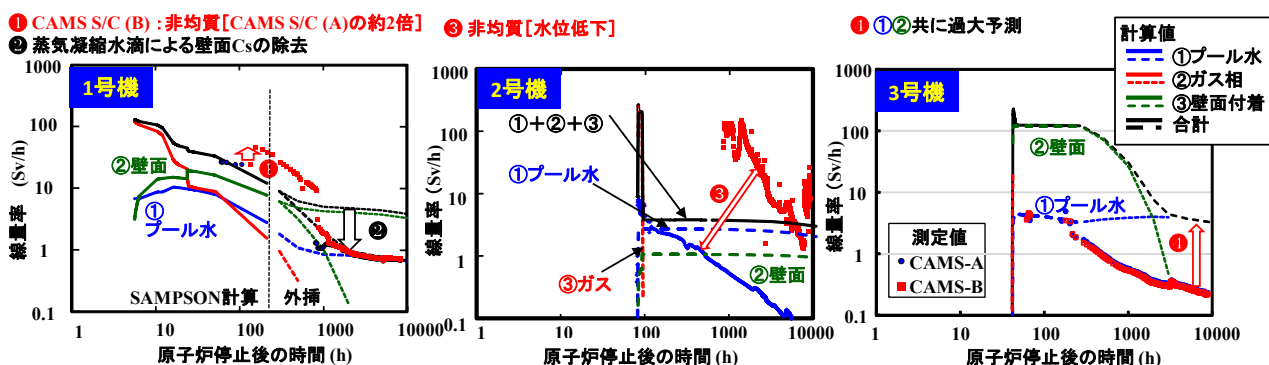


図1 1-3号機のS/C CAMS線量率の実測値とSAMPSONコードによるFP分布予測に基づく計算値

1 号機は、S/C 壁面に付着した Cs の凝縮蒸気によるプール水中への移行を仮定することにより、SAMPSON による FP 分布の解析を適切に説明できた[1]。2 号機は実機での A、B 系統の挙動の相違が大きく、この差異の評価が未達であった[2]。一方、3 号機では両系統の測定値の差異はないが、S/C への移行量を課題に評価し過ぎていた。D/W の線量率については、S/C の場合とほぼ同様の評価である。1、2 号機については、ほぼ満足できる線量率の計算結果が得られたが、3 号機については、S/C の場合とは逆に、計算された線量率は実測値よりも低い値を示した。全体の Cs のマスバランスを見ると、Cs は Cs 単体の影響で、C/S 側に偏重して移行している。

4. まとめ

上記差異の要因は、新たに追加した Cs 単体の挙動にあるものと推定される。引き続き SAMPSON 計算における化学形態の影響評価を検討し、このギャップを埋める予定である。なお、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（総合的な炉内状況把握の高度化）」で解析した結果の一部を用いた。

【参考文献】

1. 内田ほか、原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価(22)、原子力学会 2018 年春の年会 1B19
2. 内田ほか、原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価(24)、原子力学会 2018 年秋の大会 2I08

*Shunsuke Uchida¹, Hidetoshi Karasawa¹, Chiaki Kino¹, Marco Pellegrini¹ and Masanori Naitoh¹

¹Institute of Applied Energy.

東京電力福島第一原子力発電所事故後の長期間 FP 移行挙動解析手法の検討

Development of Long term FP behavior Analysis Method

for TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*木野千晶¹, 唐澤英年^{1,2}, 内田俊介^{1,2}, 西岡俊一郎², 逢坂正彦²

¹エネ総工研, ²JAEA

シビアアクシデント解析コード SAMPSON をベースに事故後 10 年間の FP 挙動解析手法を開発した。本手法による汚染水評価はウェットウェル内でセシウム濃度が高くなる可能性を示唆している。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、廃炉、FP 分布、SAMPSON_

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置において、原子炉内の燃料デブリや核分裂生成物等の状況とその長期にわたる変化を推定・把握することは不可欠である。著者らは SAMPSON をベースに「廃炉解析コード」を開発し、水中に堆積しているデブリや壁面に付着したエアロゾルから水相へのセシウム移行挙動解析を実施している。本研究では、事故後 10 年間を対象とした熱水力・FP 移行挙動解析手法について検討する。

2. 解析手法

本研究では SAMPSON の現象解析モジュールである CVPA（格納容器内熱水力解析）、FPRA（FP 放出解析）、FPTA（FP 移行挙動解析）を使用する。デブリ内セシウムの追加放出も考慮可能である。格納容器ノーディングは設置許可申請書など公開文献を用いて本研究のために独自に作成し、注水がタービン建屋へ流れ込む水ルートも捕捉できる。注水条件は東京電力が公開している情報を基に設定した。解析期間はデブリ移行挙動がほぼ定常に達した時点以降（2011 年 4 月以降）を対象としている。熱水力解析の時間刻み幅は 0.1 秒を使用し、1 か月の計算を約 4 時間程度で実施可能となっている。

3. 試解析結果および考察

試解析から得られたドライウエル（D/W）・ウェットウェル（W/W）・タービン建屋（T/B）のセシウム（Cs）濃度を図 1 に示す。初期条件として、格納容器・建屋内に約 5800m³の水が存在し、セシウム濃度が平均的に $5.5 \times 10^{-4} \text{kg/m}^3$ と仮定した。注水

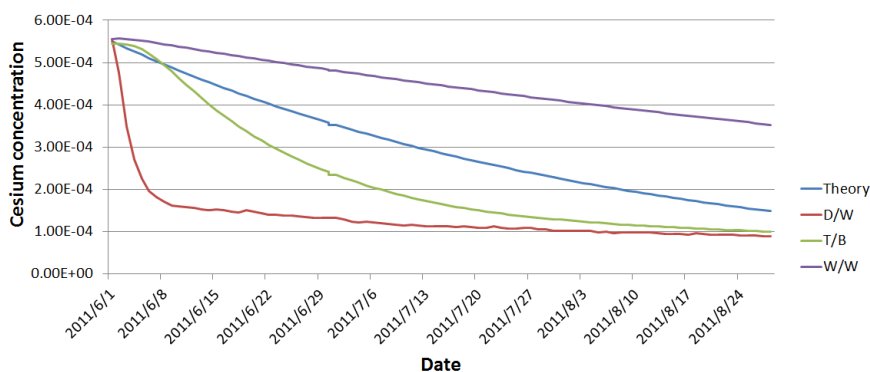


Fig.1 格納容器・建屋内のセシウム濃度

は 1.0kg/s とした。格納容器・建屋内の Cs 濃度が常に均一と仮定した理論解は exponential に減少するが、本解析結果は Cs 濃度が一定とならず、W/W の Cs 濃度は理論値に比べて遅れて減少し、T/B の Cs 濃度は理論値に比べて早く減少している。この結果は、W/W に淀んだ水に溜まった Cs が長期間に渡って拡散ベースで浸みだし、汚染水の Cs 生成項として長期間寄与する可能性を示唆している。

*Chiaki Kino¹, Hidetoshi Karasawa^{1,2}, Shunsuke Uchida^{1,2}, Shunichiro Nishioka² and Masahiko Ohsaka^{1,2}

¹IAE, ²JAEA.

福島第一原子力発電所のプラント状態の推測 (1) 雰囲気への放出放射性核種の測定値の分析

Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1) Analysis of measured values of released radionuclide into atmosphere

*氷見 正司¹, 富永 直利¹, 山根 陽子¹, 村田 景悟¹, 中村 康一²

¹アドバンスソフト, ²電中研

福島第一原子力発電所 1～3 号機のシビアアクシデントによる FP 放出挙動を整理し、分析して、炉心損傷状態を推測する。

キーワード：福島事故, 1～3 号機, シビアアクシデント, 炉心損傷, 放射性核種, Cs-137, I-131, Te-132

1. 目的 2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により福島第一原子力発電所 1～3 号機は、炉心溶融を伴うシビアアクシデントを経験した。事故の状況を把握するための分析作業が廃炉作業と同時に実施されている[1]。放射性核種の放出は事故時の炉心損傷状態を反映している。事故後の放射性核種の測定値を分析して、炉心損傷の状態を推測することを試みた。

2. 分析 図 1 に示すとおり、公表されている 2011 年 3 月の放射性核種の浮遊濃度[2]を集計した。気象条件によって福島第一から放出されて各測定地点に到達するまでの時間が異なるが、その差は考慮しなかった。測定地点の違いや、同じ測定地点でも計測時間ごとの気象条件により、プルーム中の放射性核種濃度が変化するので、絶対値を比較することは意味がないが、測定地点ごとの計測値を重ねて示すと、おおまかな挙動がわかる。小規模放出の後に大規模放出が起これば、小規模放出による浮遊核種は隠されてしまう。1F 周辺の市町村での測定値は、放出が起これなくとも、測定地点周辺の風向きの変化により浮遊量に見かけのピークを生じることがある。以上に注意して、測定値からプルーム中の放射性核種間の存在比を算出して図 1 に示した。その際、放射性核種の崩壊による減衰を 3/11 14:46 地震発生による炉停止時の値に換算し、内蔵量比から特定の放射性核種でなく放出元素の全量に換算した。数値は、燃料から環境へ放出されるまでのプラント状況を反映したものであり、Cs と I の放出量に違いから燃料温度と FP 化学形態を、また、I に対する Te の放出量の違いおよび Mo と Ba の放出量に違いから燃料の酸化割合を推測した。3/12 から 3/14 までの 1F1 損傷炉心からの放出、3/15 から 3/16 の 1F2 損傷炉心からの放出、3/20,21 および 3/25,27 の燃料デブリからの放出に注目して分析した。

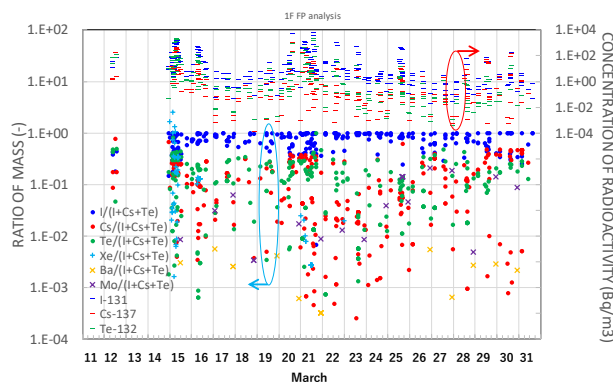


図 1 放射性核種の浮遊濃度と質量比

3. 結論 放射性核種の測定値から求めた元素の放出割合パターンから、炉心損傷状態を推測するのに利用できることが分かった。

参考文献

[1] 東電,第 5 回進捗報告,平成 29 年 12 月 25 日。

[2] G. Katata et al.,Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070, 2015 の参考文献, METI,MEXT,DOE,JCAC,RIKKEN,KEK,JAEA など。

*Masashi Himi¹, Naotoshi Tominaga¹, Yoko Yamane¹, Keigo Murata¹ and Koichi Nakamura²

¹AdvanceSoft Co., ²Central Research Institute of Electric Power Industry

東京電力福島第一原子力発電所 4 号機における水素爆発の感度解析

Sensitivity Analyses on Hydrogen Explosion at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 4

*西村 健、堀田 亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

東京電力福島第一原子力発電所 4 号機で発生した水素爆発について、爆発解析コードによる感度解析を実施した結果を紹介する。

キーワード：水素爆発、シビアアクシデント、爆発解析、東京電力福島第一原子力発電所事故

1. はじめに 東京電力福島第一原子力発電所 4 号機において発生した水素爆発に関して、原子力規制庁は 4 号機の水素爆発が発生した箇所について現地調査結果に基づき「床及び天井の損傷から、少なくとも 4 階南西部で強い爆発が発生したと考えられる。また、3 階北西部及び 5 階の 2 箇所についても床及び天井並びに壁の損傷等から、爆発があった可能性が考えられる。」と推定した[1]。一方、この推定では着火源や爆発に至るまでの火炎伝播の過程などのメカニズムは分かっていない。そこで、着火してから爆発に至るまでの挙動を数値実験するために、爆発解析コード FLACS により 4 号機原子炉建屋の水素爆発に関して感度解析を行った。本報告では、その一例を紹介する。

2. 感度解析 解析体系は、資料[1]等から排気ダクトを含めて 4 号機原子炉建屋構造を推定してモデル化し、気体濃度分布等の初期条件を設定するために以下の仮定の下に水素流入の予備解析を実施した。

- 4 号機原子炉建屋に流入する水素量は、野崎らの評価[2]を参考に 500 kg として、3 階床北東部に位置する排気ダクト昇り管内に境界条件を設定する。
- 流入する水素混合気はその組成が不明であるため、空気と混合して水素濃度 50%と仮定し、水蒸気は凝縮したものとしてその濃度を考慮しない。
- 水素混合気は 500 秒間に一定流量で全量流入し、流入終了後に 500 秒の静定期間を設定する。

予備解析の結果では、流入した水素が 3 階の排気口がある区画の天井付近に滞留しやすい傾向を示したが、静定期間を経て 3 階から 5 階にかけて 13%前後の水素濃度で概ね一様分布した。

爆発解析では、着火位置を 3 階または 4 階として 20 か所を想定した。外壁の喪失は考慮したが、天井・床、排気ダクトを含む内部構造物の変形は無視した。感度解析結果の例として 4 階東側区画中央付近で着火したケースの概要を述べる。火炎は 4 階東側区画南北の階段を通じて上下階に伝播し、南西の機器ハッチ開口部等を通じて上下階から 4 階西側区画に伝播する。4 階西側区画全域に火炎伝播するまでに 4 階及び 5 階で大きな圧力上昇があり、それによって 5 階及び 4 階の多くの壁が破壊される結果となった(図 1)。

他の着火位置のケースでも 4 階及び 5 階の壁が破壊されやすい傾向にあったが、着火位置により火炎の伝播経路が異なるために破壊される壁の位置に違いがあった。3 階壁は上階と比べて外壁が厚いため破壊される程度は小さかったが、3 階ではなく 4 階で着火した場合の方が 3 階東側壁の破壊がされやすい傾向が見られた。

なお、13%固定の水素濃度を 3 階から 5 階にかけて一様分布させ初期の対流の影響を無視した場合は、爆発的な燃焼に至らず大規模な外壁の破壊は見られなかった。本解析手法においては、建屋内に僅かに残存する乱流エネルギーが乱流燃焼速度に影響し、火炎伝播とその後の燃焼挙動に感度を与えたものと考えられる。今後、想定される 3 号機から流入する水素量をパラメータとした感度解析等を実施し、4 号機建屋の水素爆発のシナリオの検討を継続する予定である。

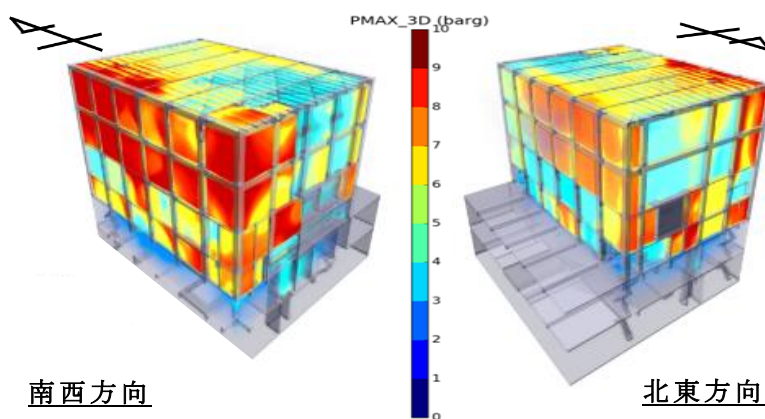


図 1 感度解析結果、最大圧力分布[bar, gage]

3. 謝辞 本解析では株式会社爆発研究所の吉田正典氏、石倉修一氏及び熊木竜也氏のご協力を頂いたのでここに謝意を表する。

参考文献

- [1] 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書、平成 26 年 10 月
 [2] 野崎ら、「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(95)」、日本原子力学会 2017 年秋の大会

*Takeshi Nishimura, Akitoshi Hotta

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

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

[2I06-11] Phase Change

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 10:45 AM - 12:15 PM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[2I06] Experimental Studies on Heat Transfer and Flow Characteristics in Microchannels

*Kazuya Goto¹, Kentaro Tanaka¹, Nariatsu Hujino¹, Tino Sawadi¹, Tatsuya Matsumoto¹, Wei Liu¹, Koji Morita¹ (1. Kyushu-University)

10:45 AM - 11:00 AM

[2I07] A study of copper oxidation for critical heat flux in downward-faced flow boiling

*Kai Wang¹, Koji Okamoto², Nejdet Erkan¹ (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Nuclear Professional School, The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[2I08] Experimental analysis of clad rewetting in downward water/air flow

*Marco Pellegrini¹, Tomio Okawa², Masanori Naitoh¹ (1. The Institute of Applied Energy, 2. University of Electrocommunications)

11:15 AM - 11:30 AM

[2I09] Effect of permittivity on microwave heating characteristics

*Shouhei Kobayashi¹, Shunya Fujita¹, Akiko Kaneko¹, Yutaka Abe¹, Tomohisa Yuasa¹, Tomoomi Segawa², Yoshiyuki Kato², Koichi Kawaguchi², Katsunori Ishii² (1. TSUKUBA Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

[2I10] Analysis of the Supersonic Steam Injector Performance and Two-phase Flow Modeling

*Shuichiro Miwa¹, Nozomu Akiyama¹ (1. Hokkaido University)

11:45 AM - 12:00 PM

[2I11] Study on dependency of pressure on boiling behavior on vertical heating surface in pool boiling

*Ayako Ono¹, Shinichiro Uesawa¹, Mitsuhiro Shibata¹, Hiroyuki Yoshida¹, Yasuo Koizumi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

12:00 PM - 12:15 PM

マイクロチャンネルにおける伝熱流動に関する実験的研究

Experimental Studies on Heat Transfer and Flow Characteristics in Microchannels

*後藤 和也¹, 田中 賢太郎¹, 藤野 成篤¹, Nugroho Tino Sawadi¹,
松元 達也¹, 劉 維¹, 守田 幸路¹
¹九州大学

本研究は、アスペクト比の小さい狭隘流路における圧力損失及び熱伝達特性を調べることを目的としている。本報では、単相流領域における実験結果を報告する。

キーワード：狭隘流路，マイクロチャンネル，アスペクト比，伝熱流動，熱伝達係数，圧力損失

1. 緒言 長期運転により原子炉構造物内で生じた亀裂による冷却材の流出は leak before break (LBB)現象として注目されている。また、原子炉シビアアクシデント時におけるデブリベッドと炉容器との間にできたわずかな流路は、事故時に原子炉下部プレナムの冷却に役立つと考えられている。これらの微小流路は、アスペクト比の非常に小さいマイクロ流路であり、その伝熱流動特性は、LBB 時における冷却材の流出量や系の圧力、またシビアアクシデント時におけるデブリベッドや下部炉容器の温度に影響を及ぼす。本研究は、実験データの少ないアスペクト比が非常に小さいマイクロチャンネル（等価直径 < 0.5mm）を用いて実験を実施し、その伝熱流動特性を調べる。

2. 試験体及び実験結果 試験体には、幅 2 mm、発熱長さ 40 mm、高さそれぞれ 0.1 mm, 0.15 mm 及び 0.2 mm の三つの矩形流路を用いた。表 1 にそのサイズを示す。本実験では、流路の下面を加熱する片方加熱とし、試験体を水循環ループに水平方向に設置して実験を実施した。

図 2 に試験体②及び③における摩擦係数の実験結果を示す。等価直径の大きい試験体③の摩擦係数は、従来の相関式に近い結果となっているが、等価直径の小さい試験体②は大きい摩擦係数を示している。図 3 に試験体②における熱伝達係数の実験結果を示す。乱流域では、従来の Dittus- Bolter 式[1]より大きく、Gnielinski 式[1]及び Petukhov 式[1]による評価結果に近い値となっている。また、層流領域では、等価直径 0.5 mm 以上の狭隘流路での使用が推薦されている Bejan 式[2]が適用できることを確認した。

3. 結論 アスペクト比の小さい狭隘流路を用いて、大気圧条件で強制流動実験を実施し、単相流領域における圧力損失及び熱伝達データを取得した。等価直径が 0.3 mm より小さい流路の摩擦係数と熱伝達係数は、既存の相関式より大きい値となった。

参考文献 [1] 日本機械学会 伝熱工学資料 23-47 (2009) [2] A. Bejan, Convection heat transfer, 128~129 (2003)

* Kazuya Goto¹, Tanaka Kentaro¹, Fujino Nariatsu¹, Nugroho Tino Sawadi¹, Tatsuya Matsumoto¹, Wei Liu, ¹ Koji Morita¹
¹Kyushu Univ.

表 1 試験体サイズ

試験体	長さ [mm]	幅 [mm]	高さ [mm]	等価直径 [mm]	アスペクト比 [-]
①	40	2	0.1	0.19	0.05
②	40	2	0.15	0.28	0.075
③	40	2	0.2	0.36	0.1

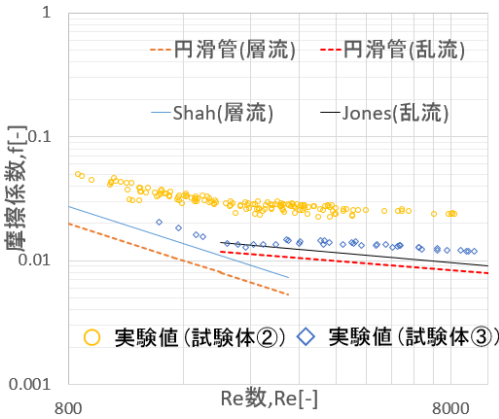


図 1 摩擦係数データ

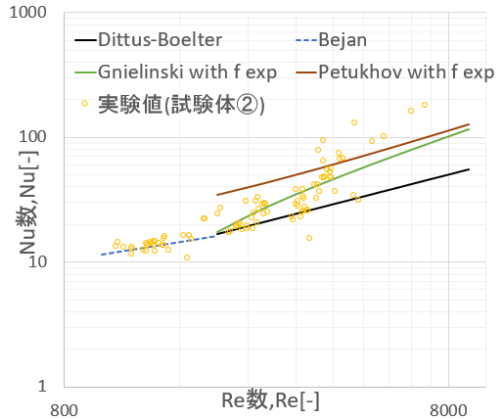


図 2 熱伝達係数データ

A study of copper oxidation for critical heat flux in downward-faced flow boiling

*Kai Wang¹, Koji Okamoto¹, and Nejdett Erkan¹

¹The University of Tokyo.

Copper was oxidized in the furnace and a flow boiling experiment was done. It was found that fewer bubbles were generated and lead to a higher CHF. The CHF enhancement could be beneficial to the real-world IVR-EVRC method.

Keywords: Critical heat flux; Flow boiling; Bubble behavior; Oxidation effect

1. Introduction

When a severe accident happens, the core may melt due to the large residual heat. One of the counter-measurements against core melt is called In-vessel retention external reactor vessel cooling (IVR-EVRC), which was adopted in some advanced water reactors like AP600 and AP1000. As the main threshold of this method, CHF has already been studied for more than 60 years [1].

2. Results

To investigate the copper oxidation effect on the flow boiling, an experimental test facility was built as shown in Fig. 1a. The main test part was a visible channel made of acrylic. The loop has a pump which was able to function at an upper limit massflow rate of 3 m³/h distilled water. In order to observe the surface image of nucleate boiling, two identical high-speed cameras were installed to observe the side view image and downward view image. For investigating the effects of copper oxidation, the copper was oxidized in the drying oven for three different time periods and compared to the non-oxidized case. Each experiment was done twice to ensure the reproducibility and boiling curve was shown in Fig. 1b. In all the cases, CHF showed almost the same kind of increase as shown in Fig. 1c. However, this kind of CHF enhancement was almost the same under all three oxidization cases, which means the copper oxidation effect reached a stable state after 1 h oxidation. It implies that the oxidation effect has an upper limit on CHF. This upper limit was also found by Vlachou et al. [2], in which a surface aging for more than 24 h underwater was considered to be reaching a rather stable condition.

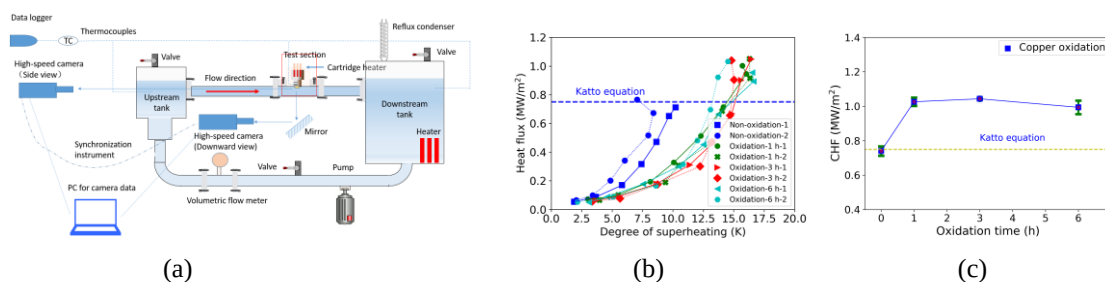


Fig.1 Simulation results. (a) Test setups (b) Boiling curves for non-oxidized and oxidized copper (c) CHF change with oxidation time

3. Conclusion

Downward-face flow boiling CHF enhancement by copper oxidation in the air was investigated under atmospheric conditions. After oxidation, copper CHF increased and fewer bubbles were found to generate on the surface. The copper oxidation flow boiling experiment was done in three different massflow rate and CHF enhancement was found at each massflow rate, but the CHF enhancement ratio decreased in higher massflow rate.

References

- [1] N.I. Kolev. How accurately can we predict nucleate boiling? *Exp. Therm. Fluid. Sci.* 10(3) (1995) 370–378
- [2] M.C. Vlachou, J.S. Lioumbas, K. David, D. Chasapis, T.D. Karapantsios, Effect of channel height and mass flux on highly subcooled horizontal flow boiling, *Exp. Therm. Fluid. Sci.* 83 (2017) 157–168.

Experimental analysis of clad rewetting in downward water/air flow

* Marco Pellegrini¹, Yutaro Umehara², Keisuke Yamagata², T. Okawa², M. Naitoh¹
(¹ エネルギー総合工学研究所, ² 電気通信大学)

In operation of BWRs, AOO can result in clad film dry-out. The current regulations in Japan imposes such limits so that film dry-out should never occur. However, it has been shown that this condition, might not lead to high fuel temperature harming the plant safety. In order to control the temperature nevertheless the time and method of clad rewetting need to be modelled correctly. The correct evaluation of clad rewetting is complicated because the heat transfer across the rewetting front is difficult to be measured. The heat transfer is influenced by sputtering of the front crating a precursory cooling effect which affects the heat transfer shape. Even though recently investigated by several authors the dynamics of the precursory cooling are still not clear. In this experiment water is introduced from the top of the facility creating a film on the cladding moving downwards. Air is injected also from the top in a concurrent way. Such facility allows to perform experiments with and without air with the objective to evaluate the effect of the airflow on the sputtering and cooling effect. This set-up presents remarkable advantages compared to a more typical upward flow design.

Keyword : rewetting front velocity, precursory cooling, water/air flow

1. Introduction

The current BWRs regulations in Japan imposes that cladding film dry-out should never occur, however it has been shown that such condition might not lead to large fuel temperature in clad rewetting occurs within a reasonable time. The rewetting process is characterized by the rewetting front velocity which is influenced by various factors, such as the temperature of the clad, gas velocity and water flow rate. The rewetting front velocity itself can be described by the heat transfer on the rod which is generally divided into two regions: wet and dry. The dry region is typically the most controversial and it has been studied by various authors with different outcomes. At the wet front small droplets are generated (sputtering phenomenon) which are then transported by the steam flow and gravity and can impact the rod underneath the wet front or the neighboring ones. This study aims at explaining how the sputtering is generated and what the major influencing factors are.

2. Results

The facility for the study is presented in Figure 1 a). The pump takes water from the tank and delivers to the rod from the top. A compressors (not shown in the picture) moves air through a pipe connected to the top of the rod that is delivered around the film of water. The rod can be enclosed in a glass pipe to allow large velocities of air during the experiments. The first clarification that this experiment presented regards the sputtering generation without air injection during an experiment with clad temperature equal to 134 °C, water injection but no air flow. As presented in Figure 1 b) and c) it was found out that sputtering is generated also without air injection due to the sudden evaporation of water at the cladding that generates droplets at the wet front. At the beginning (Figure 1 b) no film exists on the clad and various bubbles are generated with different dimension and trajectory. Some of these particles depart from the rod but others slide along the clad. The particles might be responsible for the precursory effect. Later (Figure 1 c) the film is generated in the top part and the sputtering regions is moved downwards.

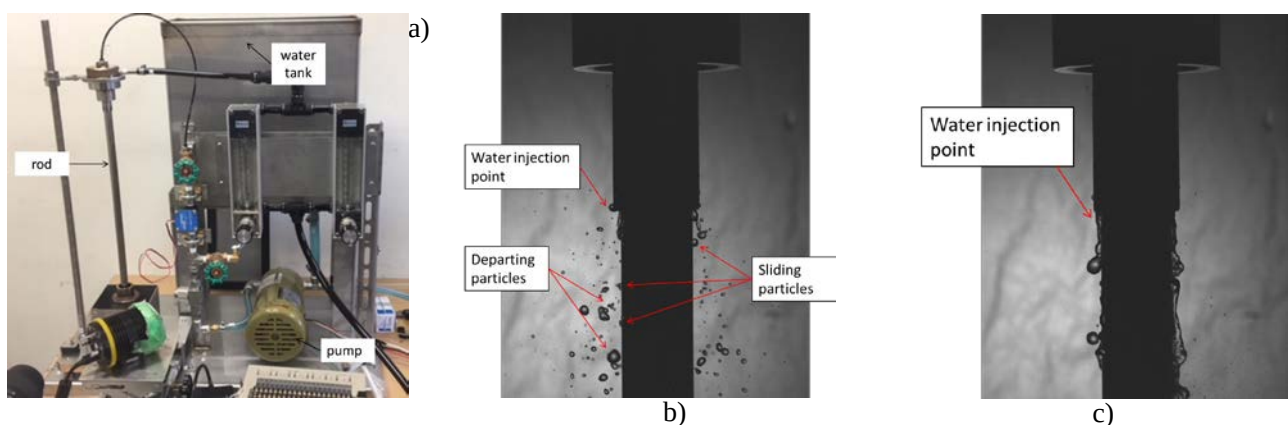


Figure 1 a) rewetting facility, b) beginning of rewetting, c) film created on the surface.

3. Conclusion

The preliminary study has presented that sputtering can be generated also without air flow. Sputtering generates droplets with various size and trajectories. Some of them slide along the surface influencing the heat transfer and resulting in the so called precursory effect. How the particle generation can affect the heat transfer and how the water flow rate and rod temperature influence the droplet generation is still not clear and will be investigated in future experiments. Also the differences that the air flow introduces will be the subject of future studies.

マイクロ波加熱における高誘電率溶液の加熱特性

Effect of permittivity on microwave heating characteristics

*小林昌平¹, 藤田峻也¹, 阿部豊¹, 金子暁子¹, 湯浅朋久¹,

瀬川智臣², 加藤良幸², 川口浩一², 石井克典²

¹筑波大学, ²日本原子力研究開発機構

マイクロ波加熱時において, 高誘電率溶液が突沸現象に及ぼす影響を調べることを目的として, 塩化カリウム(KCl)水溶液の濃度毎の沸騰挙動の可視化実験を行い, 突沸の発生限界を求めた. また, KCl 水溶液内の位置別での温度計測を行い, 溶液内の加熱状況を調べるとともに, 加熱効率の算出を行った.

キーワード: 核燃料サイクル, マイクロ波加熱, 誘電率, 沸騰, 突沸

1. 緒言

核燃料サイクルの再処理工程において, マイクロ波加熱脱硝法が利用されている. マイクロ波加熱は沸騰現象を伴うことから, 将来に向けた量産規模の脱硝技術開発において, 突沸及び噴き零れを避けるため, 運転条件を十分に把握する必要がある. 本研究では, 再処理溶液の電気的特性である誘電率に着目し, 模擬溶液として KCl 水溶液を用いて, 溶液の誘電率が突沸現象に及ぼす影響を調べた.

2. 実験

マイクロ波加熱装置は, オープン上部から周波数 2.45 GHz のマイクロ波を照射する構造である. マイクロ波出力, 容器直径, 液位, KCl 水溶液濃度をパラメータとして, 高速度カメラによる突沸挙動の観測及び, 光ファイバ温度センサを用いた温度計測を行った.

3. 結果と考察

図 1 に容器直径 60 mm, 液位 80 mm, マイクロ波出力 900 W で加熱したときの突沸挙動を示す. 単一気泡が生成される時点を 0 ms とした. 図 2 に KCl 水溶液で行った沸騰現象の可視化において, 突沸発生の有無を整理した結果を示す. 縦軸を溶液の単位体積当たりのマイクロ波出力, 横軸を KCl 水溶液の濃度とした. これにより, KCl 水溶液濃度が高くなるにつれて突沸現象が起こりにくくなることがわかった. 図 3 に KCl 水溶液内での位置別で温度計測を行った結果を示す. 鉛直方向に水面・中央・底面で分け, 水平方向に容器壁面・中央で分けて計測を計 7 ヶ所行った結果, 水面に近く容器壁面に近い個所ほど温度上昇が速くなっていくことが分かった. 以上より, 高誘電率溶液内において対流が生じている場合においても若干の加熱ムラが生じている可能性が示唆された.

参考文献

[1] 長南史記ら「マイクロ波加熱による高誘電率溶液の加熱特性と対流挙動」日本原子力学会 2016 春の年会予稿集, C000782, 2016

*Shohei Kobayashi¹, Shunya Fujita¹, Yutaka Abe¹, Akiko Kaneko¹, Tomohisa Yuasa¹, Tomoomi Segawa², Yoshiyuki Kato², Koichi Kawaguchi², Katsunori Ishii²

¹University of Tsukuba, ²Japan Atomic Energy Agency.

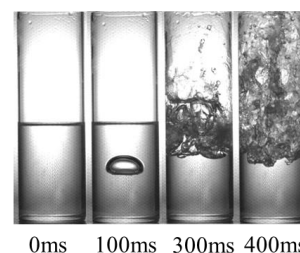


図 1 突沸挙動の可視化結果

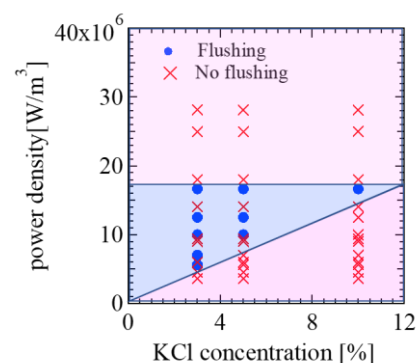


図 2 突沸挙動の有無

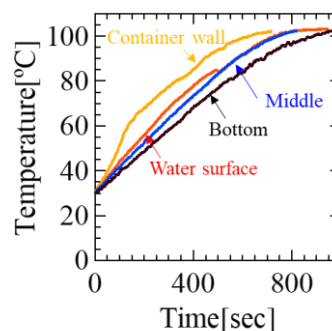


図 3 KCl 水溶液中の温度変化

超音速蒸気インジェクターの性能評価と気液二相流モデルの開発

Development of the Two-phase Flow Model for Supersonic Steam Injector

*三輪 修一郎¹, 穂山 望¹

¹北海道大学

抄録 超音速蒸気インジェクターの作動原理については直接凝縮を伴う不安定性や衝撃波生成による圧力上昇機構等、未解明な点が多い。本研究においては、軸方向の圧力上昇を算出する気液二相流モデルを構築し、蒸気インジェクターの性能評価を実施した。

キーワード：気液二相流、熱流動、蒸気インジェクター、直接凝縮

1. 緒言

蒸気インジェクタ (SI) は古くから蒸気機関等において給水ポンプとして用いられてきた機器である。図 1 に SI 概要を示す。蒸気噴流と水噴流の直接凝縮により供給水の流速ならびに温度が急上昇する。この際、混合ノズル内部は負圧となり、作動流体を外部から吸引する効果が生じる。加速・昇温を伴いスロート部を通過した凝縮水はディフューザー部に流入し、減速・昇圧されながら吐出に至る。蒸気・水による直接凝縮が生じる混合ノズル内部においては複雑な気液二相流現象が生じることが知られており、入口部付近では逆環状流 (Inverted Annular Flow) に近い分離流形態から、水噴流崩壊に伴う分散流 (Dispersed Flow) への流動様式遷移が生じると考えられている。しかしながら、直接凝縮と SI 圧力上昇の関係性は未だ明らかにされていない。また、既存モデルの多くは理想的な SI 作動条件である完全凝縮を仮定しており、SI 内部二相流現象を反映させた詳細モデルの構築は不十分なのが現状である。

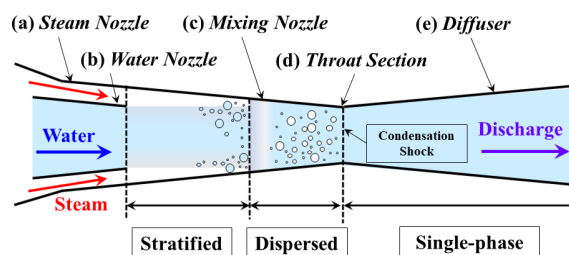


図 1 蒸気インジェクタ解析モデル

2. SI 気液二相流モデル

本研究においては図 1 に示した解析モデルをもとに、分離流・分散流の一次元二相流モデルを構築した。Groolmes による水噴流崩壊モデルを分散流開始地点と設定し、

筆者グループが行った実験条件にて解析を実施し、SI 軸方向の圧力分布、ボイド率分布の算出に成功した。本モデルを用い、未解明の課題である SI の作動・不作動条件の原因についての検討も行う。

参考文献

[1] S. Miwa, H. Endo, T. Moribe, and M. Mori “Investigation of the Supersonic Steam Injector Operation Mode”, Nuclear Engineering and Design (2018) Vol. 334, 57-65.

*Shuichiro MIWA¹ and Nozomu AKIYAMA¹Hokkaido Univ.

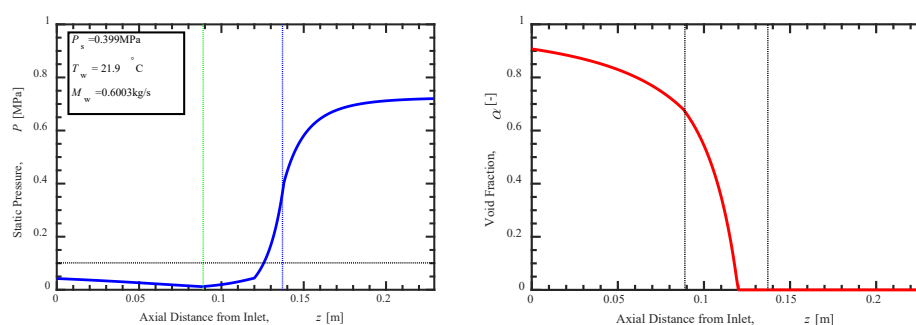


図 2 SI 軸方向計算結果 (左) 圧力、(右) ボイド率

プール沸騰の垂直伝熱面上における沸騰挙動に及ぼす圧力の影響

Study on dependency of pressure on boiling behavior on vertical heating surface in pool boiling

*小野 綾子¹, 上澤伸一郎¹, 柴田光彦¹, 吉田啓之¹, 小泉安郎¹

¹ 日本原子力研究開発機構

高圧域における沸騰現象の理解と限界熱流束モデルの構築に資するために、圧力をパラメタとして、プール沸騰垂直面の沸騰挙動を高速カメラにより可視化した。

キーワード：限界熱流束、高圧、気泡挙動、気泡接合、プール沸騰

1. 緒言

軽水炉燃料の最適設計及び安全性評価では、機構論的限界熱流束予測手法の確立が望まれている。しかし、このような手法の実現に必要とされる、軽水炉の運転条件を含む高圧域を対象とした詳細な沸騰機構及び限界熱流束機構の解明を目的とした研究は少ない。本研究では、高圧域での気泡挙動を含む沸騰機構の理解と、これによる機構論的限界熱流束予測モデルの高圧域への拡張を目的とし、基本的な体系であるプール沸騰を対象として、容器内圧力と熱流束を試験パラメタとした可視化実験を行った。

2. 実験

実験装置を図1に示す。沸騰面は直径7mmの垂直面であり、表面温度及び熱流束は沸騰面から深さ3, 13mmの位置に設置された熱電対から算出する。系圧力は、凝縮器と容器に内装されたバルクヒータによって制御する。伝熱面の対向に設置された可視化窓から高速カメラによって沸騰様相の観察を行った。図2に0.5, 1.5, 2.0MPaにおける熱流束1.5MW/m²近傍の伝熱面様相を示す。圧力を増大させると、伝熱面上で観測される気泡数は増加するとともに、その気泡の大きさは小さくなる傾向がみられ、圧力が気泡径や発泡点密度に大きな影響を及ぼすことがわかる。

3. 結論

発泡点密度と気泡径が圧力に大きく依存する傾向がみられた。今後は、画像解析により圧力が気泡挙動に及ぼす影響を定量的に把握する。謝辞 試験装置の設計において、北海道大学・坂下准教授に多大なる助言を賜りましたことを感謝いたします。

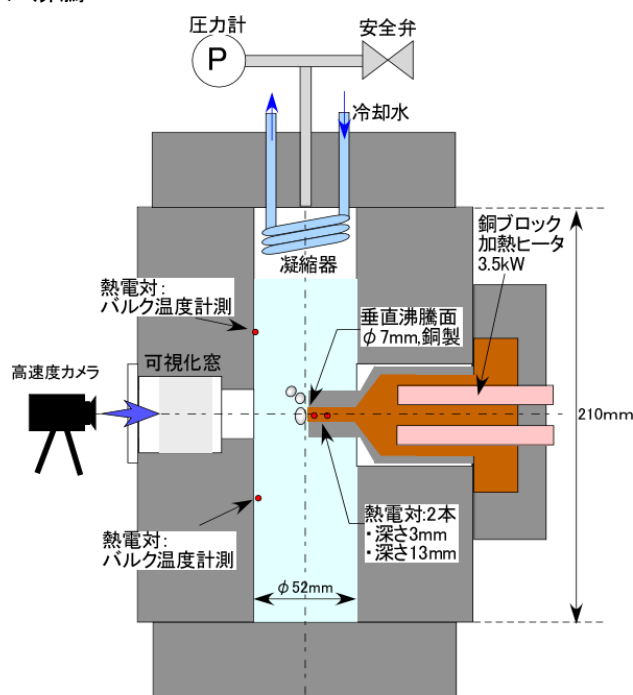


図1 高温高圧沸騰容器

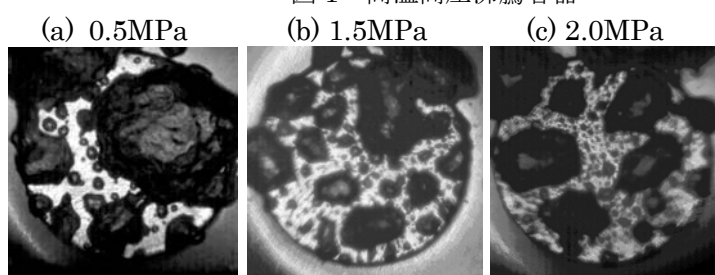


図2 沸騰様相 (伝熱面径 7mm, $q=1.5 \text{ W/m}^2$)

*Ayako Ono¹, Shinichiro Uesawa¹, Mitsuhiro Shibata¹, Hiroyuki Yoshida¹ and Yasuo Koizumi¹

¹Japan Atomic Energy Agency

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

[2I12-14] Debris Cooling Behavior

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 3:15 PM - 4:00 PM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[2I12] A status of evaluation methods and experimental researches for formation and coolability of debris bed

*Akitoshi Hotta¹, Miyuki Akiba¹, Retsu Kojo¹, Takeshi Nishimura¹ (1. Nuclear Regulation Authority JAPAN)

3:15 PM - 3:30 PM

[2I13] Experimental study on remelting of multicomponent debris and debris-structure interactions

*Miyuki Akiba¹, Akitoshi Hotta¹ (1. Nuclear Regulation Authority)

3:30 PM - 3:45 PM

[2I14] Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds

*Taira Kawakami¹, Keishi Sakurada¹, Hiroto Sakashita¹, Ayako Ono², Hiroyuki Yoshida² (1. Laboratory of Nuclear System Safety Engineering, Division of Energy and Environmental Systems, Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

デブリベッド形成と冷却性に関する評価手法開発と実験的研究の状況

A status of evaluation methods and experiments for formation and coolability of debris bed

* 堀田 亮年、秋葉 美幸、小城 烈、西村 健

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

重大事故時の圧力容器外デブリベッド形成過程及び冷却性評価を目的として解析コード THERMOS の開発を進めており、妥当性確認データベースの一部とするために、スウェーデン王立工科大学 (KTH) と協力し、同大にて実験的研究 (DEFOR-A、PULiMS 及び REMCOD) を実施している。その最新状況について報告し、解析コードの妥当性確認の考え方について述べる。

キーワード：圧力容器外、デブリベッド、冷却性、DEFOR-A、PULiMS、REMCOD、THERMOS

1. 緒言 KTH における実験全体を 6 フェイズに分け、前段フェイズの結果に基づき後段フェイズの実験計画及び実施法を調整しつつ進めており、平成 30 年度末までに第 5 フェイズを終了する予定である。

2. KTH 実験実施状況 DEFOR-A (深いプール中での溶融ジェット分裂挙動) 及び PULiMS (浅いプールへの溶融物拡がり挙動) では、 $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-W}_2\text{O}_3$ の共晶及び非共晶組成混合物を誘導加熱炉により所定温度にて溶融状態とした後に、各装置の実験セクションに落下させた。

DEFOR-A：これまでに A23 から A26 (KTH における通算番号) までの 4 ケースの実験を実施し、ジェット径、溶融物過熱度、プール水サブクール度等をパラメータとして、溶融ジェットの分裂挙動を高速度ビデオにより撮影すると共に、実験セクションの下方に設置された 4 段のキャッチャーにより粒子デブリを補足し、粒子デブリの粒径分布及び集積デブリ割合を取得した。

PULiMS：これまでに E7 から E17 (KTH における通算番号) までの 11 ケースの実験を終了し、溶融物の過熱度、落下高さ及び落下量、プール水サブクール度等をパラメータとして、拡がり挙動に関する系統的データを取得した。この中には、石英ガラスにより仕切られた 180° セクタ実験が含まれ、溶融ジェットの床面衝突挙動等の断面内の流動を高速度ビデオにより撮影することができた。また熱電対 (T/C) の答による溶融物位置測定、レーザーによる表面形状測定、ポロシティ測定、EDX (エネルギー分散型 X 線) 分析による落下前サンプルの金相試験等を実施した。また、これまでに 3 回の溶融物-冷却材相互作用を観測し、いずれも試験装置への影響は無視できることを確認した。一回についてはテストセクション底部のロードセルに反力による有意な信号を得ており、比較的小さな機械的エネルギー変換効率が得られた。規模が小さい他の 2 回についても動画及びロードセル等による記録を行っている。

REMCOD：共晶組成の Sn-Bi 溶融物が高温に熱した固体粒子層中の空隙チャンネル内に浸透する挙動を測定するために、2 種類の実験装置 (REMCOD-1 及び 2) を製作した。重力、表面張力及び毛細管圧力の影響に注目するため、固体粒子の材料として Al_2O_3 、ガラス、ステンレス鋼及び Cu を用い、さらに粒子形状 (球形及び円筒) 及び粒径をパラメータとした。溶融金属の浸透位置を熱電対により測定し、浸透後の固体粒子層の詳細観察により浸透流の構造について把握した。これまでに E1 から E13 までの 13 ケースのデータを取得した。また、別途実施した個別効果実験の結果、粒子表面の酸化被膜有無等の条件を十分に制御できない場合には浸透挙動に大きなばらつきが見られることが分かった。これらの影響を考慮し、さらに加熱及び溶融金属注入等の条件設定の精度を向上させた REMCOD-3 を製作中である。

3. THERMOS 妥当性確認実験計画への反映

これらの実験データを活用し、THERMOS の各モジュールに対する妥当性確認計画を立案している。図 1 には、PULiMS から得られたデータに基づき、溶融物とプール水/床面との熱伝達条件 (上面：膜沸騰状態及び伝熱面積/下面：床面との接触状態等) を考慮した MSPREAD による溶融物拡がり解析を実施する方法を例示している。

4. 結言 第 5 フェイズまでの進捗状況についてまとめた。第 6 フェイズでは、実験データ全体についての整理及び分析を実施する予定である。

* Akitoshi Hotta, Miyuki Akiba, Retsu Kojo, Takeshi Nishimura,

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

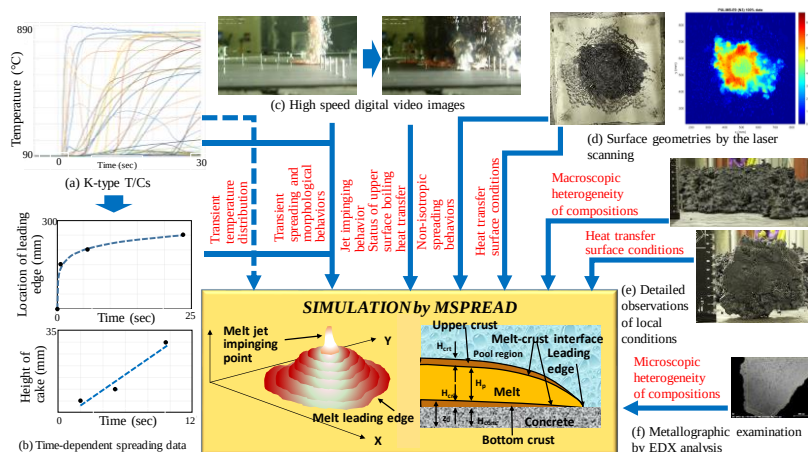


図 1 PULiMS 実験に基づく MSPREAD コードの妥当性確認

高温溶融物とデブリベッドの相互作用に関する実験

Experimental study on remelting of multicomponent debris and debris-structure interactions

*秋葉 美幸, 堀田 亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

デブリベッドの冷却性を評価する解析コード開発に資する、多孔質状デブリベッド内の溶融金属の浸透挙動に関する実験を計画し、デブリ材料、形状及び温度等をパラメータとした基礎実験を実施した。

キーワード：重大事故、溶融炉心、デブリベッド、浸透挙動

1. 緒言 軽水炉の重大事故時において、格納容器下部のプール水中に堆積する多孔質状のデブリベッド中に十分に水が流入しない場合には、デブリベッド内で再溶融が発生する可能性がある。その状況に至ると、高融点の酸化物デブリベッド内を低融点の金属溶融物が浸透してゆくこととなる。同様に固化したデブリベッド上に高温溶融物が落下した場合、溶融物がデブリベッド内に浸透し空隙を閉塞等することで局所的に再溶融が発生する可能性がある。このような溶融金属の浸透挙動等に関する実験はこれまでに実施されておらず、デブリベッドの冷却性を評価する解析コードの開発には、これらデータの取得が望まれている。そのため、高温溶融物とデブリベッドの相互作用に関する実験(REMCOD)を計画し、支配パラメータの検討と基礎実験を実施した。

2. 支配パラメータの検討と全体計画 上記解析コードの開発には、まずプール水の無い条件でのデータが必要とされており、ドライ条件を実験対象とした。ドライ条件における多孔質状あるいは粒子堆積状デブリベッドへの浸透挙動を支配する因子としては毛細管現象が挙げられる。毛細管現象には濡れ性、多孔質体の孔の大きさ、形状及び空隙率、並びに、流入する溶融金属の量及び水頭が大きく影響する。加えて、浸透時に溶融金属が固化することを考慮すると、デブリベッドの熱的物性及び温度分布、溶融金属の初期温度及び熱物性も影響する。そこで、上記項目をパラメータとし、まずは基礎実験として比較的簡素な装置による可視化実験(REMCOD-1, 2)を行い、ここで得られた知見を基に、より詳細なデータを取得する実験(REMCOD-3)を行う計画とした。

3. 基礎実験 図1に溶融金属を流下させる前の基礎実験装置を示す。前背面をガラスとした矩形容器を縦に4分割し、各分割域に粒子堆積状デブリを模擬した様々な材質及び形状の粒子を試験体として充填する構成とした。実験時には背面にヒータを設置して試験体を所定の温度まで上昇させた後、容器上部に設けた漏斗から、模擬溶融金属を各分割域に流入させ、浸透時の挙動及び固化後の浸透状況を観察した。なお、各試験部には熱電対を軸方向に数本挿入し、温度上昇の測定による浸透挙動も計測した。試験体材質は濡れ性や熱物性を考慮してガラス、セラミック及び金属を選択し、形状を球または円筒形状とした。また、溶融金属はスズとビスマスの共晶組成で模擬した。代表的な実験結果を図2に示す。試験体は、左から①直径及び長さ6mmの円筒形アルミナ 空隙率0.39、②同形状ステンレス 空隙率0.41、③直径及び長さ3mmの円筒形ステンレス 空隙率0.35、④直径6mmの球形ガラス 空隙率0.46で、全て初期温度を模擬溶融金属の融点139℃より高く、過熱度30℃以上に設定したものである。濡れ性は、アルミナとステンレスよりガラスが良い。また、空隙率は試験部容積、試験体重量及び密度から評価した。どの試験体も模擬溶融金属が試験体上側に残ることなく全て流入し、浸透も途中で止まらず試験体下部から流下した。なお、試験体の初期温度が常温の場合、溶融金属の固化による試験体内での浸透停止を確認している。また、実験前後の試験体重量を計測した結果、溶融金属の試験部保持量は④が最も多く、①が最も少ない結果となった。他の実験ケースも合わせてデータを分析したところ、本実験範囲ではデブリベッド表面の単位面積(実験前試験体重量、粒子1個の重量と表面積から全表面積を算出)あたりに保持される金属量は、バラツキはあるものの全体として、デブリ材質に依らず空隙率とともに増加する傾向等が得られた。

4. 結言 多孔質状デブリベッド内の溶融金属の浸透挙動について支配パラメータを検討し、基礎実験を行った。今後さらに基礎実験を行うとともに、詳細な計測が可能な実験装置を設計製作して実験を行い、データを拡充し、浸透等の現象を明らかにする予定である。

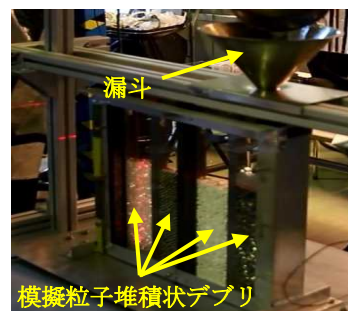


図1 基礎実験装置



試験体下部からの流下
図2 代表的な基礎実験結果
(Run No. E09)

*Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta

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

デブリベッドの沸騰熱伝達特性に関する研究 (第三報：限界熱流束に対する粒子層発熱量および粒子層高さの影響)

Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds

(3rd : Effects of Volumetric Heated Rate and Bed Height on Critical Heat Flux)

*川上大良¹, 桜田溪史¹, 坂下弘人¹, 小野綾子², 吉田啓之²

¹北海道大学, ²JAEA

過酷事故時の溶融デブリの冷却機構を検討するために、伝熱面上に粒子層を堆積させ発熱密度や粒子層高さが底面での限界熱流束へ与える影響を測定するとともに、伝熱面下方からの可視化実験を行った。

キーワード：原子炉過酷事故，底面および内部加熱デブリベッド，沸騰熱伝達，限界熱流束，可視化

1. 緒言 過酷事故緩和策であるペデスタルへの事前水張りの有効性検証には、溶融プール表面の固化クラスト上に粒子デブリが堆積した体系での、クラスト表面での沸騰特性の把握が重要である。前報[1]では粒子層高さが一定の場合の結果を報告した。本報では粒子層高さが伝熱面上の限界熱流束(CHF)に与える影響を検討した。また、伝熱面下方から沸騰様相の可視化を行い、伝熱面上の固液接触挙動の直接観察を試みた。

2. 実験方法 実験装置は前報[1]と同様であり、直径 75mm の銅製伝熱面上に粒子デブリを模擬した鋼製球形粒子を堆積させ、高周波誘導加熱装置を用いて発熱させた。同時に銅ブロックをヒーターにより加熱し、底面での CHF を測定した。可視化実験では ITO 導電膜を蒸着させた 20mm×40mm のサファイアガラスを伝熱面として用い、伝熱面上に粒子を堆積させ下方から全反射を利用した観察を行った。

3. 実験結果 Fig.1 に内部+底面加熱体系で粒子層高さを変化させたときの CHF を粒子径 $d=6\text{mm}$ の場合について示す。横軸は粒子層の発熱密度 $Q[\text{W}/\text{m}^3]$ に粒子層高さ $H[\text{m}]$ をかけた熱流束 $QH[\text{W}/\text{m}^2]$ である。CHF は QH に依存しないことが分かる。図には、粒子層内の Flooding に基づく予測式[2,3]の結果も示したが、本実験結果を説明できない。Fig.2 に底面加熱体系で粒子層高さを変化させたときの CHF を示す。粒子層高さを変化させても CHF はほぼ一定値を取ることが判明した。以上、粒子層の発熱の有無に関わらず、底面での CHF には伝熱面近傍の気液挙動が関係することを示唆する結果となった。Fig.3 に可視化結果の例を示す。図は直径 $d=2\text{mm}$ の粒子を堆積させた場合の熱流束 $q=0.14\text{MW}/\text{m}^2$ (CHF の約 70%) での伝熱面上の時間平均ボイド率分布である。粒子底部近傍で液体が保持され、ドライアウトは粒子間隙で生じ易いことなどが確認できる。

4. 結言 粒子層が堆積した体系での底面 CHF は粒子層内の気液流動ではなく伝熱面近傍の気液挙動が関与していると考えられる。CHF 機構解明の足掛かりとして伝熱面近傍の沸騰様相観察を試みた。

参考文献 [1] 桜田,他, 原子力学会 2018 秋の年会, 2I11. [2]Ostensen, R.W. et al., A particle bed Dryout Model Based on Flooding, Nucl. Sci. Eng, 9, 110(1981). [3]Dhir,V.K et al., Dryout Heat Flux in a Bottom-Heated Porous Layer, Trans. ANS, 385, 38(1981).

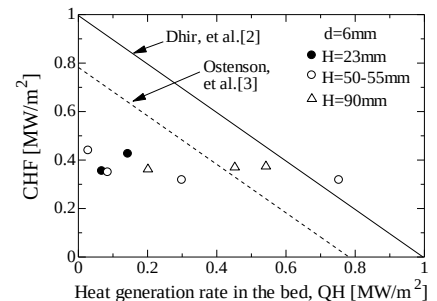


Fig.1 Effects of bed height on CHF under bottom and volume heating condition

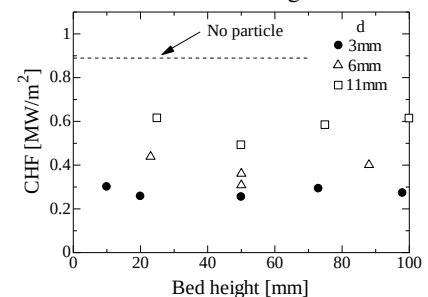


Fig.2 Effects of bed height on CHF under bottom heating condition

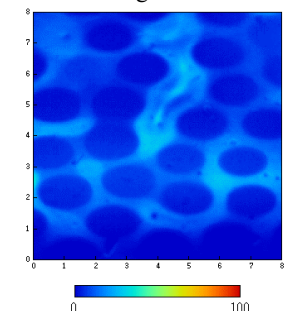


Fig.3 Time averaged surface void fraction ($d=2\text{mm}$, $q=0.14\text{MW}/\text{m}^2$)

* Taira Kawakami 1, Keishi Sakurada 1, Hiroto Sakashita 1, Ayako Ono 2, Hiroyuki Yoshida 2 1

Hokkaido Univ, 2 Japan Atomic Energy Agency

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

[2I15-17] Thermal Hydraulics at Accident

Chair: Yasuteru Sibamoto (JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 4:00 PM - 4:45 PM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[2I15] 3D-CFD and FEM Based Deterministic PTS Analysis for Optimizing RPV Maintenance Strategy

*Xiaoyong RUAN¹, Toshiki Nakasuji¹, Kazunori Morishita¹ (1. Kyoto University)

4:00 PM - 4:15 PM

[2I16] Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

*Tetsuaki Takeda¹, Naoki Saito¹ (1. University of Yamanashi)

4:15 PM - 4:30 PM

[2I17] Loss of Cooling System and Loss of Coolant Accident Progression Analysis for Spent Fuel Pools

*Retsu Kojo¹, Akitoshi Hotta¹ (1. S/NRA/R)

4:30 PM - 4:45 PM

RPV 保全最適化のための 3D-CFD&FEM による PTS 時の構造健全性評価

3D-CFD and FEM Based Deterministic PTS Analysis for Optimizing RPV Maintenance Strategy

* 阮 小勇¹, 中筋 俊樹¹, 森下 和功¹

¹ 京都大学

本研究では、冷却材喪失事故時の緊急炉心注水における原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象について、4 ループ原子炉圧力容器を対象に健全性を評価した。5 つの異なる炉心注水のケースを考え、それぞれのケースについて、三次元数値流体解析および有限要素法解析に基づく構造健全性評価を行った。これら 5 つのケースの応力拡大係数を比較することにより、原子炉圧力容器の保全および検査・補修方法の最適化について議論した。

キーワード：原子炉圧力容器，加圧熱衝撃，保全最適化，構造健全性評価，三次元数値流体解析，有限要素法解析

1. 緒言

冷却材喪失事故(LOCA)時の炉心冷却により原子炉圧力容器(RPV)は加圧熱衝撃(PTS)荷重を受ける。特に、圧力容器は中性子照射により脆化するため、圧力容器は脆性破壊する可能性がある^[1]。本研究では、4 ループ RPV を対象に、非常用炉心冷却設備(ECCS)の 5 つの異なる対称または非対称冷却水注入ケースを検討した。それぞれのケースについて、三次元数値流体解析(3D-CFD)および有限要素法(FEM)に基づく構造健全性評価を行い、PTS 時の RPV 全体の健全性を検討した。これら 5 つのケースの応力拡大係数(SIF)を比較することにより、RPV の保全および検査・補修方法の最適化について議論した。

2. 解析方法と結果

3D-CFD シミュレーションにより、PTS 時における RPV 内の三次元温度分布履歴を得た^[2]。また、FEM 熱弾塑性解析を行い、RPV 内オーバーレイクラディングの溶接残留応力分布を計算した。圧力履歴、温度分布の履歴と残留応力分布の結果を用いて、FEM による破壊力学の計算から仮想き裂の応力拡大係数を決定した。なお、破壊力学解析では、き裂先端の塑性域の効果も考慮した。図 1 は、5 つの異なる ECCS 注水ケースに対する SIF 値を示す。これら 5 つのケースの SIF を比較すると、最も非対称注入であるケース 1 が最も安全性の低い注水提案であることがわかった。

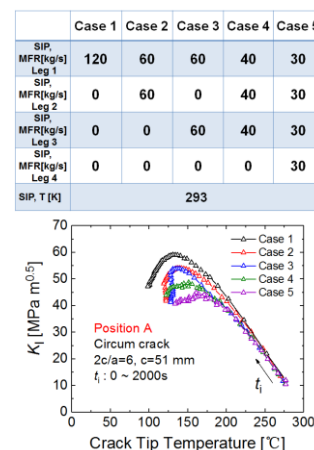


図 1 5 つの異なる ECCS 注水ケースに対する SIF 値

3. 結論

加圧熱衝撃事象による RPV の構造健全性評価を検討するため、3D-CFD および FEM に基づく構造健全性評価法を実行した。本研究の結果によって、5 つの異なる ECCS 注水提案の中で最も安全性の低い注水提案を明確に示した。これらは、RPV の保全および検査・補修方法の最適化に役立つ情報である。

参考文献

- [1] Odette G.R, Lucas G.E, ASTM STP 909, ASTM International, West Conshohocken, PA, USA, 1986, pp. 206-241.
- [2] X Ruan, T Nakasuji, K Morishita, J. Pressure Vessel Technol 140(5), 2018.

* Xiaoyong Ruan¹, Toshiki Nakasuji¹ and Kazunori Morishita¹

¹Kyoto University

超高温ガス炉減圧事故時の空気浸入挙動の研究

(4) 水平二重配管が破断した場合の空気浸入挙動

Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

(4) Air ingress process during a double coaxial pipe rupture

*武田 哲明¹, 齋藤直樹¹

¹山梨大大学院

第四世代原子炉の一つである超高温ガス炉の減圧事故時には、配管破断により空気が浸入する場合を想定しなければならないが、事故後直ちに空気が浸入する可能性は低いとされている。ここでは、水平二重配管が破断した場合の空気浸入挙動及び自然循環流の発生挙動を調べた。

キーワード：VHTR, 減圧事故, 空気浸入, 多成分気体混合, 自然対流, 分子拡散

1. 緒言

超高温ガス炉の原子炉設計を行う際に想定事象の一つである一次冷却系主配管破断時の空気浸入事象においては、多成分気体の分子拡散と局所的な自然対流及び原子炉内を一巡する混合気体の自然循環流など、密度の異なる気体の複雑な混合現象が生じる。今後の安全設計に関して、これらの現象が重畳する場合の空気浸入過程[1-3]を明らかにしておくことは、設計上の安全裕度を確定する上でも重要である。

2. 水平二重配管が破断した場合の空気浸入挙動

JAEA が設計する第四世代原子力システムの一つである超高温ガス炉, Gas Turbine High Temperature Reactor 300 (GTHTR300) Series では、一次冷却系主配管が破断すると対向置換流によって炉内に空気が浸入し、黒鉛製炉心構造物が酸化する可能性がある。そこで本研究では、水平二重管破断時の GTHTR300 の炉内流路を模擬した実験装置を用いて、空気浸入過程を調べた[4]。実験装置の概略を Fig.1 に示す。実験装置は外側円筒容器、内側円筒容器、水平二重管で構成され、外側円筒容器は水冷ジャケットにて冷却し、内側円筒容器内はカートリッジヒータで加熱した。実験方法は、まず容器内をヘリウムガスで置換し、ヒータ温度が定常に達したことを確認する。この状態で、水平二重管の内外のバルブを同時に開放して空気を容器内に浸入させることで、配管破断事象を模擬した。水平二重管の外管側を通る気体流速の変化を Fig.2 に示す。水平二重管のバルブ開放後、対向置換流によって空気が容器内に浸入するが、流速は約 0.04 m/s まで上昇する。その後、流速は 0.02 m/s 程度まで低下し、その後、流速は再び増加した。これは容器内の下部に空気、上部にヘリウムガスという安定密度成層が形成され、空気浸入が抑制されたものと考えられる。本研究は JSPS 科研費 JP16K14535 の助成を受けたものである。

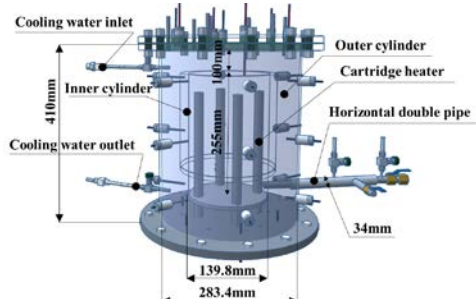


Fig.1 Experimental apparatus

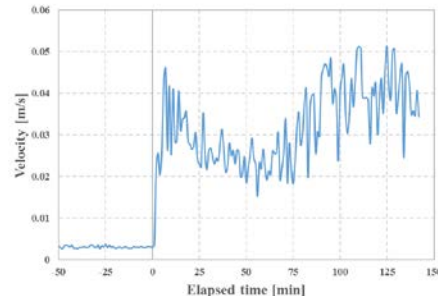


Fig.2 Gas velocity at the outer pipe of horizontal double coaxial pipe

参考文献 [1] T. Takeda, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **240**, 2443 (2010), [2] *Nucl. Eng. Des.*, **271**, 417 (2014), [3] *Nucl. Eng. Des.*, **306**, 108 (2016), [4] T. Shiga, Y. Tanaka and T. Takeda, *Sci. and Tech. of Nucl. Inst.*, doi.org/10.1155/2018/6378504

*Tetsuaki Takeda¹ and Naoki Saito¹

¹University of Yamanashi

使用済燃料プールにおける冷却機能喪失事故及び冷却材喪失事故に関する解析

- 空気-蒸気混合気環境下における酸化モデルを用いた事故進展解析 -

Loss of Cooling System and Loss of Coolant Accident Progression Analysis for Spent Fuel Pools
- Accident Progression Analysis using Oxidation Models under Air-Steam Mixture Environments -

*小城 烈、堀田 亮年
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

使用済燃料プール(以下「SFP」という。)における大規模冷却材喪失事故進展の解析評価手法の整備を目的として、事故進展解析コードMELCORを用いて蒸気及び空気-蒸気混合気環境下における燃料被覆管の酸化実験を解析し、この結果を用いてSFPにおける冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)の事故進展を解析した。
キーワード：使用済燃料プール、被覆管酸化、空気-蒸気混合気、MELCOR

1. 緒言 SFPにおける重大事故時において燃料が露出した場合、燃料被覆管は蒸気のみならず建屋内に存在する空気に曝される。OECD/NEAのSFPに関する重要現象ランキングテーブル^[1] (PIRT)において、空気-蒸気混合気環境下における酸化挙動は蒸気による酸化と酸素による酸化の挙動が異なることや空気中の窒素による影響によって酸化挙動を記述する解析モデルの検討が今後の研究課題として挙げられている。SFPでのLOCAにおいては、事故進展によってSFP内の気相部を占める気体の状態が異なる。そこで本研究では、MELCORに実装されている空気-蒸気混合気環境下の酸化モデルを検討し、これらのモデルを用いた代表的なBWRプラントのSFPにおける事故進展解析を実施し、酸化挙動の違いによる事故進展への影響を分析した。

2. 被覆管酸化反応モデルの検討 空気-蒸気混合気条件下での酸化モデルの検討を目的に、ドイツ Karlsruhe Institute of Technology (KIT)で実施された複数の空気-蒸気混合気条件下での酸化試験^[2]を対象に実験解析を行った。実験ではジルカロイ被覆管を加熱炉に設置し、空気-蒸気の混合気体を流入させながら一定温度で加熱し、被覆管温度及び質量の増加量を測定した。解析では加熱炉の空間を1つの体積として、初期酸化被膜のZrO₂を考慮した被覆管ジルカロイを体積内に設定し、加熱した。MELCORにおける被覆管の酸化モデルは酸化物の質量変化をアレニウス型の係数を用いてモデル化している^[3]。解析から空気-蒸気の混合気体割合の異なる実験に対して広い範囲で解析結果がよく一致する酸化速度係数を求めた。

3. 実機体系での解析 2.で実施した酸化モデルの検討結果を考慮し、国内の代表的なBWRプラントにおける実機体系での事故進展解析を行った。解析のノード図を図1に示す。崩壊熱は核分裂生成物評価コードORIGENを用いて、各燃焼サイクルの崩壊熱及び放射性物質質量を計算した。燃料集合体はSFP内に高発熱の燃料が隣り合わない配置となるモデルとした。建屋及びSFPにおける自然対流冷却挙動は、参考のため3次元熱流動解析を実施し、燃料部を通過する気体の質量流速が同等となるようにノーディングを行った。事故シナリオはLOCAとし、緩和操作は期待しない。LOCAの位置は、SFP底部及び燃料の有効発熱長下端(以下「BAF」という。)の高さとした。BWRの燃料集合体にはチャンネルボックスが設置されており、SFP底部でのLOCAの場合は、自然対流によって集合体下部から空気が流入するが、BAF高さでのLOCAの場合は燃料下部がシールされる。

SFPが原子炉側から切り離されるスクラム後約10日で起因事象が発生する場合の解析結果を示す。燃料損傷に至るまでの時間はBAF高さでのLOCAの場合が底部でのLOCAの場合に比べて、一時間程度遅い結果となった。底部でのLOCAの場合は14時間以降から被覆管温度が急激に上昇した(図2)。これは底部でのLOCAの場合は酸素による酸化反応が活発であるのに対して、BAF高さでのLOCAの場合は酸化反応のための酸素が欠乏することで、反応熱が制限される結果となった(図3)。底部でのLOCAの場合は自然対流冷却による除熱が期待されるが、スクラム後10日程度の場合には、酸化反応による発熱が、自然対流冷却による除熱を上回る結果となった。

4. 結言 燃料取出後短期間においてLOCAが発生した場合、酸素による酸化反応の有無によって事故進展の挙動が異なることを確認した。

参考文献 [1] OECD/NEA, NEA/CSNI/R(2017)18, (2017). [2] M.Steinbruck, et al., FZKA7257(2007). [3] R.O. Gauntt et al. SAND 2017-0455, vol.1 (2017)

*Retsu Kojo, Akitoshi Hotta, S/NRA/R

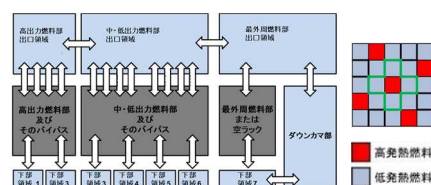


図1. MELCORのノーディング
(左：ノーディング、右：燃料配置例)

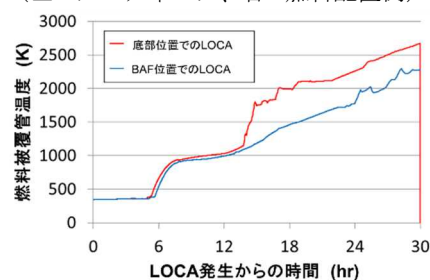


図2. 解析結果(被覆管温度)

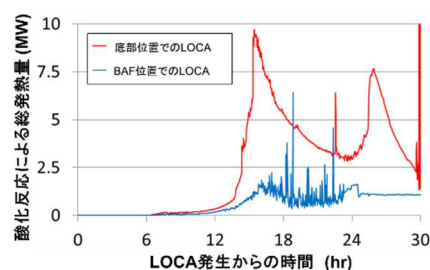


図3. 解析結果(化学反応熱)

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

[2I18-22] Thermal hydraulic Numerical Simulation

Chair: Kei Ito (Kyoto Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 4:45 PM - 6:00 PM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[2I18] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

*Akifumi Yamaji¹, Masahiro Furuya², Yuji Ohishi³, Jubaidah¹, Guangtao Duan¹ (1. Waseda University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Osaka University)

4:45 PM - 5:00 PM

[2I19] Analyses of LSTF experiment and PWR plant for loss of coolant accident

*Tadashi Watanabe¹, Masahiro Ishigaki¹, Jinya Katsuyama² (1. Univ. Fukui, 2. JAEA)

5:00 PM - 5:15 PM

[2I20] Subchannel analysis of boiling two-phase flow in a rod bundle at high pressure and low flow rate

*Takahiro Arai¹, Masahiro Furuya¹, Atsushi Ui¹, Riichiro Okawa¹ (1. CRIEPI)

5:15 PM - 5:30 PM

[2I21] CFD analysis of hydrogen flame propagation with burning velocity models.

*Kosuke Motegi¹, Trianti Nuri¹, Toshinori Matsumoto¹, Tomoyuki Sugiyama¹, Yu Maruyama¹ (1. JAEA)

5:30 PM - 5:45 PM

[2I22] Experiments and numerical analysis on the geysering phenomenon in vertical pipe.

*Yutaro Hakozaiki¹, Kunihiro Matsumura¹ (1. Ibaraki Univ)

5:45 PM - 6:00 PM

Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化

(6) 全体概要と MPS 法による spreading 解析の高度化(3)

Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

(6) Overview and Progress on Spreading Analysis by MPS Method(3)

*山路 哲史¹, 古谷 正裕², 大石 佑治³, ジュバイダ¹, 段 広濤¹

¹早稲田大学, ²電力中央研究所, ³大阪大学

粒子法の一つである MPS 法による計算機実験、模擬溶融物流下試験、(U,Zr)O₂ 流下試験により、原子炉過酷事故時の Ex-Vessel 溶融物挙動の機構論的な予測に取り組んでいる。

キーワード：原子炉過酷事故、MPS 法、粒子法、VULCANO VE-U7, spreading, MCCI

1. 緒言

既存の解析手法では原子炉過酷事故時に格納容器床面の sump pit 等の凹部にデブリが集中して安定冷却が困難となる問題の正確な評価や対応策の検討が困難である。本研究では、伝熱・流動・相変化を伴う原子炉容器外 (Ex-Vessel) 溶融物挙動の理解の深化に取り組む。MPS 法による計算機実験、模擬溶融物流下試験、(U,Zr)O₂ 物性測定により機構論的な Ex-Vessel 溶融物挙動の予測を目標とする。本発表では全体概要と MPS 法による spreading 解析の高度化の過程で着目した VULCANO VE-U7 実験の解析について報告する。

2. 研究内容

2-1. MPS 法による Ex-Vessel 溶融物挙動の理解の深化 (早稲田大学)

MPS 法による解析により、溶融物の広がり (spreading) 停止機構および MCCI によるコンクリートの非等方浸食機構の解明に取り組んでいる。仏国で実施された VULCANO VE-U7 実験で着目されたセラミック床上とコンクリート床上の模擬コリウム spreading 挙動の違いを MPS 法の解析で検討し、コンクリート床の熱分解等によるガスバブルの発生が及ぼしうる以下の影響の可能性を検討した。(1) 模擬コリウムの実効的な熱伝導率が向上する可能性、(2) 模擬コリウム自由表面の表面積が増大し、実効的な輻射率が向上する可能性、(3) 模擬コリウムの実効的な粘性が増大する可能性。

電力中央研究所で実施された BWR の Mark-I 型格納容器ペデスタル部を模した 1/100 スケール体系の spreading 実験を MPS 法により解析し、床材のアブレーションを伴う溶融物の spreading によるサンプルへの流下やドライウェル床への流出を妥当に予測できることを確認した。

2-2. 模擬デブリ流下試験による MPS 解析結果の妥当性の検証 (電力中央研究所)

BWR Mark-I 型格納容器を模した実験体系を用いて模擬デブリ流下試験を実施する。試験パラメータに、デブリ初期温度、流体粘性係数、滴下位置、流量等を選定し、デブリの三次元流下挙動を可視化し、サンブピットや搬出口流出量の時間変化を計測する。異なる縮尺で試験し、スケール効果を定量化する。

2-3. (U,Zr)O₂ 流下試験による基礎データ取得 (大阪大学)

ガス浮遊させた ZrO₂ 試料を CO₂ レーザーで照射加熱し、落下する溶融 ZrO₂ 試料の挙動をハイスピードカメラで撮影し、可視化した。今後、試料の組成や温度等をパラメータに系統的なデータを取得する。

3. 謝辞

本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化」の成果である。

*Akifumi Yamaji¹, Masahiro Furuya², Yuji Ohishi³, Jubaidah¹ and Guangtao Duan¹

¹Waseda Univ., ²Central Research Institute of Electric Power Industry, ³Osaka Univ.,

LSTF 実験及び PWR プラントの冷却材喪失事故解析

Analyses of LSTF experiment and PWR plant for loss of coolant accident

*渡辺 正¹, 石垣 将宏¹, 勝山 仁哉²

¹ 福井大学, ² 原子力機構

原子力機構の大型実験装置 LSTF において行われた 5% コールドレグ破断冷却材喪失事故模擬実験の解析と、同じ条件を設定した PWR プラントの事故解析を RELAP5 コードにより行い、主要な熱水力現象について、実験解析と実機解析の差異を含め検討した結果を報告する。

キーワード : LSTF, PWR, 冷却材喪失事故, RELAP5

1. 緒言

プラントの事故解析は、総合効果実験や実験解析を参考とすることが多いが、実験装置と実機の違いや、実験解析と実機解析の違いが結果に及ぼす影響が懸念される。国際標準問題 ISP-26[1]として行われた実験に対して、実験装置及び実機プラントの入力モデルを作成し RELAP5[2]を用いて解析を行った結果を示す。

2. 解析

実験解析及び実機解析は、[1]を参考に行ったが、実験では炉心出力をヒータで模擬しているのに対し、実機解析では動特性計算により求めた。また、実験は、ほぼ同一の 2 ループ構成であるのに対し、実機解析では、健全側 3 ループをひとまとめとして扱った。まず、実験解析で一次系圧力が実験と一致するように臨界流モデル係数を決定し、同じ係数を実機解析に使用した。図 1 に示すように、一次系圧力の一致は良好であったが、初期の出力降下の差が圧力降下にも表れた。ループ流量は、図 2 に示すように、両解析及び実験の一致は良好であり、ループの模擬をふくめ、両解析のモデル化が妥当であることが確認された。

3. 結論

RELAP5 コードにより実験解析と実機解析を行い、実験との比較により、炉心出力やループの模擬等、両解析の差異について検討した。

参考文献

- [1] Y. Kukita, et. al., NEA/CSNI/R(91)13, OECD/NEA/CSNI(1992).
- [2] RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, Information Systems Laboratories, Inc. (2013).

*Tadashi Watanabe¹, Masahiro Ishigaki¹ and Jinya Katsuyama²

¹Univ. of Fukui, ²JAEA

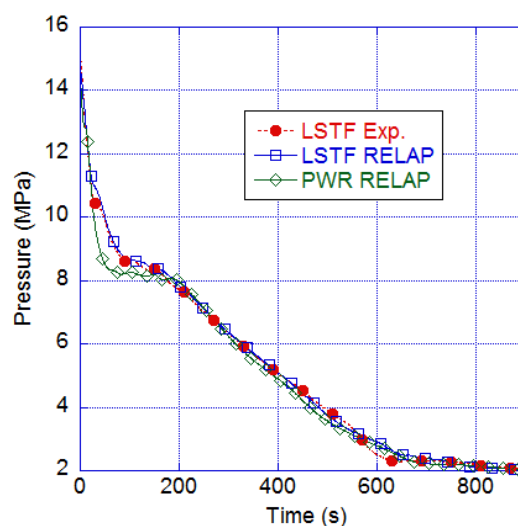


図 1 一次系圧力

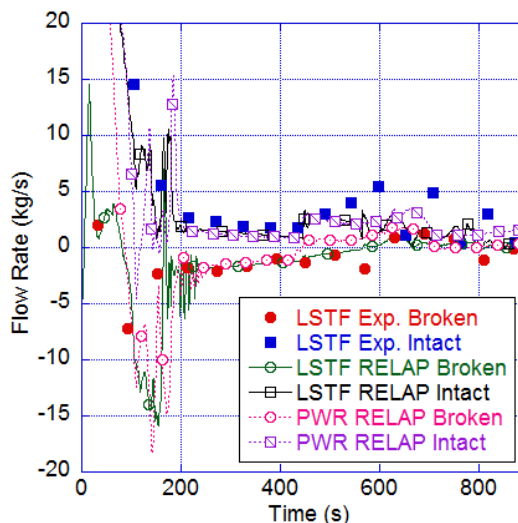


図 2 ループ流量

高圧・低流量域におけるバンドル内沸騰二相流のサブチャンネル解析

Subchannel analysis of boiling two-phase flow in a rod bundle at high pressure and low flow rate

*新井 崇洋¹, 古谷 正裕¹, 宇井 淳¹, 大川 理一郎¹

¹電力中央研究所

事故時の低流量域を想定した燃料集合体内沸騰二相流を対象として、サブチャンネル解析コード CTF を用いた定常三次元熱流動解析を実施した。サブチャンネルボイドセンサを用いて取得した実験結果と解析結果を対比し、当該事象に対する CTF の適用性を報告する。

キーワード：サブチャンネル解析, 5×5 バンドル, ボイド率分布, 沸騰二相流, サブチャンネルボイドセンサ

1. 緒言 事故時に原子炉への注水が停止した場合、燃料の冷却は炉心内の実水位、いわゆる二相水位に依存する。二相水位の予測精度を向上するためには、ボイド率分布を把握することが重要である。本報では、サブチャンネル解析コード CTF を用いて沸騰水型軽水炉（BWR）における事故時の低流量域を想定した定常沸騰二相流解析を実施し、既存研究においてサブチャンネルボイドセンサ（SCVS）を用いて取得した実験結果と対比して考察する。

2. 解析 解析体系は 5×5 発熱バンドル（燃料棒径 10 mm、燃料棒ギャップ 3 mm、有効発熱長 3.71 m）であり、鉛直方向は 40 mm のノード分割とした。解析条件は、圧力が定格運転圧力相当、質量流束が自然循環流量相当の低流量域、入口サブクール度が 7 K、バンドル熱出力が実機崩壊熱（定格熱出力の 1-7 %相当）の同様発熱分布である。

3. 結果及び考察 図 1 は圧力 7.2 MPa、質量流束 384 kg/m²s、入口温度 280 °C、バンドル熱出力 105 kW における CTF 解析結果と実験結果の比較である。実験では、バンドルの鉛直方向に設置した SCVS（2 層×8 箇所）を用いて断面あたり 132 点（サブチャンネル中央 32 点、ロッド表面近傍 100 点）のボイド率を 1250 断面/秒で 25 秒間取得した[1]。気相速度は近接設置した 2 層の SCVS により鉛直方向の気液界面移動速度として評価した。バンドル外周部を除く領域で沸騰が開始し、発生した蒸気がバンドル中央に集中して砲弾型分布に遷移する様子を再現でき、定量的にも概ね一致することを確認した。質量流束がより小さく、圧力が低いほど複雑かつ多次元的な沸騰流となるため、実験結果と解析結果の偏差は大きくなりやすいことから、今後は大気圧までの低圧・低流量域に対する CTF の適用性を検討する予定である。

4. 結論 事故時の高圧・低流量域を想定した場合の燃料集合体内沸騰二相流のサブチャンネル解析を実施し、サブチャンネルスケールで取得したボイド率分布及び気相速度分布の実験結果を再現できることを示した。

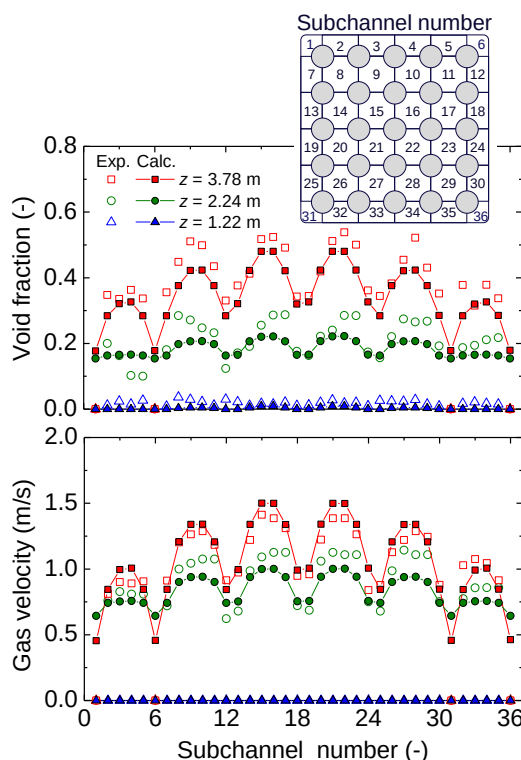


Fig.1 Comparison of CTF result with experimental data acquired by SCVS

参考文献

[1] Arai, T. et al., 2016, Proc. ATH'16, pp. 193–200.

*Takahiro Arai¹, Masahiro Furuya¹, Hiroki Takiguchi¹, Yoshihisa Nishi¹, Kenetsu Shirakawa¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

燃焼速度モデルを用いた水素火炎伝播の CFD 解析

CFD analysis of hydrogen flame propagation with burning velocity models

*茂木 孝介¹, Nuri Trianti¹, 松本 俊慶¹, 杉山 智之¹, 丸山 結¹

¹原子力機構

本研究では、水素予混合火炎伝播シミュレーションの高度化を目的とし、Turbulent Flame Closure モデルにおける燃焼速度モデルの違いが火炎伝播に与える影響を調査した。

キーワード：水素燃焼、数値流体力学、安全研究

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故における水素爆発以降、シビアアクシデント時の水素安全対策への関心が一層高まっている。数値流体力学（CFD）は事故シナリオや事故時の温度・圧力負荷を詳細に予測するツールとして期待されている。予混合火炎の CFD では近年、Turbulent Flame Closure(TFC)[1]モデルが注目されている。TFC モデルは未燃ガスで 0、既燃ガスで 1 となる反応進行係数で火炎を表現し、その輸送方程式を解くことで計算を簡略化する。しかし、簡略化により定量予測が困難であり、モデルの高度化が求められている。本研究では様々な燃焼速度モデルの違いが火炎伝播に与える影響を調査した。

2. 計算手法と計算結果

ENACCEF2 実験は、欧州技術支援機関ネットワーク（ETSON）の MITHYGENE プロジェクトで実施された水素爆燃ベンチマークテストである[2]。実験装置は、高さ 7.65m、内径 23cm の円筒状密閉容器で、水素と空気の予混合ガスを封入し、装置の下端で着火させる。円筒内に備えられた環状障害物により乱流が発生し、火炎を加速させる。

同実験の解析を目的として OpenFOAM を用いたコード開発を行った。乱流モデルには標準 k-ε モデルを採用した。進行係数の輸送方程式を閉じるために用いる層流燃焼速度は、希薄水素領域で報告例が少なく、精度保証範囲を超えて用いられることも多い。層流燃焼速度として、Bentaib&Chaumeix (BC) [3]、

Verhelst&Sierens(VS) [4]、Ravi&Petersen(RP) [5]を採用して計算を行った。図 1 に水素濃度 13%の条件に対する火炎面先端の時間発展を示す。どの層流燃焼速度式の結果も実験の傾向をよく再現したが、BC 式が実験結果に最も近い結果となった。OpenFOAM に元々実装されている RP 式は希薄水素濃度では燃焼速度を過小評価することが分かった。今後は乱流燃焼速度モデルの火炎伝播に与える影響を調査する予定である。

参考文献

[1] Lipatnikov, A. N., & Chomiak, J. (2002). *Prog. Energy Combust. Sci.*, 28(1), 1-74. [2] Bentaib, A., et al. (2018). *NUTHOS-12*, (pp. 14-18). [3] Bentaib, A., Chaumeix, N. (2012). *Tech. Rep., IRSN*. [4] Verhelst, S., & Sierens, R. (2003). *Int. Combust. Eng. Div. Spr. Tech. Conf.* (pp. 35-43). [5] Ravi, S., & Petersen, E. L. (2012). *Int. J. Hydrogen Energy*, 37(24), 19177-19189.

*Kosuke Motegi¹, Trianti Nuri¹, Toshinori Matsumoto¹, Tomoyuki Sugiyama¹, and Yu Maruyama¹

¹JAEA

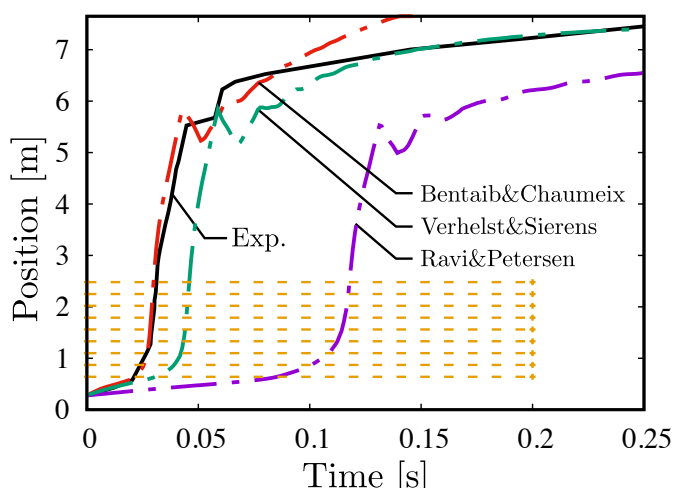


Figure 1. Temporal evolution of the flame trajectories.

垂直管内のガイゼリング現象に関する実験及び数値解析による予測 Experiments on the Gieseling phenomenon and prediction by numerical analysis in vertical pipe

*箱崎 裕太朗¹, 松村 邦仁¹

¹茨城大学大学院

垂直管内の液体の下端を加熱した場合、条件によっては内部の液体が激しく沸騰する突沸現象が生じることが知られている。このような現象はガイゼリングと呼ばれ、管路内で発生する不安定流動の1つである。本研究は実験及び数値解析によって、ガイゼリングの基本的特性を明らかにすることを目的とした。

キーワード：二相流, ガイゼリング, 不安定流動

1. 緒言

ガイゼリング現象は管路内で起きる不安定流動の1つであり、工業配管で発生した場合急激な温度及び圧力変動により機器の破損が起きる可能性があるため現象の解明が必要である。関連研究として、有富らは自然循環炉の動特性に関連して並列流路内で発生する不安定流動を調べると共にガイゼリング現象における加熱量と周期性の相関について報告している。本研究では加熱量、容器内の圧力、冷却水の温度がガイゼリング現象に与える影響を、実験及び実験装置をモデルとした数値解析により明らかにした。

2. 実験装置及び測定方法

実験装置の概要を Fig.1 に示す。主にガラス管及び下部沸騰容器、左部プレナムにより構成される。左部プレナムによりガラス管内の初期水位を調節し、沸騰容器下端に設置したシースヒータを通電することで実験を開始する。左部プレナムの温度は恒温槽で一定に保つ。沸騰容器下端より高さ 15cm に熱電対を設置し沸騰容器内の温度を計測する。差圧計により沸騰容器下端からガラス管液面までの差圧を計測する。

3. 実験及び計算結果

Fig.2 に本実験での温度及び差圧のデータを時系列で表したグラフを示す。実験条件は初期水位 $H=1.7[m]$ 、冷却水温度 $T_c=50[^\circ C]$ 、加熱量 Q は 600W 及び 800W を示す。グラフにおける温度及び圧力が急激に降下する時間帯でガイゼリングが観測される。実験モデルによる計算結果を Fig.3 に示す。温度上昇時の差圧変動部分を除けば概ね実験結果と類似した傾向を示した。

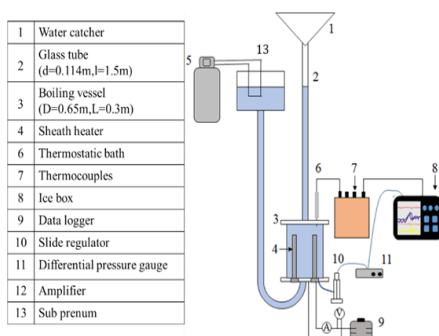


Fig.1 Experimental equipment

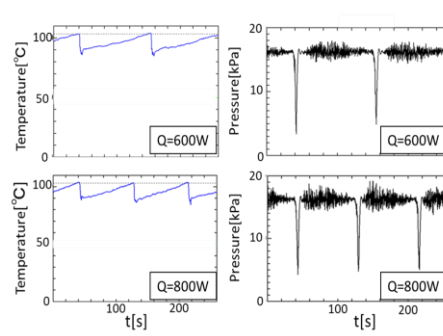


Fig.2 Fluctuation temperature and pressure
($H=1.7m, T_c=50[^\circ C]$)

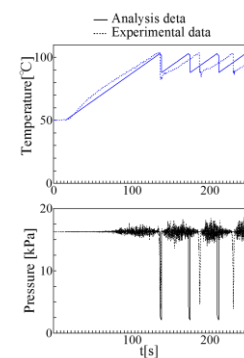


Fig.3 Analysis data
($T_c=50[^\circ C], Q=800[W]$)

参考文献

- [1] “垂直管内の沸騰現象に関する実験的研究” 松村邦仁ら 日本原子力学会論文誌 Vol.13, No.2, 51-61 (2014)
- [2] “自然循環沸騰水形露の起動時の不安定流動” 有富正憲ら 機論 (B 編) 59 巻 565 号 (1993-9) 2621-2627

*Yutaro Hakozaki¹, Kunihiro Matsumura¹

¹Ibaraki Univ.

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

[2J01-05] Subcritical Experiment and Analysis

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 9:30 AM - 10:55 AM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

[2J01] Reactivity estimation of KUCA subcritical cores

*Shouhei Araki¹, Yuichi Yamane¹, Kotaro Tonoike¹, Yasunori Kitamura², Tsuyoshi Misawa² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2J02] Reactivity estimation of KUCA subcritical cores

*Yuichi Yamane¹, Shohei Araki¹, Yasunori Kitamura², Tsuyoshi Misawa² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

9:45 AM - 10:00 AM

[2J03] Reactor Noise Analysis for a Subcritical Reactor System Driven by a Spallation Neutron Source in KUCA

*Kunihiro Nakajima¹, Kazuki Takahashi¹, Atsushi Sakon², Sin-ya Hohara², Kengo Hashimoto², Masao Yamanaka³, Tadafumi Sano³, Cheolho Pyeon³ (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

10:00 AM - 10:15 AM

[2J04] Reactor Noise Analysis for a Subcritical Reactor System Driven by a Spallation Neutron Source in KUCA

*Atsushi Sakon¹, Kunihiro Nakajima², Kazuki Takahashi², Sin-ya Hohara¹, Kengo Hashimoto¹, Masao Yamanaka³, Tadafumi Sano³, Cheolho Pyeon³ (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute, 2. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 3. Institute of Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

10:15 AM - 10:30 AM

[2J05] Simultaneous estimation of subcriticality, neutron generation time and external neutron source strength using particle filter method

*Takuya Ikeda¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Masao Yamanaka², Tadafumi Sano², Cheol Ho Pyeon² (1. Nagoya Univ., 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

10:30 AM - 10:45 AM

KUCA 未臨界炉心の反応度評価

(1) パルス中性子法を用いた動特性パラメータ β_{eff}/l の評価

Reactivity estimation of KUCA subcritical cores

(1) Kinematic parameter β_{eff}/l estimation using pulsed neutron method

*荒木 祥平¹, 山根 祐一¹, 外池 幸太郎¹, 北村 康則², 三澤 毅²

¹ 日本原子力研究開発機構

² 京都大学複合原子力科学研究所

反応度評価手法の開発の一環として、KUCA の A 架台 3/8" p36EU 炉心の複数の未臨界体系に対して、面積比法等の既存の手法を用いて反応度を評価するとともに動特性パラメータ β_{eff}/l を評価した。当該炉心の β_{eff}/l の値は MVP による計算結果と良く一致した。

キーワード：未臨界、反応度評価、パルス中性子法、KUCA、動特性パラメータ

1. 緒言

臨界安全の観点から未臨界体系における反応度の評価は重要であり、これまでに新たな評価手法として準定常状態の出力挙動に基づく反応度評価手法を提案している[1]。本研究において新手法の性能を評価するために、未臨界体系における実験を行い、面積比法、中性子源引抜法、Feynman- α 法を用いて反応度を評価した。Feynman- α 法による評価では、数値計算に基づく動特性パラメータ（実効遅発中性子割合 β_{eff} と即発中性子寿命 l ）を用いる。そこで、計算で得られる動特性パラメータの整合性を実験的に確認するため、測定結果から直接評価が可能な動特性パラメータである β_{eff}/l を改めて評価し、MVP による計算と比較した。

2. 実験手法

実験は京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）の A 架台を用いて行った。炉心は 2"×2"×1/16" の U-235 燃料板（93%濃縮）1枚と 2"×2"×1/8" のポリエチレン減速板3枚のユニットセルを36組使用した燃料体で構成する 3/8"p36EU 炉心であり、燃料体本数を $k_{\text{eff}} \sim 0.99$ となるように調整した。D-T パルス中性子源を用い、中性子検出器には $\phi 1/2$ " の BF_3 検出器を用いた。

パルス中性子源による面積比法を用いてドル単位の反応度 ρ を、パルス発生後の中性子密度の時間変化から即発中性子減衰定数 α を導出した。 β_{eff}/l は両者を図1のように1次関数で外挿することで決定した。

2. 結果・結論

実験において評価した動特性パラメータ ($\beta_{\text{eff}}/l = 163.4 \pm 7.1$) は JENDL-4.0 を用いた MVP の計算結果 ($\beta_{\text{eff}}/l = 159.0 \pm 3.9$) と良く一致することを確認した。このとき計算では $\beta_{\text{eff}} = (7.722 \pm 0.189) \times 10^{-3}$ 、 $l = (4.855 \pm 0.16) \times 10^{-5}$ であった。面積比法、引抜法、Feynman- α 法を用いた未臨界体系の反応度は評価手法によって数十セントの差がみられた。

参考文献 [1] 山根祐一, 準静的状態の出力挙動に基づいて反応度と核分裂同位体比を同時に求める方法の理論的開発, 2018 秋の年会 1M08.

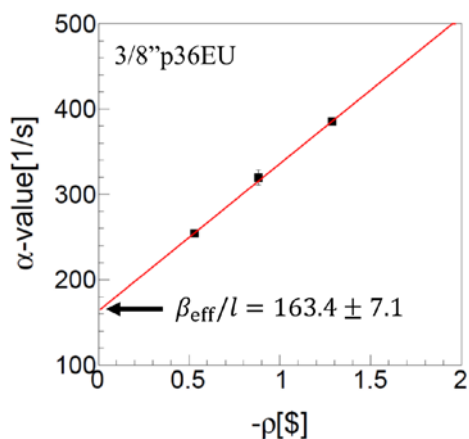


図1. β_{eff}/l の導出

*Shouhei Araki¹, Yuichi Yamane¹, Kotaro Tonoike¹, Yasunori Kitamura², and Tsuyoshi Misawa²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Kyoto Univ.

KUCA 未臨界炉心の反応度評価
(2) 準静的状態の出力挙動に基づく評価

Reactivity estimation of KUCA subcritical cores

(2) Estimation based on power profile in quasi-steady state

*山根 祐一¹, 荒木 祥平¹, 北村 康則², 三澤 毅²

¹原子力機構, ²京大複合研

反応度評価手法の比較のため、KUCA の A 架台を用いて複数の互いに異なる未臨界炉心を構成し、既存の手法及び新たに開発した手法を適用して反応度を評価した。臨界に近い炉心に対して、準静的状態の出力挙動に基づいて評価した反応度 (E) は、MVP による計算値 (C) に対して $C/E = 0.9 \sim 1.5$ 程度であった。

キーワード： 未臨界, 反応度評価, 準静的状態, 出力挙動, KUCA

1. 緒言

準静的状態での出力挙動に基づいてドル単位の反応度を評価する手法を開発している^[1]。この手法の特徴は、予備解析を必要としないため、炉心の特性（燃料組成、内部構造、外部形状）について不明でも評価が可能なことである。検証のための実験データがほとんどないことが問題であった。

KUCA の A 架台 3/8” p36EU 炉心を基にした複数の未臨界体系において、D-T パルス中性子源を用いてソース引き抜きを模擬した条件で、BF₃ 検出器により中性子計数率を記録した。このデータに開発中の手法を適用して反応度を評価し、MVP コードによる解析結果及び既存の手法による評価結果^[2]と比較した。

この成果及び得られたデータは、新手法の検証及び今後の開発に役立つことが期待できる。

2. 実験及び解析

Feynman- α 法等を適用するデータを同時に取得するため、図 1 に示すように、初めに同法に適する計数率での安定状態を維持して中性子計数を記録した。次にパルス中性子源を OFF にして変化する計数率を記録した。

計数率の移動平均をとったデータに対して新手法を適用して反応度を評価した。表 1 に示すように、臨界に近い 3 つのケースで C/E は $0.9 \sim 1.5$ 程度となった。別途行った TRACY データ^[3]の解析結果と比較すると、準定常状態初期の計数率が 2 桁小さいためにゆらぎの影響が大きく、 C/E が大きくなったと考えられる。

3. 結論

非常に小さな中性子計数率に対してもある程度の評価が可能なことが示された。今後評価手順を工夫することでより評価精度の向上を図る。

参考文献

[1] 山根祐一、2018 秋の年会 1M08. [2] 荒木祥平、他、2019 春の年会. [3] S. Gunji, et al., PHYSOR 2004 (2004).

*Yuichi Yamane¹, Shouhei Araki¹, Yasunori Kitamura² and Tsuyoshi Misawa²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Kyoto University.

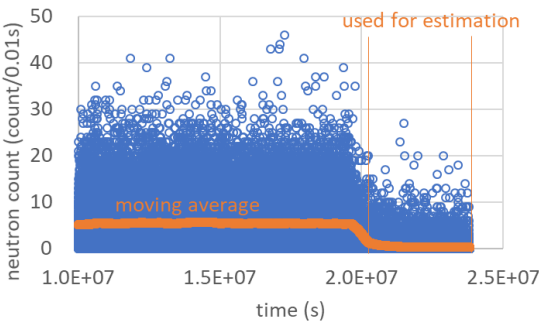


図 1：中性子計数率

表 1：解析との比較

CORE	MVP	new	C/E	initial count rate (cps)
KUCA	-0.49	-0.53	0.9	~50
	-1.0	-0.74	1.4	~30
	-1.3	-0.88	1.5	~20
TRACY	-1.4	-1.3	1.1	~1000

KUCA における核破砕中性子源駆動下の未臨界炉体系に対する炉雑音解析 (1) 遅発中性子寄与を考慮した Rossi- α 及び Feynman- α 解析

Reactor Noise Analysis for a Subcritical Reactor System Driven by a Spallation Neutron Source in KUCA

(1) Rossi- α and Feynman- α analysis considering delayed-neutron contribution

*中嶋 國弘¹, 高橋 和暉¹, 左近 敦士², 芳原 新也², 橋本 憲吾²,
山中 正朗³, 佐野 忠史³, 卞 哲浩³

¹近畿大学大学院総合理工学研究科, ²近畿大学原子力研究所, ³京都大学複合原子力科学研究所

京都大学臨界集合体 (KUCA) に構築された加速器駆動未臨界体系において核破砕中性子源駆動下の Feynman- α 法及び Rossi- α 法による炉雑音解析を実施した。遅発中性子寄与を考慮することで核破砕中性子源駆動下においても即発中性子減衰定数を推定できることを確認した。

キーワード：炉雑音解析, Feynman- α , Rossi- α , 即発中性子減衰定数, 核破砕中性子源, ADS

1. 緒言

炉雑音解析の加速器駆動システム (ADS) への適用においてパルス中性子源等による非相関成分を考慮しない理論式を採用した解析では即発中性子減衰定数の決定は困難であった。本研究では従来の解析式に非相関成分項を追加した解析式を用いて、核破砕中性子源駆動下で即発中性子減衰定数の決定を試みた。

2. 実験及び解析方法

京都大学臨界集合体 (KUCA) の A 架台に構築された ADS 模擬体系に BF₃ 計数管を設置し、核破砕パルス中性子源駆動下での時系列データを幾つかの未臨界度の異なる体系で 30 分間取得した。Degweker[1]が提案した即発中性子のみを考慮した理論式に遅発中性子項として Feynman- α 法ではゲート時間幅の比例項を付加し、Rossi- α 法では遅発中性子項として定数項を付加した改良理論式を採用した。取得した時系列データに対して解析を実施し、改良理論式に基づくフィッティングから即発中性子減衰定数 α を決定した。

3. 結果

図 1, 2 に改良した理論式を採用した Feynman- α 法および Rossi- α 法による解析結果を示す。遅発中性子寄与を考慮した改良理論式に基づくフィッティングは非常に良好であり、パルス中性子源に起因する非相関成分もよく表現している。核破砕中性子源駆動下における両手法のデータ解析から決定した即発中性子減衰定数は、誤差の範囲で一致した。

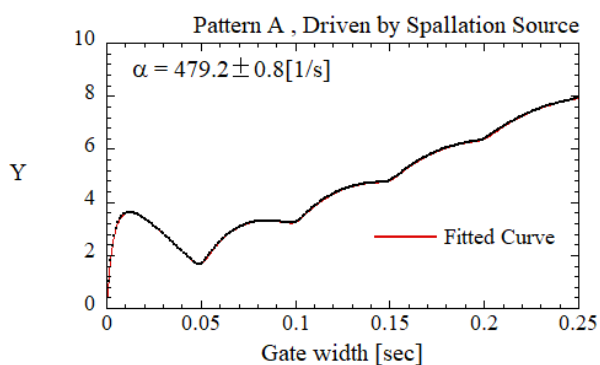


図 1 : Feynman- α 法による解析結果

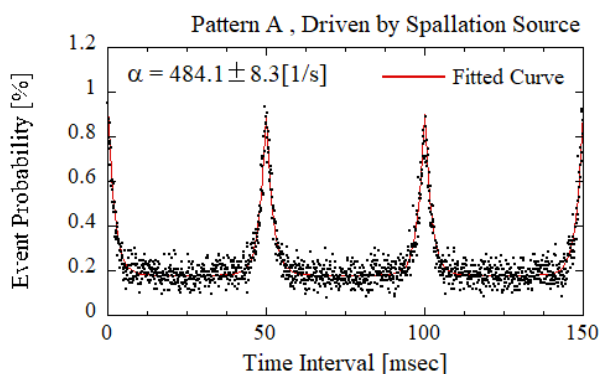


図 2 : Rossi- α 法による解析結果

参考文献

[1] S.B. Degweker, Reactor Noise in Accelerator Driven Systems, Ann. Nucl. Energy, 30, pp.223-243 (2003).

*Kunihiro Nakajima¹, Kazuki Takahashi¹, Atsushi Sakon², Sin-ya Hohara², Kengo Hashimoto², Masao Yamanaka³, Tadafumi Sano³, and Cheolho Pyeon³ (¹Graduate School of Science and Technology, Kindai University, ²Atomic Energy Research Institute, Kindai University, ³Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

KUCA における核破砕中性子源駆動下の未臨界炉体系に対する炉雑音解析
(2) パワースペクトル法による解析

Reactor Noise Analysis for a Subcritical Reactor System Driven by a Spallation Neutron Source in KUCA
(2) Analysis by Power Spectral Method

*左近 敦士¹, 中嶋 國弘², 高橋 和暉², 橋本 憲吾¹, 芳原 新也¹,
山中 正朗³, 佐野忠史³, 卞哲浩³

¹ 近畿大学原子力研究所, ² 近畿大学大学院総合理工学研究科, ³ 京都大学複合原子力科学研究所

京都大学臨界集合体において構築された核破砕中性子源駆動下の未臨界体系においてパワースペクトル法による未臨界度解析を実施した。不安定な核破砕中性子源駆動下においても非相関成分の解析により即発中性子減衰定数が推定できることを確認した。

キーワード：未臨界度、加速器駆動システム、核破砕中性子源、パワースペクトル密度、炉雑音解析

1. 緒言

炉雑音解析の加速器駆動システム (ADS) への適用において核破砕中性子源の不安定性に加え、パルス中性子源による非相関成分を考慮しない理論式を採用した解析では即発中性子減弱定数の決定は困難であった。本研究ではパワースペクトル法を用いた解析により、核破砕中性子源駆動下における即発中性子減弱定数の決定を実施した。

2. 未臨界度測定実験

京都大学臨界集合体 (KUCA) の A 架台に核破砕中性子源駆動 ADS 模擬体系を構築、体系内に設置した BF₃ 計数管 (1/2" φ) の時系列データを取得した。実験は異なる未臨界度を設定した複数の条件で実施し、FFT アナライザによるパワースペクトル解析を実施した。取得した自己パワースペクトル密度及び相互パワースペクトル密度は共に相関成分が白色化しているものの、パルス中性子源駆動体系特有の非相関ピーク成分が確認できた。

3. 結果

図 1 に Pattern A における相互パワースペクトル密度の解析結果を示す。白色化により相関成分から即発中性子減衰定数を算出することは困難であるが、白色化の影響を受けていない非相関ピーク成分を用いることで即発中性子減衰定数を決定することができた。表 1 に遅発中性子を考慮した Feynman- α 法及び Rossi- α 法による解析結果との比較を示す。3 つの手法による解析結果は誤差範囲内でこそ一致しなかったが、概ね一致する結果となった。

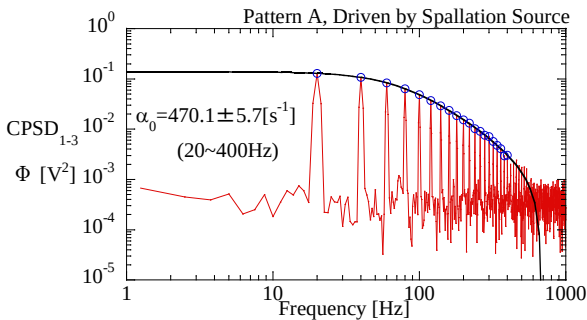


図 1 相互パワースペクトル密度

表 1 解析結果の比較

Pattern A	Prompt-Neutron Decay Constant
	α_0 [s ⁻¹]
Feynman- α	479.2 $\pm$ 0.8
Rossi- α	484.1 $\pm$ 8.3
Power Spectral	470.1 $\pm$ 5.7

*Atsushi Sakon¹, Kunihiro Nakajima², Kazuki Takahashi², Sin-ya Hohara¹, Kengo Hashimoto¹, Masao Yamanaka³, Tadafumi Sano³ and Cheolho Pyeon³, (¹Atomic Energy Research Institute, Kindai University. ²Graduate School of Science and Engineering, Kindai University. ³Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.)

粒子フィルタ法を用いた未臨界度、中性子生成時間、外部中性子源強度の同時推定

Simultaneous estimation of subcriticality, neutron generation time and external neutron source strength using particle filter method

*池田 卓弥¹, 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹, 山中 正朗², 佐野 忠史², 卞 哲浩²

¹名古屋大学,²京都大学複合原子力科学研究所

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の実験で得られた中性子計数率の時系列データに対して粒子フィルタ法を適用し、未臨界度、中性子生成時間、外部中性子源強度の同時推定を実施した。

キーワード：未臨界度、中性子生成時間、外部中性子源強度、粒子フィルタ法、一点炉動特性方程式、京都大学臨界集合体実験装置

1. 緒言 中性子生成時間 Λ および外部中性子源強度 S に時間変化が生じる場合や不確かさが大きい場合、従来の逆動特性法では適切な未臨界度($-\rho$)の推定結果が得られないという問題がある。その問題を解決する手法として本研究では粒子フィルタ法[1]に着目した。粒子フィルタ法では、パラメータ(例: $-\rho, \Lambda, S$)が従う確率分布を多数の”粒子”で近似する。個々の粒子に対する中性子数の時間変化を支配方程式(例:一点炉動特性方程式)に基づいて予測し、観測値(例:中性子計数率)との差異が小さい(尤度の値が大きい)粒子をベイズ推定により優先的に選択することで、パラメータの予測結果を動的に改善する。本発表では、粒子フィルタ法により($-\rho$)、 Λ 、 S の同時推定を実施した結果を報告する。

2. 実験解析 KUCA-A 架台において図 1 に示す加速器駆動未臨界炉心で過渡変化実験を実施した。

①DT ビーム強度 20→100Hz へ上昇、制御棒挿入(②C1、③C3、④C2)、⑤中心架台落下により順次体系に過渡変化を与えた。(i)BF₃検出器と(ii)中性子レムカウンタ(トリチウムターゲット直上)により取得した2種類の中性子計数率時系列データに対し、同時に粒子フィルタ法を適用した。粒子フィルタ法では一点炉動特性方程式に基づき中性子計数率を予測し、 $(-\rho)$ 、 Λ 、 S の同時推定を行った。

3. 推定結果

未臨界度の推定結果を図2に示す。

凡例”PF”が 10^4 個の粒子から得られた平均値、エラーバーが 10^4 個の粒子の不偏標準偏差 $\pm 2\sigma$ である。凡例”Reference”は参照値として MCNP6.2 により計算した結果である。図 2 から、①ビーム強度上昇直後と⑤中心架台落下後を除き、粒子フィルタ法による推定結果 $\pm 2\sigma$ の範囲内に参照値が含まれていることが確認できる。中性子生成時間、外部中性子源強度の推定結果については当日の発表において報告する。

参考文献 [1] G Kitagawa, *J Comput Graph Stati*, 5[1], pp.1-15, (1996).

謝辞 本研究は KUCA 共同利用研究(CA3004)の成果であり、JSPS 科研費(17K14909)の助成による。

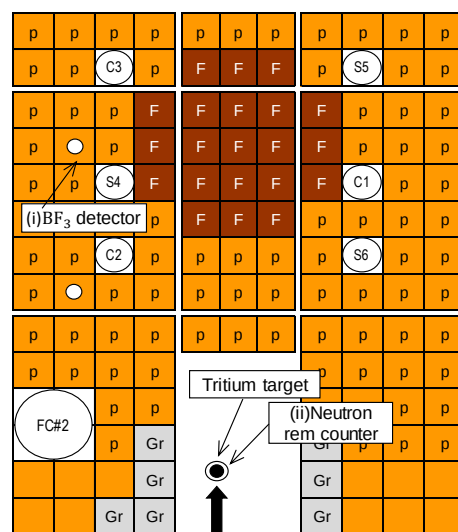


図 1 実験体系

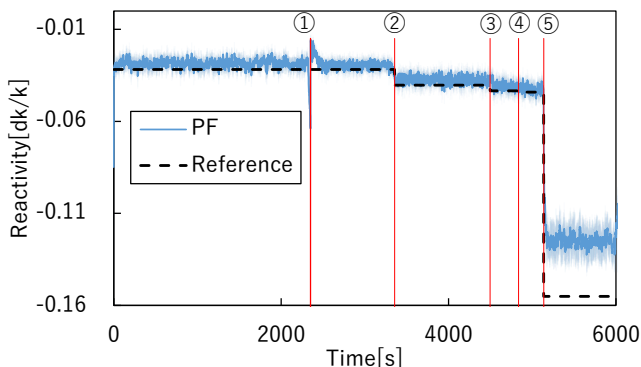


図2 粒子フィルタ法による未臨界度の推定結果

* Takuya Ikeda¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Masao Yamanaka², Tadafumi Sano² and Cheol Ho Pyeon²

¹Nagoya University, ²Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

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

[2J06-09] uncertainty evaluation

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 10:55 AM - 12:00 PM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

[2J06] Generalization of the formulation on extended cross-section adjustment method

*Kenji Yokoyama¹, Takanori Kitada² (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM

[2J07] Bias factor and cross-section adjustment methods using prompt neutron decay constant

*Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya University)

11:10 AM - 11:25 AM

[2J08] Implementation of random sampling for ACE-format cross sections using FRENDY

*Ryoichi Kondo¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Kenichi Tada² (1. Nagoya Univ., 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[2J09] Development of a prediction model for modeling approximation error in the severe accident condition with a surrogate model

*Tomomi Hanai¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹, Kento Yamamoto², Yasunori Ohoka², Hiroaki Nagano² (1. Nagoya Univ., 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

11:40 AM - 11:55 AM

拡張炉定数調整法の定式の一般化

Generalization of the Formulation on Extended Cross-section Adjustment Method

*横山 賢治¹, 北田 孝典²

¹原子力機構, ²大阪大学

次元の拡大を許すような係数行列を採用した最小分散不偏線形推定を用いて、従来・拡張炉定数調整法の定式化を行うと、それぞれ、ベイズの定理に基づく従来・拡張炉定数調整法の式と完全に等価になる。この定式化による結果に基づいて各手法の定義を整理し、これまでに得られた結果を総括する。

キーワード：炉定数調整法、最小分散不偏線形推定、ベイズの定理、正規分布、核データ、不確かさ

1. 緒言

最小分散不偏線形推定に基づくと考えられる拡張バイアス因子法[1]とベイズの定理に基づく従来炉定数調整法 (CBCA) [2,3]を理論的に統合するため、ベイズの定理に基づく拡張炉定数調整法 (CBEA) [3]、最小分散不偏推定に基づく炉定数調整法[4]、次元削減炉定数調整法[5]を開発した。これにより、①拡張炉定数調整法と拡張バイアス因子法が等価であること、②従来炉定数調整法については、ベイズの定理に基づく導出、最小分散不偏推定に基づく導出のいずれも、設計予測値・精度、調整後の炉定数セットのすべてが等価になることが確認できた。更に、③次元拡大を含む最小分散不偏線形推定に基づく従来炉定数調整法 (MLCA)、拡張炉定数調整法 (MLEA) では、従来炉定数調整法、拡張炉定数とともに、ベイズの定理に基づく式と等価になることが確認できた[6]。なお、MLEA の導出では無数に存在する拡張炉定数調整法の解を陽に扱っており、より一般化された定式化となっている。以上により、理論統合は完成したと考えられる。文献[4]、[5]の手法は、次元の拡大、すなわち、調整する核データの数よりも調整に用いる積分実験データの数の方が小さい劣決定問題の条件の下で炉定数調整法を適用する際に情報量を補う効果を別の方法で扱っているため、従来炉定数調整法の理論の解釈や結果の分析・検証において、今後も重要な役割を果たすと考えられる。

2. 数式による各手法の定義と結果の総括

CBCA、CBEA は、積分実験データ $R_e^{(1)}$ が得られたという条件の下で、それぞれ、炉定数セットの推定値 $\hat{T}$ 、設計対象炉心核特性の計算予測値 $R_c^{(2)}(\hat{T})$ の事後確率を最大化する手法であるので、以下のように定義できる。

$$T_{CBCA} \triangleq \operatorname{argmax}_{\hat{T}} P(\hat{T} | R_e^{(1)}), \quad T_{CBEA} \triangleq \operatorname{argmax}_{\hat{T}} P(R_c^{(2)}(\hat{T}) | R_e^{(1)})$$

ここで、 $\operatorname{argmax}_x f(x)$ は関数 $f(x)$ を最大にする x の集合、 $P(\cdot | \cdot)$ は条件付き確率を表す。一方、MLCA、MLEA は、積分実験データの実験値 $R_e^{(1)}$ と計算値 $R_c^{(1)}(T_0)$ の差を線形結合することで積分実験データの数よりも多い数の核データを含む炉定数セットを推定できると仮定する。すなわち、 $\hat{T} = T_0 + F_x (R_e^{(1)} - R_c^{(1)}(T_0))$ ($x = \text{MLCA, MLEA}$) が成り立つと仮定した上で、それぞれ、炉定数セットの推定値、設計対象炉心核特性の計算予測値 (及び炉定数セットの推定値) の分散を最小化する手法であるので、以下のように定義できる。

$$F_{MLCA} \triangleq \operatorname{argmin}_F \operatorname{tr}(\operatorname{Var}(\hat{T})), \quad F_{MLEA} \triangleq \operatorname{argmin}_F \operatorname{tr}(\operatorname{Var}(R_c^{(2)}(\hat{T}))) \cap \operatorname{argmin}_F \operatorname{tr}(\operatorname{Var}(\hat{T}))$$

ここで、 $\operatorname{argmin}_x f(x)$ は関数 $f(x)$ を最小にする x の集合、 $\operatorname{tr}(\cdot)$ は行列のトレース、 $\operatorname{Var}(\cdot)$ は分散を表す。このように定義された CBCA と MLCA、CBEA と MLEA は等価であるので、以下のように整理できる。

$$T_{CBCA} = T_{MLCA}, \quad T_{CBEA} = T_{MLEA}$$

3. 結論

拡張バイアス因子法と炉定数調整法の理論統合の結果を簡潔な定義式で整理し、得られた結果を総括した。

参考文献：[1] JNST **44**(12), 1509-1517 (2007) [2] NSE **62**, 117-129 (1977) [3] NSE **103**, 157-165 (1989) [3] JNST **49**(12), 1165-1174 (2012), [4] JNST **53**(10), 1622-1638 (2016), [5] JNST **55**(3), 319-334 (2018), [6] JNS, **56**(1), 87-104 (2019).

*Kenji Yokoyama¹ and Takanori Kitada²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Osaka University

即発中性子減衰定数を用いたバイアス因子法および炉定数調整法

Bias Factor and Cross-section Adjustment Methods using Prompt Neutron Decay Constant

*遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹

¹名古屋大学

京都大学臨界集合体実験装置 KUCA の炉雑音解析により得られた即発中性子減衰定数 α の測定値を活用し、バイアス因子法および炉定数調整法により、実効増倍率 k_{eff} の核データ起因不確かさ低減について検討した。

キーワード：即発中性子減衰定数, 摂動論, 感度解析, バイアス因子法, 炉定数調整法

1. 緒言 炉物理分野におけるデータ同化手法の活用として、パルス中性子法や炉雑音解析(例：Feynman- α 法)で測定可能な「即発中性子減衰定数 α 」に注目し研究を進めている。これまでの成果として、効率良い感度解析手法を確立するため、 ω 固有値方程式と一次摂動論に基づき α の感度係数評価式を導出し、 S_N 輸送計算(PARTISN)により直接摂動法で得られた感度係数参照値と比較することで妥当性を確認した[1]。また α の測定誤差評価手法として、bootstrap 法に基づく Feynman- α 法を考案した[2]。本発表では、①運転停止中の KUCA における Feynman- α 法の測定結果および②摂動論により推定した実効増倍率 k_{eff} , α の相対感度係数 $S_{k_{\text{eff}}, \sigma}$, $S_{\alpha, \sigma}$ を活用し、 α を用いたバイアス因子法および炉定数調整法の試算結果について報告を行う。

2. α を用いたデータ同化手法 ベイズ理論に基づくことで、① α の(測定値)/(計算値)比を要素としたベクトル $\vec{f}_{\alpha}$ 、②核データ σ に対する相対感度係数行列 $S_{k_{\text{eff}}, \sigma}$, $S_{\alpha, \sigma}$ 、③3つの共分散(核データ起因 Σ_{σ} , 手法起因 V_{model} , 測定誤差起因 $V_{\text{exp}, \alpha}$)より、 α 測定値を用いたバイアス因子法として(1)–(3)式を導出することができる。

$$\vec{f}_{k_{\text{eff}}} = \vec{1} + K_{k_{\text{eff}}}(\vec{f}_{\alpha} - \vec{1}) \cdots (1), \Sigma'_{k_{\text{eff}}} = S_{k_{\text{eff}}, \sigma} \Sigma_{\sigma} S_{k_{\text{eff}}, \sigma}^T + V_{\text{model}, k_{\text{eff}}} - K_{k_{\text{eff}}} (S_{\alpha, \sigma} \Sigma_{\sigma} S_{k_{\text{eff}}, \sigma}^T + V_{\text{model}, (k_{\text{eff}}, \alpha)}) \cdots (2),$$

$$K_{k_{\text{eff}}} \equiv (S_{k_{\text{eff}}, \sigma} \Sigma_{\sigma} S_{k_{\text{eff}}, \sigma}^T + V_{\text{model}, (k_{\text{eff}}, \alpha)}) (S_{\alpha, \sigma} \Sigma_{\sigma} S_{\alpha, \sigma}^T + V_{\text{exp}, \alpha} + V_{\text{model}, \alpha})^{-1} \cdots (3)$$

設計体系の k_{eff} 計算値にバイアス因子 $\vec{f}_{k_{\text{eff}}}$ を乗じることで、 k_{eff} 共分散は $\Sigma'_{k_{\text{eff}}}$ に改善され、設計体系と α 測定体系との相関が強いほど k_{eff} 予測結果の系統誤差・不確かさ低減が期待できる。同様に、 α 測定値を用いた炉定数調整法(4)–(6)式も導出することができ、入力値である核データ σ とその共分散も更新可能である。

$$\vec{f}_{\sigma} = \vec{1} + K_{\sigma}(\vec{f}_{\alpha} - \vec{1}) \cdots (4), \Sigma'_{\sigma} = \Sigma_{\sigma} - K_{\sigma} S_{\alpha, \sigma} \Sigma_{\sigma} \cdots (5), K_{\sigma} \equiv \Sigma_{\sigma} S_{\alpha, \sigma}^T (S_{\alpha, \sigma} \Sigma_{\sigma} S_{\alpha, \sigma}^T + V_{\text{exp}, \alpha} + V_{\text{model}, \alpha})^{-1} \cdots (6)$$

3. 結果 SCALE6.2.3/CENTRM により評価した 56 群実効断面積を利用して、運転停止中の KUCA-A 架台(α 測定値 1618.5 ± 6.5 [1/s], $k_{\text{eff}} \approx 0.937$)について PARTISN により非均質 S_N 輸送計算を実施し、相対感度係数行列を推定した。手法起因共分散 V_{model} をゼロと近似した試算例として、別の KUCA 未臨界体系($k_{\text{eff}} \approx 0.982$)の炉定数調整前後の核データ起因 k_{eff} 不確かさ寄与を図1示す。 α 測定値を活用したデータ同化前後で、核データ起因の k_{eff} 不確かさは約 1/10 (741→63 [pcm])まで低減できた。

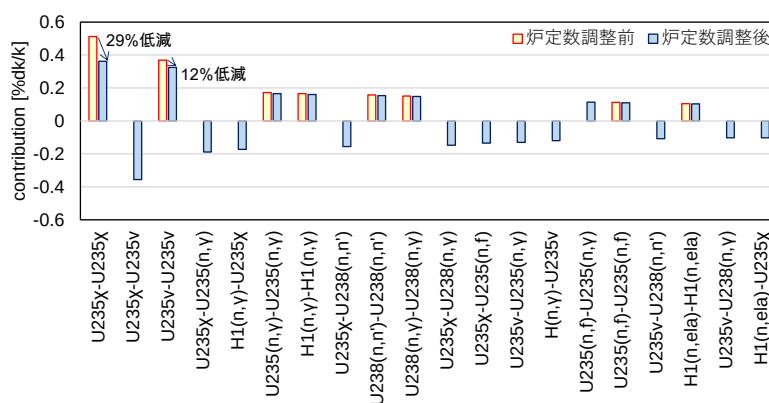


図1 炉定数調整前後の核データ起因 k_{eff} 不確かさ寄与

参考文献 [1] T. Endo, A. Yamamoto, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**(11), pp. 1245–1254 (2018).

[2] T. Endo, A. Yamamoto, *Ann. Nucl. Energy*, **124**, pp. 606–615 (2019).

謝辞 本研究は JSPS 科研費(17K14909)の助成による。

* Tomohiro Endo¹ and Akio Yamamoto¹

¹Nagoya Univ.

FRENDY を用いた ACE 形式断面積のランダムサンプリング実装

Implementation of random sampling for ACE-format cross sections using FRENDY

*近藤 諒一¹, 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹, 多田 健一²

¹名古屋大学, ²原子力機構

核データ処理コード FRENDY のモジュールを用いて、ACE 形式の断面積に任意の摂動を与える機能を開発した。この摂動機能を用いて、ACE 形式の断面積を共分散データに基づいてランダムサンプリングし、断面積起因の核特性の不確かさ評価手法であるランダムサンプリング法を、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP に適用した。

キーワード : FRENDY, ACE ファイル, 評価済み核データライブラリ, 不確かさ評価, ランダムサンプリング

1. 緒言 : 炉心解析における不確かさの一つとして、入力パラメータである核データの不確かさがある。先行研究では軽水炉などの複雑な炉心に対する実用的な不確かさ評価としてランダムサンプリング法が検討され、その妥当性が示された[1]。先行研究では決定論手法の炉心計算コードを用いているが、精度や汎用性の観点からランダムサンプリング法を連続エネルギーモンテカルロコードへ適用することが望まれる。本研究では、JAEA が開発した核データ処理コード FRENDY[2]のモジュールを用いて、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP で用いられる ACE(A Compact ENDF)形式の断面積を摂動させるシステムを開発した。また、MCNP にランダムサンプリング法を適用し、その妥当性を確認した。

2. 開発した摂動機能 : 本研究では、ACE 形式の連続エネルギー核データを摂動させるシステムを FRENDY の計算機能を用いつつ開発した。本システムでは、任意エネルギー領域に対し、弾性散乱・核分裂・捕獲・ ν 値・核分裂スペクトルを入力値に基づき摂動させることができる。本研究では、評価済み核データライブラリ ENDF/B-VII.1 を MCNP 用に処理した ACE ファイルを用いた。断面積の共分散をもとに反応や核種の相関を考慮した断面積摂動因子を作成し、開発したシステムを用いて摂動因子を断面積に作用させることでランダムサンプリングを行った。

3. 結果・考察 : 開発したシステムにより ^{234}U ・ ^{235}U ・ ^{238}U の弾性散乱・核分裂・捕獲・ ν 値・核分裂スペクトルの断面積を共分散データに基づき摂動させたライブラリを 50 個作成し、ランダムサンプリング法(RS)により Godiva 炉心の核特性不確かさを評価した。表 1 より、得られた実効増倍率 k_{eff} の相対標準偏差は、摂動論に基づく決定論的手法(TSUNAMI-1D)と統計誤差の範囲内で一致しており、断面積摂動機能の妥当性が確認できた。また図 1 で示すように、 k_{eff} と動特性パラメータ(実効遅発中性子割合 β_{eff} および中性子生成時間 Λ)間には相関があったため、バイアス因子法によりの β_{eff} および Λ の不確かさ低減についても検討した。今後は、他の核種・核反応も取り扱えるよう摂動機能を拡張する予定である。また、JAEA と協力し、今回開発した機能を FRENDY の計算機能として追加することを検討している。

謝辞 : 本研究は JSPS 科研費(18K05002)の助成による。

参考文献

- [1] A. Yamamoto, K. Kinoshita, T. Watanabe *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, **181**[2], 160-174(2015).
- [2] K. Tada, Y. Nagaya, S. Kunieda, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**[7], 806-817(2017).

*Ryoichi Kondo¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ and Kenichi Tada²

¹Nagoya Univ., ²JAEA

表 1 実効増倍率の相対標準偏差
および 95%信頼区間

	RS	TSUNAMI
相対標準偏差[%]	1.21 [0.94 - 1.42]	1.09

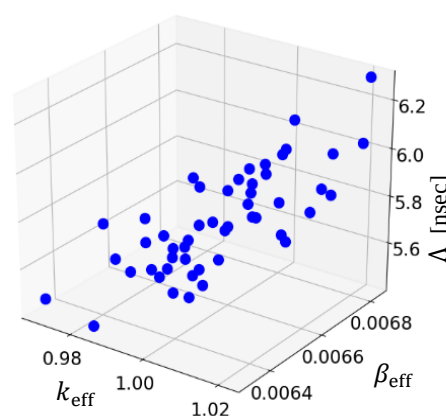


図 1 k_{eff} と動特性パラメータの相関

サロゲートモデルを用いた過酷事故条件における解析手法起因誤差の予測モデルの開発

Development of a prediction model for modeling approximation error
in the severe accident condition with a surrogate mode

*花井 智海¹, 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹, 山本 健士², 大岡 靖典², 長野 浩明²

¹名古屋大学, ²原子燃料工業

主成分分析(PCA)及び Kriging を用いて、過酷事故条件で発生する高ボイド条件における核特性解析手法起因誤差の予測を可能とするサロゲートモデルを作成した。

キーワード：主成分分析, Kriging, 解析手法起因誤差, サロゲートモデル, 高ボイド, 過酷事故条件

1. 緒言

炉心設計においては、核計算コードにより求められる炉心の核特性と制限値を比較している。一般的な核計算コードでは、Characteristics 法(MOC)等、様々な解析手法が用いられているが、そこには解析手法に起因する誤差が存在する。特に、減速材領域のボイド割合が高い過酷事故条件では、解析手法起因誤差が大きくなり得ることが知られている。解析手法起因誤差は、連続エネルギーモンテカルロ計算等による参照解と比較することで評価される。しかし、大型の体系で参照解に値する計算結果を得るのに多大な計算コストを要するため、解析手法起因誤差を評価することは難しい。そこで本研究では、参照解を求めることが容易なピンセル体系における少数の検証結果を用いて、設計計算で得られる核特性パラメータから、ボイドを含む集合体系の解析手法起因誤差を予測可能なサロゲートモデル^[1]の作成方法を検討する。

2. サロゲートモデル作成手法

実機の運転・事故状態を模擬する入力条件の範囲でランダムサンプリングを行い、ボイドを含む UO2 ピンセル体系のインプットを 300 ケース作成した。これらのインプットをもとに、設計計算として CASMO-4(MOC)の結果及び参照値として MVP の結果を用い、両者の差異として実効増倍率の解析手法起因誤差を求めた。ライブラリは ENDF/B-VI.8 を用いた。CASMO-4 の結果より、体系全体で平均化した 9 群の中性子束及び巨視的断面積(捕獲、生成、全)、実効増倍率の計 37 種の核特性パラメータを読み取った。得られた 37 種の核特性パラメータに主成分分析を適用し、解析手法起因誤差及び固有値が大きい 4 種の主成分得点をまとめて、訓練データとした。訓練データに対して、1 次のトレンドを考慮した普遍 Kriging を適用することにより、解析手法起因誤差を評価可能なサロゲートモデルを作成した。

3. 結果

ボイドを含む UO2 ピンセル体系の訓練データで作成したモデルにより、ボイドを含む UO2 燃料集合体系 1000 ケースにおける解析手法起因誤差を推定した。結果を図 1 に示す。モデルの推定値は、参照値の傾向を再現できている。

参考文献

[1] H. S. Adbel-Khalik, *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 112, pp. 817-820 (2015).

謝辞 本研究の一部は JSPS 科研費(16K06956)の助成に拠る。

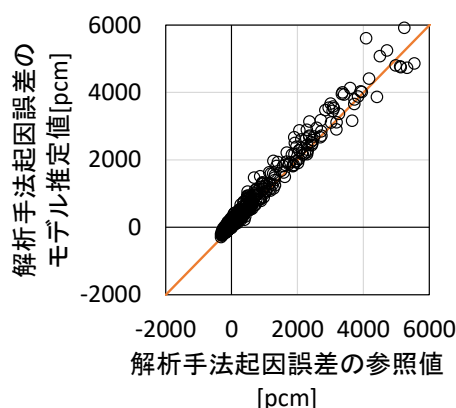


図 1 サロゲートモデルによる
解析手法起因誤差の推定結果

* Tomomi Hanai¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹, Kento Yamamoto², Yasunori Ohoka², Hiroaki Nagano²

¹Nagoya Univ., ²Nuclear Fuel Industries, Ltd.

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

[2J10-12] Validation of Analysis Code

Chair:Daisuke Sato(MHI)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

[2J10] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

*Ryouhei Takasugi¹, Naoto Aizawa¹, Yohei Watanabe², Takashi Nakui², Fumito Kubo² (1. Tohoku Univ., 2. Tohoku information systems Co.,Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J11] Analysis of nuclide composition of BWR 9×9 fuel assemblies considering coolant void fraction history.

*Masahiro Sakamoto¹, Takanori Kameyama¹ (1. Tokai univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2J12] Analysis of BEAVRS Benchmark Using CASMO5/SIMULATE5

*Tatsuya Fujita¹, Tomohiro Sakai¹ (1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

3:15 PM - 3:30 PM

公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発 (16) FUBILA 実験解析に対する中性子スペクトルの影響

Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

(16) Effect of neutron spectrum for analysis of the FUBILA critical experiment

*高杉 両平¹, 相澤 直人¹, 渡邊 洋平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 の開発・検証のため, FUBILA 実験解析における中性子スペクトルの影響について検証を行った.

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 には改良がなされており, モンテカルロ法を用いた炉心核計算や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 HANCS において, 核定数生成時における中性子スペクトルの取り扱いが炉心解析の結果に与える影響について検証を行うため, FUBILA 実験を用いた解析を行う.

2. 解析概要

解析に用いる臨界実験は全 MOX-BWR 炉物理試験(FUBILA 計画)の 9×9 基準炉心(Fig.1) [3]及び軸方向ボイド炉心, 制御棒炉心である[4]. この実験は, 全燃料が MOX で構成された BWR の模擬がされており, 異なる富化度の燃料棒が混在した体系となっている. さらにボイド分布を模擬したアルミブロックや集合体間十字型制御棒が設置された炉心についても実験が行われている. 昨年度の研究成果[5]では実験値の再現性に問題があったが, 原因を調査したところ, HANCS では, 各セルに対して燃料富化度・アルミブロックの有無毎に核定数を生成しており, 核定数生成時に炉心内の中性子スペクトルによる影響を取り扱っていなかったことが原因と考えた. そこで, 新たな手法として核定数生成時に炉心体系を詳細に再現した場合の解析を行い, 中性子スペクトルが炉心解析に与える影響を調査した.

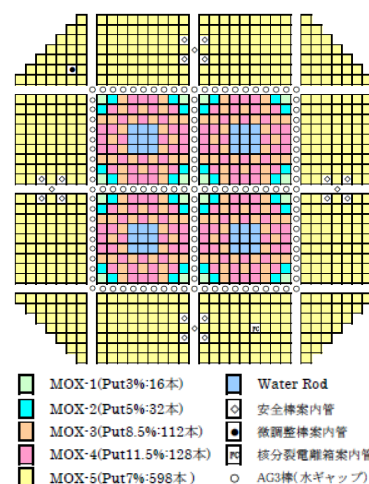


Fig.1 FUBILA 基準炉心の概念図[3]

3. 結果

核定数生成時に中性子スペクトルを考慮した結果, 実効増倍率及び相対核分裂率分布ともに精度の改善が見られた. 発表では, 計算精度の改善や実験値との差の原因の検討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, 日本原子力学会 2012 年春の年会, E30
- [2] 大和田, 吉村他, 日本原子力学会 2015 年春の年会, J10
- [3] "全 MOX-BWR 炉物理試験 9×9 基準炉心の試験結果及び炉心解析", JNES-SS-0622, 原子力安全基盤機構(2007)
- [4] "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)
- [5] 高杉, 新井他, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 2F12

* Ryouhei Takasugi¹, Naoto Aizawa¹, Yohei Watanabe², Takashi Nakui², and Fumito Kubo²

¹Tohoku Univ., ²Tohoku information systems Co.,Inc.

冷却材ボイド率履歴を考慮した BWR9×9 燃料集合体の核種組成の解析

Analyses of nuclide composition of BWR 9×9 fuel assemblies
considering coolant void fraction histories

*坂本 雅洋¹, 亀山 高範¹

¹東海大学

統合化燃焼計算コードシステム SWAT4.0 を用いて BWR9×9 燃料集合体の核種組成を解析をした。ボイド率履歴・出力履歴などの計算条件を、SFCOMPO 2.0 から参照し、計算精度の向上を検証した。

キーワード：BWR9×9 燃料集合体, SFCOMPO 2.0, SWAT4.0, 冷却材ボイド率履歴

1. 背景・目的

2018 年 9 月で使用済燃料保管プールの貯蔵割合が 70%を超える発電所がある^[1]。貯蔵能力の拡大に向けて燃焼度クレジットの導入が望まれる。本研究では、BWR9×9 燃料集合体(2F1ZN2:3 サイクル照射, 2F1ZN3:5 サイクル照射)を対象とした照射後試験の測定結果と計算結果を比較する。冷却材ボイド率履歴の取り扱いにより、計算精度の向上を図る。

2. 解析手法

核種組成の解析には統合化燃焼計算コードシステム SWAT4.0^[2]を使用した。中性子輸送計算に連続エネルギーモンテカルロ法コード MVP3.0^[3]、燃焼計算に ORIGEN2.2upj、核データライブラリには JENDL4.0u1 版をそれぞれ使用した。SFCOMPO 2.0^[4]の燃料組成、幾何形状のデータを基に、1/8 対称の 2 次元集合体断面の計算モデルを作成した(図 1)。ウラン酸化物燃料(UOX 燃料)では径方向を等体積 8 領域、ガドリニア添加ウラン酸化物燃料((U,Gd)OX 燃料)では自己遮蔽を考慮し、径方向を等体積 12 領域とした。図 1 より 2F1ZN2 では C2、C3 位置の燃料棒の上部、下部から 2 つの測定サンプル、2F1ZN3 では C2、C3、A9 位置の燃料棒の上部、中央、下部から 3 つの測定サンプルが採取された。2F1ZN3 の C3 の測定サンプル位置での冷却材ボイド率履歴を図 2 に示す。各燃焼ステップの冷却材ボイド率履歴を考慮した計算と、全燃焼ステップのボイド率の履歴の平均値(一定)を用いた計算を行った。SFCOMPO 2.0 と文献[5]のデータを用いて比較、検証を行った。

3. 結果

2F1ZN3 の C3 の燃料棒上部の測定サンプルのボイド率履歴を考慮した場合と、ボイド率の平均値で行った場合の測定値(E)と計算値(C)の比較を図 3 に示す。局所燃焼度は ^{148}Nd がよく一致する燃焼ステップとし、0.4%以内の差異となった。図 3 より、ボイド率履歴を考慮することで、C/E-1 は ^{235}U :0.4%, ^{236}U :-0.5%, ^{238}U :-0.1%, ^{240}Pu :-2.7%, ^{241}Pu :-6.1%, ^{242}Pu :-2.7%となり、差異は小さくなった。一方で、 ^{238}Pu :-2.7%, ^{239}Pu :-4.8%となり、ボイド率履歴の平均の値と比べて、差異は広がった。他の測定サンプルでも、冷却材ボイド率分布を考慮することにより ^{235}U の C/E が向上することを確認した。

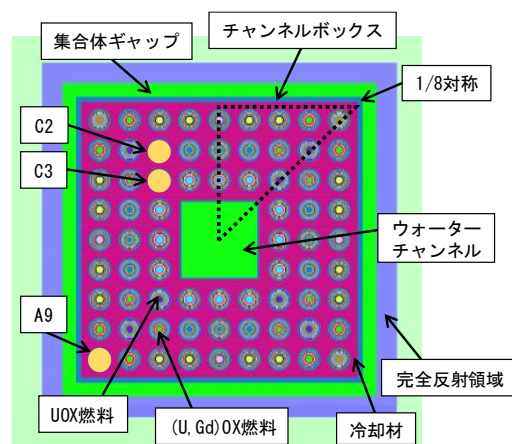


図 1 計算モデル。

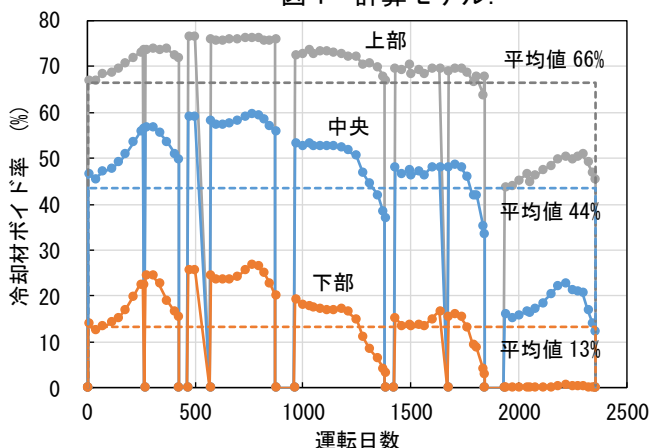


図 2 冷却材ボイド率履歴^[4]。

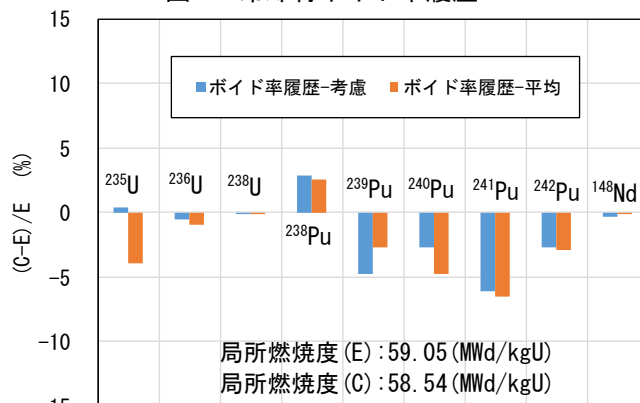


図 3 核種組成の測定値(E)と計算値(C)の比較。
(2F1ZN3 の C3 サンプルの燃料棒上部)

参考文献

[1] http://www.fepc.or.jp/resource_sw/chozo.pdf. [2] JAEA-Data/Code2014-028. [3] JAEA-Data/Code2016-019.

[4] <https://www.oecd-nea.org/sfcompo/>. [5] JAEA-Research 2013-020.

*SAKAMOTO Masahiro¹, *KAMEYAMA Takanori¹

¹Tokai Univ.

CASMO5/SIMULATE5 を用いた BEAVRS ベンチマークの解析

(2) サイクル 2 の解析結果

Analysis of BEAVRS Benchmark Using CASMO5/SIMULATE5

(2) Calculation Results of Cycle 2

*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

軽水炉炉心体系における燃焼計算時の不確かさ評価に関する安全研究の実施に向けたデータ整備を目的として、BEAVRS ベンチマークの解析を実施した。2018 年秋の大会におけるサイクル 1（初装荷炉心）の解析結果に引き続き、サイクル 2（取替炉心）の解析結果を報告する。

キーワード：CASMO5/SIMULATE5, BEAVRS ベンチマーク, JENDL-4.0, ENDF/B-VII.1, サイクル 2

1. 序論 炉心核特性解析コード CASMO5/SIMULATE5 を用いた軽水炉炉心体系における燃焼計算時の不確かさ評価に関する安全研究の実施に向けたデータ整備を目的として、BEAVRS ベンチマーク[1,2]の解析を実施した。2018 年秋の大会では、サイクル 1（初装荷炉心）における炉物理試験時及び通常運転時の解析結果を報告した[3]。本稿では、引き続き実施したサイクル 2（取替炉心）の解析結果について報告する。

2. BEAVRS ベンチマークの概要 BEAVRS ベンチマークでは、公開文献に基づき、4 ループのウェスティングハウス型の PWR 体系における詳細な炉心仕様、炉物理試験時及び通常運転時の測定データ等が整備されている[1,2]。近年では、国内外の多くの機関から BEAVRS ベンチマークの解析結果が報告されている[4]。

3. 解析条件及び解析結果 CASMO5/SIMULATE5 を用いて、サイクル 2 の炉物理試験時及び通常運転時の解析を実施し、別途 BEAVRS ベンチマークのホームページ[2]で公開されている測定データと比較した。CASMO5 用ライブラリには、JENDL-4.0 及び ENDF/B-VII.1 に基づくものを使用した。表 1 に炉物理試験時の臨界ホウ素濃度の解析結果を示す（制御棒バンクの配置は図 1 のとおり）。また、図 2 には通常運転時の臨界ホウ素濃度の解析結果を示す。炉物理試験時の臨界ホウ素濃度については測定データ及び他機関の解析結果と同等であった。通常運転中の臨界ホウ素濃度については、サイクル燃焼をとおして 45ppm 以内の過小評価であった。他機関の解析結果[4]では、サイクル 1 では 10~45ppm の過小評価、サイクル 2 では 10~20ppm の過小評価であったことが報告されており、本研究の解析結果と同じ傾向であった。また、核データライブラリ間で 20ppm 程度の系統的な差異が生じた。そのため、上記の過小評価は、解析手法や解析条件（核データライブラリを含む。）等に起因するものであると推察される。

4. 結論 本稿では、2018 年秋の大会に引き続き、CASMO5/SIMULATE5 を用いた BEAVRS ベンチマークのサイクル 2 の解析結果を報告した。CASMO5/SIMULATE5 により得られた解析結果は、測定データ[1,2]又はこれまでに他機関から報告されている解析結果[4]と同等の結果であることを確認した。

参考文献 [1] *Benchmark for Evaluation And Validation of Reactor Simulations (BEAVRS)*, MIT Computational Reactor Physics Group, rev. 2.0.2, (2018). [2] <http://crpg.mit.edu/research/beavrs> [3] 藤田他, 2M14, 2018 年秋の大会 [4] B. S. Collins et al., *Proc. M&C2017*, (2017).

*Tatsuya Fujita, Tomohiro Sakai

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

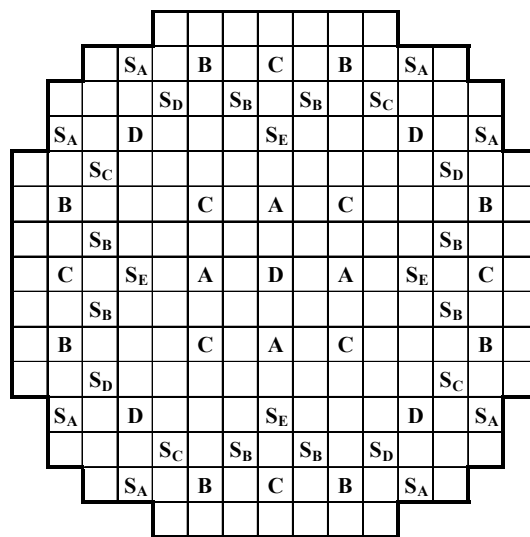


図1 制御棒バンクの配置

表1 炉物理試験時の臨界ホウ素濃度

制御棒 バンク パターン	測定 データ [1,2]	本研究の解析結果		他機関の 解析結果 [4]
		JENDL -4.0	ENDF/B -VII.1	
全引抜	1405	1359.5	1362.2	1387.4
Cのみ	1273	1262.8	1266.0	1287.7

単位：[ppm]

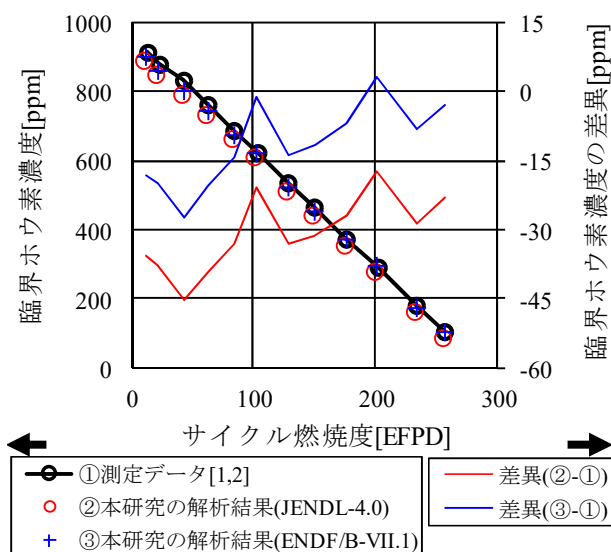


図2 通常運転時の臨界ホウ素濃度

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

[2J13-17] Analysis Code Development 1

Chair: Koji Fujimura (Hitachi GE)

Thu. Mar 21, 2019 3:35 PM - 4:55 PM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

[2J13] A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use

*Tetsuo Matsumura¹, Takanori Kameyama¹ (1. Tokai University)

3:35 PM - 3:50 PM

[2J14] Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR

*Kento Yamamoto¹, Yasunori Ohoka¹, Hiroaki Nagano¹, Akio Yamamoto², Tomohiro Endo² (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. Nagoya Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2J15] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

*Kazuya Yamaji¹, Koichi Ieyama¹, Hiroki Koike¹, Daisuke Sato¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2J16] Verification of FRBurner module of CBZ code system: MET-1000 core calculation based on OECD/NEA benchmark report

*Junshuang FAN^{1,2,3}, Chiba Go^{1,2,3} (1. Hokkaido Univ., 2. Faculty of Engineering, 3. Nuclear Reactor Engineering Laboratory)

4:20 PM - 4:35 PM

[2J17] Study on Calculation of Void Reactivity for Sodium Fast Reactors with sodium-plenum

*Shota USHIHARA¹, Takanori KITADA¹, Satoshi TAKEDA¹ (1. Osaka Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

教育や現場で使い勝手の良い放射線量評価モンテカルロ法コード

A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use

*松村 哲夫、亀山 高範

東海大

環境中に放出された放射線源からあるいは放射線照射施設での空間線量は被ばく量評価のために必要な情報である。モンテカルロ法は、精度の高い線量計算が可能であるが、モンテカルロ法に特有な専門知識と利用技術の修得を軽減するため、教育および現場で使える Microsoft Excel VBA を用いた使い勝手のよい線量評価コード「S-Monte」を開発した。インストール作業無しに利用可能で、体系の入力を XYZ 座標に限定する事などにより直感的な体系入力としている。

キーワード: 線量評価, モンテカルロ法, 教育, 現場利用

1. 計算機能 開発した S-Monte の計算機能として、Track length、Point detector、Surface crossing および Collision の Estimator (Tally) を用意している。Point detector は評価点の線量評価に強力な手法であるが、散乱や核分裂反応毎に評価点までの透過線量を計算 (next event estimator) すると膨大な計算時間が必要となる。このため、アナログモンテカルロ計算と Point detector 計算を分離し、Point detector 計算時間の短縮化を図っている。また、地表に堆積した環境放射線源の位置と強度を、建屋内の空間線量から随伴 (adjoint) 計算を用いて推定支援する機能を用意している。図 1 は Excel の作図機能を活用した随伴計算の体系形状であり、体系入力から自動的に作図できる。図中の 10 箇所の黄色の点に検出器があると設定し、建屋周辺の①～④の線源位置を推定した。① (正解) で推定誤差値 (σ) 0.05、②～④で 0.5 程度となり、線源の位置と強度をある程度推定できる事を確認した。

2. 検証計算 OECD/NEA の巨視的断面積が与えられたボイドを有する 3 次元輸送計算¹⁾に関するベンチマーク問題を Point detector 計算機能を使用して解析し、参照値に近い妥当な結果を得る事を確認した (図 2)。また、MATXSLIB-J4 ライブラリ²⁾から本コードで利用可能な γ 線量評価用のファイルを作成し、PHITS³⁾との比較を進めている。

3. 授業・現場での活用 本コードを原子力工学科の授業で使用し、計算プログラムの初修学生に線量解析を取り組ませ、計算手順が明快であるとの好評価も得ている。今後も授業で使用するともに、線量評価に向けて検証作業を進め、環境放射能や放射線照射施設の現場等での実用に供する計画である。

[文献]

1. K.Kobayashi, N.Sugiyama and Y Nagaya, Prog.in Nuclear Energy, **39**, 2, pp 119-144 (2001).
2. K. Shibata, et al., JENDL-4.0, J. Nucl. Sci. Technol. **48**, 1, pp 1-30 (2011).
3. T. Sato, et al., PHITS, J. Nucl. Sci. Technol., **55**, 6, pp 684-690 (2018)



図 1 随伴計算の体系形状

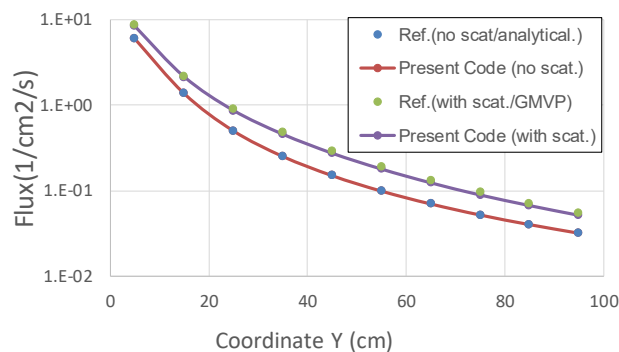


図 2 ベンチマーク問題 (Problem 2) の比較

* Tetsuo MATSUMURA (PowerM 所属) and Takanori KAMEYAMA

Tokai University

3次元詳細メッシュ多群輸送計算に基づく PWR 炉心計算コード SCOPE2 の開発 (13) 燃料集合体曲がりを考慮した出力分布評価モデルの開発

Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport
Calculation for PWR

(13) Development of Power Distribution Calculation Model Considering Fuel Assembly Bowing

*山本 健士¹, 大岡 靖典¹, 長野 浩明¹, 山本 章夫², 遠藤 知弘²

¹原子燃料工業, ²名古屋大学

燃料集合体曲がりに伴う集合体間ギャップ幅の変化を考慮した出力分布評価モデルを開発し, PWR 炉心計算コード SCOPE2 に実装した。検証計算により本機能が適切に動作することを確認した。

キーワード: SCOPE2, 燃料棒格子単位炉心計算, 燃料集合体曲がり, 出力分布, 断面積補正

1. 緒言

燃料集合体は炉内で照射されると燃料集合体曲がりが発生するが, 燃料集合体曲がりにより集合体間ギャップ幅が変化し出力分布に影響を与えるため, 炉心特性評価においてこの影響を適切に考慮する必要がある。先行研究[1]では, 集合体間ギャップ幅の変化に対し, 幾何形状の変更を行わず, 集合体間ギャップ領域の断面積を補正することでギャップ幅変化をモデル化する手法が報告されている。そこで, 本手法に基づき, SCOPE2 における燃料集合体曲がりを考慮した出力分布評価モデルを開発した。

2. モデル

SCOPE2 は, 集合体計算コード AEGIS により作成された燃料棒格子単位の断面積定数セットを使用し, 3次元炉心体系に対し燃料棒格子メッシュで輸送計算を行っている。本モデルは, 与えられた集合体間ギャップ幅に応じて, 集合体間ギャップ領域の光学距離が保存されるように断面積を補正し, その補正された断面積を使用した SCOPE2 の輸送計算により, 燃料集合体曲がりが考慮された燃料棒出力分布を評価するものである。なお, 本モデルは幾何形状を直接変更しないことから, 隣接燃料集合体の燃料棒格子同士が重なるような場合を含む広い範囲で評価可能である。

3. 検証

単一集合体体系及び多集合体体系を対象に検証を行った。参照解には, AEGIS により集合体間ギャップ幅変化を幾何形状の変化でモデル化した結果を使用した。検証の結果, 燃料集合体曲がりモデルによる SCOPE2 の計算結果は AEGIS の計算結果を良く再現することが確認された。一例として, 単一集合体体系において, 集合体間ギャップ幅をノミナル時の2倍及び3倍とした場合の計算結果を図1に示す。

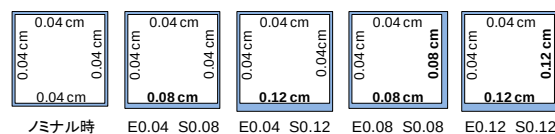
口頭発表では, 単一集合体体系及び多集合体体系を対象とした検証結果に加え, 炉心体系を対象とした評価結果についても報告する。

参考文献

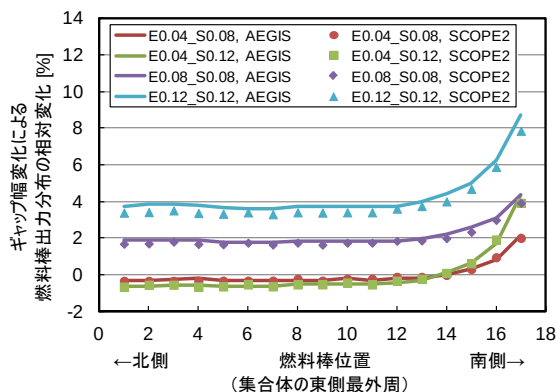
[1] A. Yamamoto, et al., *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **119**, 1199, (2018).

*Kento Yamamoto¹, Yasunori Ohoka¹, Hiroaki Nagano¹, Akio Yamamoto² and Tomohiro Endo²

¹Nuclear Fuel Industries, Ltd., ²Nagoya University



(a) 集合体間ギャップ幅の設定値



(b) 燃料棒出力分布の相対変化

図1 単一集合体体系の検証結果

三菱 3次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発

(3) 角度中性子束を用いた横方向漏れ近似

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(3) Transverse Leakage Approximation using Angular Flux

*山路和也¹, 家山晃一¹, 小池啓基¹, 左藤大介¹

¹三菱重工

中性子ストリーミングの大きい体系での計算精度向上のため、角度中性子束を用いた横方向漏れ近似を GALAXY-Z に導入した。TAKEDA ベンチマークによる検証を通じて、モンテカルロコードと良好な一致を確認した。

キーワード：3次元非均質輸送計算、プレーナ-MOC、GALAXY-Z、横方向漏れ、角度中性子束

1. はじめに

三菱重工では、次期核設計コードとして、径方向2次元、軸方向1次元 MOC を結合したプレーナ-MOC に基づく燃料棒単位の3次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z を開発中である。局所的にボイド等が存在し中性子ストリーミングの大きい体系では、横方向漏れ(Transverse Leakage)の角度依存性を考慮することが重要であることが分かった。[1] 計算精度向上のため、GALAXY-Z の横方向漏れ近似を中性子流から角度中性子束を用いたものに変更した。(図1)

2. 理論

角度中性子束の横方向漏れを考慮した径方向と軸方向の輸送方程式はそれぞれ以下のように書け、右辺第2項が横方向漏れである。 Σ は全断面積、 Q は中性子源、 φ は方位角、 θ は極角を示す。

$$\sqrt{1-\cos^2\theta}\left(\cos\varphi\frac{\partial}{\partial x}+\sin\varphi\frac{\partial}{\partial y}\right)\psi+\Sigma\psi=Q-\cos\theta\frac{\partial}{\partial z}\psi, \quad \cos\theta\frac{\partial}{\partial z}\psi+\Sigma\psi=Q-\sqrt{1-\cos^2\theta}\left(\cos\varphi\frac{\partial}{\partial x}+\sin\varphi\frac{\partial}{\partial y}\right)\psi \quad (1)$$

径方向の横方向漏れの角度中性子束 ψ は、中性子飛行方向の離散化による分点数の比較的小さい極角は離散的に取り扱い、分割数の多い方位角については以下のようにフーリエ級数で近似する。[1]

$$\psi \approx \frac{1}{2\pi}\bar{\psi}_0(\theta)+\frac{1}{\pi}\sum_{m=1}^4\left(\cos m\varphi\bar{\psi}_{cm}(\theta)+\sin m\varphi\bar{\psi}_{sm}(\theta)\right) \quad (2)$$

但し、 $\bar{\psi}_0$ は0次のフーリエモーメント、 $\bar{\psi}_{cm}$ 、 $\bar{\psi}_{sm}$ はそれぞれ $\cos$ 、 $\sin$ 重みの高次のフーリエモーメントを示す。軸方向の高次のフーリエモーメントは以下の輸送方程式より求める。

$$\cos\theta\frac{\partial}{\partial z}\psi_n+\Sigma\psi_n=TL_n, \quad W_{cm}=\cos m\varphi, \quad W_{sm}=\sin m\varphi \quad (n=cm, sm) \quad (3)$$

$$TL_n=-\frac{\sqrt{1-\cos^2\theta}}{\int d\vec{r}}\int_0^{2\pi}W_n\int\left(\cos\varphi\frac{\partial}{\partial x}+\sin\varphi\frac{\partial}{\partial y}\right)\psi d\vec{r}d\varphi$$

3. 検証

中性子ストリーミングの大きい TAKEDA ベンチマークの小型 LWR 問題(図2)において、参照解であるモンテカルロコードによる実効増倍率(K_{eff})との比較を行った。制御棒・ボイドの有無に依らず、表1に示すように参照解と良好な一致を確認した。

4. 結言

GALAXY-Z に角度中性子束を用いた軸方向漏れ近似を導入し、その効果を確認した。

参考文献

[1] "A 2-D/1-D Transverse Leakage Approximation Based on Azimuthal, Fourier Moments," *Nucl. Sci. Eng.*, **185**, 243-262, Feb. 2017 [2] T. Takeda and H. Ikeda, 3D-Neutron Transport Benchmarks, NEACRP-L-330,03/1991

* Kazuya Yamaji¹, Koichi Ieyama¹, Hiroki Koike¹, and Daisuke Sato¹ ¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

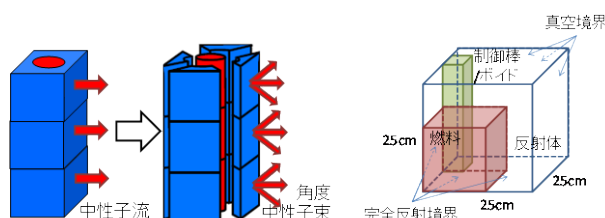


図1 横方向漏れ 図2 TAKEDA ベンチマーク [2]

表1 K_{eff} の参照解との差異 単位[% $\Delta k/k$]

制御棒あり+ボイドなし	0.03
制御棒なし+ボイドあり	0.03

Verification of FRBurner module of CBZ code system: MET-1000 core calculation based on OECD/NEA benchmark report

*Junshuang FAN¹, Chiba Go¹

¹Hokkaido Univ.

New module of reactor code system CBZ for fast reactor burn-up calculation is designed recently. It is designed for our future work about new fast reactor core design. We verified accuracy of this new module and show some results.

Keywords: burn-up calculation, verification, k_{eff} , reactivity.

1. Introduction

CBZ is a general-purpose reactor physics code system and FRBurner module is designed for fast reactor burn-up calculation recently. And we need to verify this new module for accuracy. We choose OECD/NEA benchmark work^[1] and evaluation work^[2] of this benchmark from JAEA as our verification calculation reference. Important reactor physics parameters and heavy metal inventories at EOC are compared to JAEA's evaluation work. MET-1000 is one middle size benchmark fast reactor core design with metallic fuel which was developed from the reference Advanced Burner Reactor(ABR) concept. Core layout of MET-1000 is shown in Fig 1.

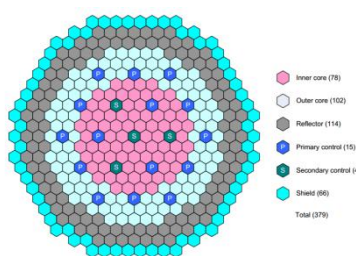


Table 1. Comparison between FRBurner result and evaluation work

Parameters	Reference (Most detailed)		FRBurner			
	BOC	EOC	BOC	Error	EOC	Error
k_{eff}	1.0301	1.0092	1.0221	-0.78%	1.0033	-0.58%
$\beta_{\text{effective}}$	339	338	332	-2.1%	331	-2.1%
$\Delta\rho_{\text{Na}}(\text{pcm})$	2153	2243	2090	-2.9%	2170	-3.3%
$\Delta\rho_{\text{doppler}}(\text{pcm})$	-360	-374	-348	-3.3%	-354	-5.3%

Fig 1. Core layout of MET-1000

Calculation with FRBurner was conducted by approximate 2D cylinder core model. In evaluation work, base calculation is defined as homogeneous lattice model, 3D core calculation, diffusion solver with 70 energy groups. Heterogeneous lattice model, transport correction with ultra-fine group correction is the most detailed calculation.

Table 1 shows results of FRBurner compared to most detailed calculation in evaluation work. Notice that FRBurner calculation result is much closer to base calculation condition due to the calculation condition are similar with each other. Heavy metal inventory also shows high level agreement. Comparison with base calculation and HM inventory are not listed here due to space limitations but all relative differences are less than 1%.

2. Conclusion

FRBurner calculation result shows less than 1% and 3% errors on k_{eff} and β_{eff} respectively. Sodium void worth reactivity and doppler reactivity calculation of FRBurner shows less than 10% errors. Heavy metal inventory result is highly consistent with evaluation work(less than 0.4%). We believe that FRBurner module could get acceptable result on fast reactor burn-up calculation under 2D cylinder homogeneous model with diffusion method calculation condition.

Reference

- [1] Bernnat, Wolfgang, et al.(2016). Benchmark for Neutronic Analysis of Sodium cooled Fast Reactor Cores with Various Fuel Types and Core Sizes(Report Number: NEA/NSC/R(2015)9).
- [2] Uematsu, et al.(2015). Evaluation of OECD/NEA/WPRS benchmark on medium size metallic core SFR by deterministic code system Marble and Monte Carlo code: MVP. Tada Kenichi, Chiba Go & Yamamoto, Akio (Eds.). Japan

ナトリウム冷却高速炉におけるボイド反応度の解析手法に関する研究

Study on Calculation of Void Reactivity for Sodium Fast Reactors with sodium-plenum

*牛原 将太¹, 北田 孝典¹, 竹田 敏¹

¹大阪大学

ボイド反応度を負にするため、ナトリウムプレナム領域を設けた高速炉が考案されている。その解析において冷却材のボイド率が高い場合、拡散計算ではボイド反応度を精度良く評価できない可能性がある。今回は高速炉における、解析手法、及び用いる拡散係数について考察する。SP₃方程式を用いた解析は中性子の異方性について、拡散方程式よりも高精度であることが特徴である。Benoist の理論に基づく方向依存拡散係数^[1]を用い、その結果に対して輸送方程式を用いた S_N法コードを参照解とし比較を行った。

キーワード：高速炉， SP₃方程式， ナトリウム冷却高速炉、ボイド反応度、異方性拡散係数

1. 背景

高速炉の安全性を評価するために過渡解析を実施する必要があるが、冷却材のナトリウム領域において、高いボイド率の場合、拡散方程式では中性子の異方性を適切に処理できないという問題がある。高精度な過渡解析のために、拡散方程式に代わる手法が必要である。

2. 目的

ナトリウムボイド反応度及び中性子束分布を、拡散方程式および S_N法と比較する形で SP₃方程式の計算結果を評価する。拡散係数においても通常の等方拡散係数と Benoist の理論による異方性のものを使用する。

3. 計算体系と結果

計算体系は図 1 に示す。燃料とナトリウムプレナム部、遮蔽体からなる R-Z 体系で、ナトリウムボイド反応度の変化による計算結果の差を確認する。

計算結果は表 1 に示す。ボイド反応度の変化に対して、拡散方程式よりも SP₃方程式が S_N法に近い結果を与えていることがわかる。拡散係数を変更した場合のボイド反応度の差異は、拡散方程式よりも SP₃方程式で小さくなった。今後は、より実機に近い体系での断面積・炉心体系による計算を行い、解析手法の有効性を検討する。

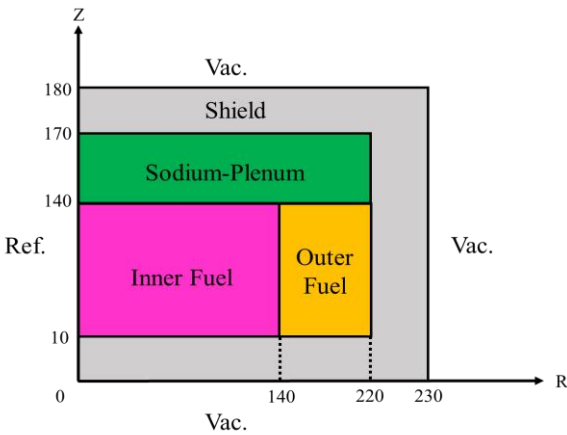


図 1. 計算に使用する高速炉体系

表 1. 計算結果

ボイド率	拡散係数	Method	反応度(Δρ)	S16からの誤差(%)
0->50	等方拡散係数	diffusion	- 3381.4	+ 15.2
		SP3	- 3009.0	+ 4.9
		S16	- 2868.7	
0->90	等方拡散係数	diffusion	- 7945.9	+ 23.9
		SP3	- 7095.3	+ 14.8
		S16	- 6044.8	
0->50	異方性拡散係数	diffusion	- 3190.6	+ 10.1
		SP3	- 2998.2	+ 4.3
		S16	- 2868.7	
0->90	異方性拡散係数	diffusion	- 7843.0	+ 22.9
		SP3	- 7046.0	+ 14.2
		S16	- 6044.8	

[1] Toshikazu TAKEDA Tamotsu SEKIYA. Comparison of the Anisotropic Diffusion Coefficients Based on the Benoist and Deniz Formulas, Journal of Nuclear Science and Technology, 9:11, 682-685 (1972)

[2] Tadashi YOSHIDA Shungo IJIMA. Numerical Study on Applicability of Benoist's Diffusion Coefficient to Sodium Void Reactivity Analysis Journal of Nuclear Science and Technology, 13:8 464-467(1976)

*Shota Ushihara¹, Takanori Kitada¹ and Satoshi Takeda¹

¹Osaka Univ.

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

[2J18-21] Analysis Code Development 2

Chair: Kazuya Yamaji (MHI)

Thu. Mar 21, 2019 4:55 PM - 6:00 PM Room J (Common Education Bldg. 2 3F No.32)

[2J18] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

*Toshikazu Takeda¹, Satoshi Takeda², Takanori Kitada², Koji Fujimura³ (1. University of Fukui, 2. Osaka University, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy)

4:55 PM - 5:10 PM

[2J19] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

*Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹, Koji Fujimura², Kazuhiro Fujimata², Toshikazu Takeda³ (1. Osaka University, 2. Hitachi-GE, 3. University of Fukui)

5:10 PM - 5:25 PM

[2J20] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

*Sho Fuchita¹, Koji Fujimura¹, Kazuhiro Fujimata¹, Takeshi Nitawaki¹, Toshikazu Takeda², Satoshi Takeda³ (1. Hitachi-GE, 2. Fukui Univ., 3. Osaka Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[2J21] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

*Tetsuya Mouri¹, Kazuteru Sugino¹, Shigeo Ohki¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発

(4) 固有安全高速炉の過渡核特性解析手法の開発

Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(4) Development of Transient Analysis Method of Inherent Safety Fast Reactor Core

* 竹田敏一¹, 竹田敏², 北田孝典², 藤村幸治³

¹福井大学, ²大阪大学, ³日立 GE

平成 29 年度から 4 年間の計画で ULOF, UTOP 等の重大な事故時にも炉心溶融が発生しない固有安全性を有する高速炉の概念設計を実施中であり、その安全性を確認するための 3 次元過渡解析手法・計算コードを確立する計画である。本発表では輸送理論に基づく 3 次元過渡解析手法について述べる。

キーワード： 輸送理論、過渡解析、準静近似、固有安全高速炉

1. 概要

GEM を設置したナトリウムブレナム付き軸方向非均質炉心の過渡核特性を精度良く解析する手法を開発した。因子化法を採用し、振幅関数の計算には輸送理論に基づく反応度を用い、形状関数は時間依存輸送方程式を Sn ノード法を用いて計算する方式を開発した。

2. 過渡核解析手法

時間依存中性子束分布を各時刻の出力を示す振幅関数と中性子束分布を示す形状関数の積で表す。振幅関数の計算には、ナトリウムブレナム、GEM がボイドになった場合の中性子ストリーミング効果を正確に取り扱うため、輸送理論に基づき反応度を計算する。また、形状関数は改良準静近似を採用して、Sn ノード法に基づき以下の方式で計算する。

- ① 3 次元時間依存輸送方程式の振幅関数、形状関数の時間微分項、および即発、遅発中性子発生項をソースとした式を基本方程式とする。
- ② 6 角座標系の x-y 平面の各 3 方向および軸方向に対するそれぞれの 1 次元時間依存輸送方程式を基本方程式をノード内で積分することにより求める。また、ソース項に表れる角度中性子束を断面積を修正することにより取り扱う。
- ③ 得られた方程式の解から、各 1 次元方向のノードの角度依存放出中性子束および中性子束モーメントを入射中性子束から求める。
- ④ 基本方程式をノード内で積分した方程式を用い、ノード平均角度中性子束を各方向からの入射中性子束から計算する。この①～④を炉内すべてのノードに対して実施し、各時刻のノード平均角度中性子束を計算する。

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、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の成果を含みます。

* Toshikazu Takeda¹, Satoshi Takeda², Takanori Kitada² and Koji Fujimura³.

¹ University of Fukui, ²Osaka University and Hitachi-GE³.

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発

(5) Sn 法に基づく過渡解析コードの開発

Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(5) Development of transient analysis code based on Sn method

*竹田 敏¹, 北田 孝典¹, 藤村 幸治², 藤又 和博², 竹田 敏一³

¹大阪大学, ²日立 GE, ³福井大学

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発において、過渡核特性を精度良く解析するために輸送計算手法である Sn 法に基づく過渡核特性解析コードを開発中である。拡散理論に基づく過渡解析コードである KICOM に対し、新たに Sn 法を導入しており、試計算としてもんじゅ炉心の体系で計算を実施した。

キーワード：輸送計算, Sn 法, 固有安全

1. 緒言

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発ではナトリウムブレナム部を有する高速炉を検討しており、ナトリウムブレナム部や炉心集合体内部にナトリウムボイドが生じた場合の動特性解析を実施する計画を立てている。ナトリウムボイド反応度を精度よく評価するためには中性子ストリーミング効果を適切に評価する必要があることをふまえ、本研究では中性子ストリーミング効果を精度よく評価することを目的として、拡散理論に基づく過渡解析コードである KICOM に対して Sn 法を実装している。試計算の対象として、もんじゅ炉心を対象に制御棒を引き抜く事象を Sn 法に基づき解析した。

2. 計算条件

もんじゅ炉心の中央位置の制御棒を 0.2cm/sec の速度で 6 秒間引き抜いた解析を一点炉近似により実施した。炉心体系を図 1 に示す。断面積については、まず、SLAROM-UF により JENDL-4.0 に基づく 70 群の断面積を作成し、MOC コード BACH による集合体計算で 70 群の集合体均質断面積作成し、最後に CITATION-FBR による炉心体系の結果をふまえて 7 群の縮約断面積を作成した。

Sn 法においては多項式展開法によりノード内の中性子束分布を 2 次まで取り扱い、角度求積セットは S4 とした。また、反応度 ρ を式(1)で評価した。

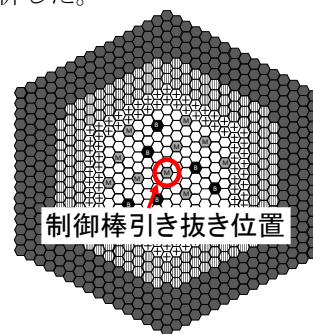


図 1 炉心体系

$$\rho = \frac{1}{\int_r dr \sum_{g'} \chi^{g'} \psi^{g'}(r) \sum_g \delta v \Sigma_f^g(r) \phi^g(r)} \left(- \int_r dr \int_{\Omega} d\Omega \sum_g \delta \Sigma_t^g(r) \psi^g(r, \Omega) (4\pi \phi^g(r, \Omega) - \phi^g(r)) - \int_r dr \sum_g \delta \Sigma_a^g(r) \psi^g(r) \phi^g(r) \right. \\ \left. + \int_r dr \sum_g \phi^g(r) \sum_{g'} \delta \Sigma_s^{g \rightarrow g'}(r) (\psi^{g'}(r) - \psi^g(r)) + \int_r dr \sum_{g'} \chi^{g'} \psi^{g'}(r) \sum_g \delta v \Sigma_f^g(r) \phi^g(r) / k_{eff} \right) \quad (1)$$

比較のため、多項式展開法によりノード内の中性子束分布を 2 次まで取り扱う拡散計算を実施した。拡散計算においては、反応度を拡散理論に基づいて求めた。

3. 計算結果・今後の検討

解析により求めた反応度を図 2 に示す。図 2 より、拡散計算で得られる反応度と Sn 法で求める反応度は概ね整合することを確認した。今後は KICOM において Sn 法に基づく改良準静近似の機能を実装し、Sn 法で得られる結果を拡散計算の結果と比較する。

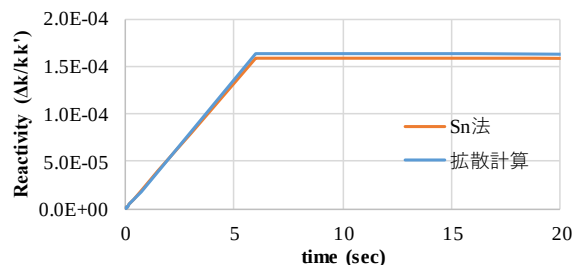


図 2 解析で得られる反応度の比較

謝辞 本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の成果を含みます。

*Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹, Koji Fujimura², Kazuhiro Fujimata², and Toshikazu Takeda³.

¹Osaka University, ²Hitachi-GE, and ³University of Fukui.

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発 (6) ボイド反応度と燃焼反応度低減のための感度解析

Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(6) Survey for Achieving Low Void and Burnup Reactivity

* 瀧田 翔¹, 藤村 幸治¹, 藤又 和博¹, 仁田脇 武志¹, 竹田 敏², 竹田 敏一³

¹ 日立 GE, ² 大阪大学, ³ 福井大学

ULOF, UTOP 等の事故時にも炉心損傷を回避できる固有安全高速炉概念を開発中である[1]。本研究では、負のボイド反応度と 1\$ 以下の燃焼反応度の達成を目標として、GEM を設置したナトリウムプレナム付き軸方向非均質炉心に MA を添加した場合の感度解析を実施した。内部ブランケットへの MA 添加、内側炉心高さの低減と上部遮へい体の ¹⁰B 濃度増大によって燃焼反応度とボイド反応度共に 1\$ 以下に抑えられた。

*ULOF: スクラム失敗流量喪失事象、UTOP: スクラム失敗制御棒誤引抜事象、GEM: ガス膨張機構

キーワード: SFR, Inherent Safety, ULOF, UTOP, Burnup reactivity, Void reactivity, GEM

1. 緒言

ULOF、UTOP のいずれの事故時にも炉心損傷を回避するため、本研究では負のボイド反応度と 1\$ 以下の燃焼反応度を同時に達成できることを設計目標とした。

図 1 に前回報告した炉心[1]に GEM を設置した本検討のベースとする炉心の構成を示す。上記目標を達成する観点から、ボイド反応度低減策として、内側炉心と外側炉心に段差を設け、炉上部へナトリウムプレナムと炉心外縁部へ GEM を設置し、燃焼反応度低減策として内部ブランケットに MA を添加した。

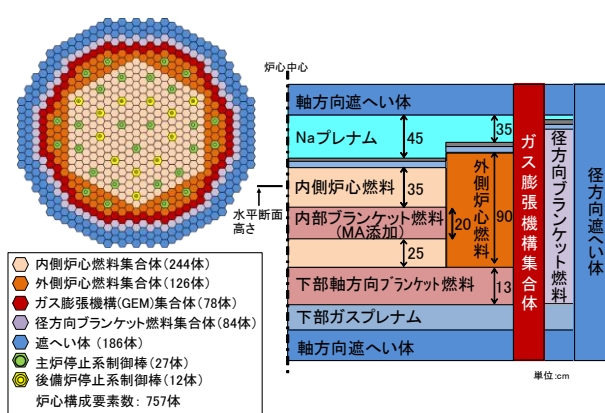
燃焼反応度が 1\$ 以下となるよう MA 添加率を調整した上記炉心を対象に、内側炉心高さ、上部遮へい体の ¹⁰B 濃度等のボイド反応度低減策をパラメータとした燃焼反応度低減のための感度解析を行い、ボイド反応度と燃焼反応度に与える影響を評価した。

2. 検討条件

電気出力は 750MW とした。炉心燃料は劣化 U と Pu の混合酸化物(MOX)、内部ブランケット燃料は劣化 U と MA の酸化物とし、各燃料の組成は取出燃焼度 60GWd/t、冷却期間 30 年の軽水炉使用済燃料中の Pu と MA の同位体組成を評価して設定した。運転期間を 12 ヶ月として平衡サイクル末期に臨界となる炉心燃料の Pu 富化度を求め、主要な核特性を評価した。

3. 検討結果

図 2 に内側炉心高さ低減と上部遮へい体の ¹⁰B 濃度増大が燃焼反応度及びボイド反応度へ与える影響を示す。この図より、燃焼反応度を 1\$ 以下としたまま、ボイド反応度を 1\$ 未満に低減できたことが分かる。今後、さらなるボイド反応度低減策を検討し、負のボイド反応度を達成する固有安全高速炉の炉心概念を開発する。



(a) 炉心水平断面図 (b) 1/2炉心垂直断面図

図1 検討のベースとなる炉心の構成

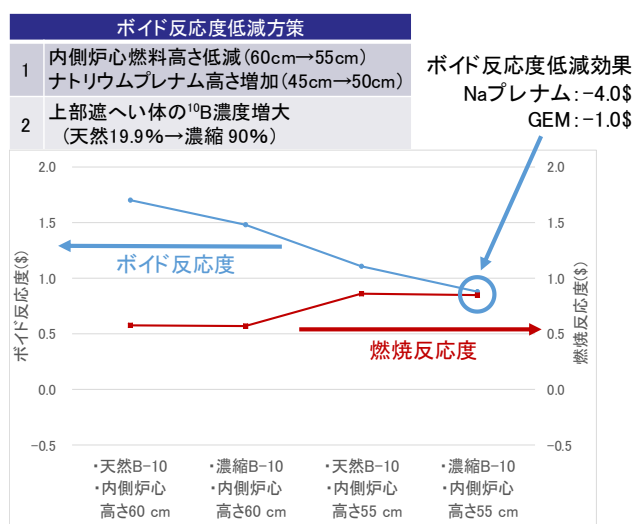


図2 方策1、2の感度解析結果

参考文献

[1] 藤村幸治他, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, H01.

謝辞

本研究は、特別会計に関する法律 (エネルギー対策特別会計) に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の成果を含みます。

*Sho Fuchita¹, Koji Fujimura¹, Kazuhiro Fujimata¹, Takeshi Nitawaki¹, Satoshi Takeda² and Toshikazu Takeda³.

¹Hitachi-GE, ²Osaka University and ³University of Fukui.

高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討

(5) SiC 構造材による反応度係数改善の物理的メカニズム

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(5) Interpretation of Reactivity Coefficient Improvement by the Silicon Carbide Structural Material

*毛利 哲也¹, 杉野 和輝¹, 大木 繁夫¹

¹日本原子力研究開発機構

高次化 Pu・MA 燃焼のための高速炉炉心に SiC 構造材を使用した場合の反応度係数改善の物理的メカニズムについて、断面積に対する感度係数を用いて分析した。

キーワード：高速炉、高次化プルトニウム、マイナーアクチノイド、炭化ケイ素、反応度係数、感度係数

1. 緒言

高次化 Pu・MA 燃焼のための高速炉炉心概念のこれまでの検討において、SiC 構造材の使用による反応度係数改善方策により、TRU インベントリを減少させる原理的可能性を見出している^[1]。本検討では、SiC 構造材を使用することで反応度係数が改善される物理的なメカニズムについて分析した。

2. 感度係数を用いた分析

高速炉の被覆管やラップ管に従来から使用が検討されている ODS フェライト鋼などの鉄等をベースとした構造材(以下、鋼構造材)が SiC 構造材に置換されることを想定して、その際の反応度の相対変化率を拡散理論に基づく感度係数を用いて分析した。その結果、主要な反応度係数であるドップラ反応度及び Na ボイド反応度ともに、鋼構造材に含まれる Fe-56 等や SiC 構造材に含まれる C-12、Si-28 の散乱断面積や中性子捕獲断面積の寄与が大きいことが分かった。

次に、寄与の大きい Fe-56 と C-12 の弾性散乱断面積(以下、 $\sigma_{e,Fe}$ 及び $\sigma_{e,C}$)に着目し感度係数を成分毎に分解した。

ドップラ反応度については中性子束成分が大半を占めており、また $\sigma_{e,Fe}$ 減少の寄与を $\sigma_{e,C}$ 増加の寄与が上回る結果が得られた。Fe-56 に比べて C-12 の方が中性子を減速する効果が高いことから、中性子スペクトルが軟化することでドップラ反応度が増加することを確認した。

Na ボイド反応度については、図 1(a)に示すように $\sigma_{e,Fe}$ 減少は主に直接成分により、図 1(b)に示すように $\sigma_{e,C}$ 増加は主に間接成分(中性子束成分及び随伴中性子束成分)により、反応度が低下するとの結果が得られた。Na ボイド反応度に対する弾性散乱の直接成分は中性子漏洩の変化が反応度に与える影響を表している。C-12 に比べて Fe-56 の方が中性子を反射し漏洩を防ぐ効果が高いことから、直接成分は $\sigma_{e,Fe}$ 減少の方が大きくなる。一方で前述のように Fe-56 に比べて C-12 の方が中性子を減速する効果が高いことから、間接成分は $\sigma_{e,C}$ 増加の方が大きくなる。よって、 $\sigma_{e,C}$ 増加による中性子スペクトル軟化と随伴中性子束のエネルギー勾配が緩やかになることに加え、 $\sigma_{e,Fe}$ 減少による中性子漏洩の増加が Na ボイド反応度の低下に寄与することを確認した。

3. 結言

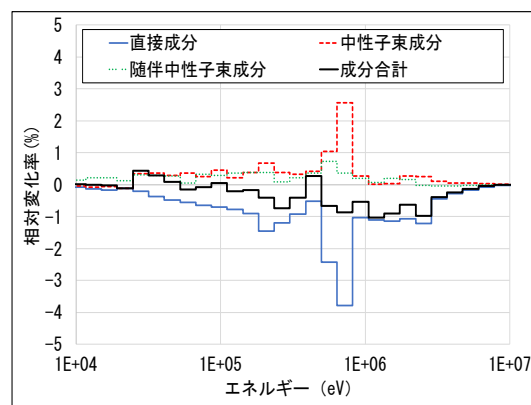
高次化 Pu・MA 燃焼のための高速炉炉心に SiC 構造材を使用した場合の反応度係数改善の主要な物理的メカニズムとして、Fe-56 から C-12 への置換による中性子スペクトル軟化がドップラ反応度の増加、Na ボイド反応度の低下に大きく寄与していることに加え、Na ボイド反応度の低下については中性子漏洩の増加も寄与していることを明らかにした。

参考文献

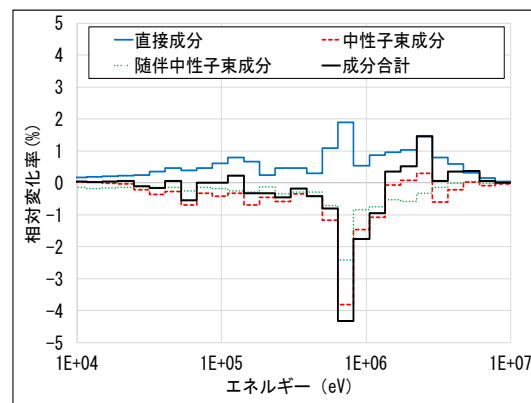
[1] 曾我他, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F06.

*Tetsuya Mouri¹, Kazuteru Sugino¹ and Shigeo Ohki¹

¹Japan Atomic Energy Agency.



(a) Fe-56弾性散乱



(b) C-12弾性散乱

図1 Naボイド反応度の相対変化率

[2K01-05] Microscopic Analysis

Chair: Yoritaka Iwata (Tokyo Tech)

Thu. Mar 21, 2019 10:30 AM - 11:55 AM Room K (Common Education Bldg. 2 3F No.33)

[2K01] The effect of vacancy cluster formation on irradiation degradation in face-centered cubic metals.

*Kota Ninomiya¹, Sho Hayakawa¹, Taira Okita², Mitsuhiro Itakura³ (1. School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, The University of Tokyo, 3. Center for Computational Science & e-System, Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[2K02] Formation of a vacancy-type dislocation loop in Zr

*Yukiya Adachi¹, Qiang Guangyou², Sho Hayakawa², Taira Okita³, Mitsuhiro Itakura⁴ (1. Faculty of Engineering, The University of Tokyo, 2. School of Engineering, The University of Tokyo, 3. Research into Artifacts Center for Engineering, The University of Tokyo, 4. Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

[2K03] Mesoscale atomistic simulation using temperature parallel simulated annealing with active volume

*Sho Hayakawa¹, Taira Okita², Mitsuhiro Itakura³ (1. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 2. RACE, The Univ. of Tokyo, 3. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[2K04] Machine learning molecular dynamics simulations of Thorium dioxide

*Masahiko Okumura¹, Keita Kobayashi², Hiroki Nakamura¹, Mitsuhiro Itakura¹, Masahiko Machida¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Research Organization for Information Science and Technology)

11:15 AM - 11:30 AM

[2K05] The construction of TDDFT + Langevin model

*Takashi Nishikawa¹, Yoritaka Iwata², Satoshi Chiba² (1. Nuclear Engineering, Ltd, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:30 AM - 11:45 AM

面心立方金属における原子空孔集合体形成過程の照射劣化に及ぼす影響

The effect of vacancy cluster formation on irradiation degradation in face-centered cubic metals.

*二宮 孝太¹, 早川 頌¹, 沖田 泰良², 板倉 充洋³

¹ 東京大学大学院工学系研究科, ² 東京大学人工物工学研究センター,

³ 日本原子力開発機構システム計算科学センター

面心立方金属を対象として、原子空孔集合体の安定形態、らせん転位との直接接触に伴う硬化に及ぼす積層欠陥エネルギー (SFE) の影響を分子動力学法により解明した。ボイドを対象とした場合、転位の自己エネルギーを取り入れることで、SFE の影響を解析解に取り入れることが可能であることがわかった。

キーワード：オーステナイト鋼、分子動力学法、積層欠陥四面体、ボイド

1. 緒言

照射に伴う機械的特性変化は、主として照射欠陥と転位の相互作用に起因する。面心立方金属に於いては、照射欠陥集合体の安定形態と転位の拡張幅、双方が積層欠陥エネルギー (SFE) によって異なるため、SFE が機械的特性変化を決定づける材料物性と考えられる。本研究では、特に原子空孔集合体とらせん転位の相互作用に着目して、分子動力学 (MD) 法を用いて、集合体の安定形態、硬化に及ぼす SFE の影響を定量化することを目的とする。

2. 計算方法

MD 計算では、LAMMPS を用いた^[1]。SFE が 14.6 - 186.5 mJ/m² と変化する一方、その他の物性値はほぼ等しい 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャル^[2]のうち 4 つを用い、x [10-1] 30.9 nm, y [1-21] 49.6 nm, z [111] 25.0 nm, x 軸 y 軸方向周期境界, z 軸方向自由境界の計算セルを設定した。初期条件として $b = a_0/2$ [10-1] のらせん転位、及び重心が転位のすべり面上に存在するように原子空孔集合体を配置した。温度と集合体サイズを系統的に変化させた計算を各条件 10 回行い、集合体の安定形態、及びらせん転位との直接接触に伴う臨界分解せん断応力 (CRSS) を算出した。

3. 結論

図 1 には、100K でボイドを配置した場合における CRSS のボイドサイズ依存性を示す。ボイドサイズ、SFE の増加とともに硬化は大きくなることがわかる。図 1 の点線は、Cu に相当する SFE=44.1mJ/m² に於いて弾性論で予測される^[3]CRSS もである。解析解と MD 結果は良い一致を示し、さらに転位の自己エネルギーにより SFE の影響を解析解に取り入れることが可能であることが明らかとなった。

参考文献

[1] LAMMPS Molecular Dynamics Simulator <<http://lammps.sandia.gov/>>

[2] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) 055003.

[3] D.J. Bacon et al., Philos. Mag. 28 (1973) 1241.

*Kota Ninomiya¹, Sho Hayakawa¹, Taira Okita² and Mitsuhiro Itakura³

¹School of Engineering, The Univ of Tokyo, ²Research into Artifacts Center for Engineering, The Univ of Tokyo, ³Center for Computational Science and e-Systems, Japan Atomic Energy Agency

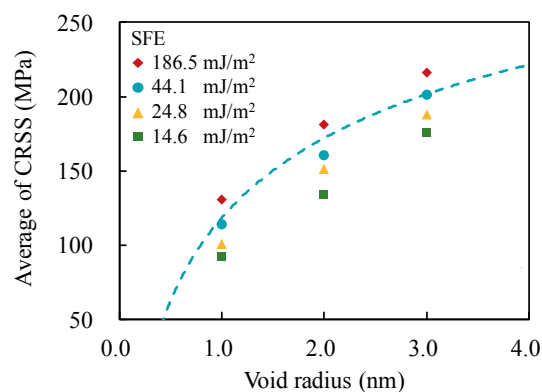


図 1 CRSS のボイドサイズ依存性

Zr 中における空孔型転位ループ形成過程の解明

Formation of a vacancy-type dislocation loop in Zr

*安達 悠希也¹, 強 光友², 早川 頌², 沖田 泰良³, 板倉 充洋⁴

¹ 東京大学工学部, ² 東京大学大学院工学系研究科, ³ 東京大学人工物工学研究センター,

⁴ 日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

軽水炉燃料被覆管として使用される Zr 合金を対象として、照射劣化を決定づける微細組織と考えられる c-type 空孔転位ループ形成に着目し、空孔集合体からの変換過程を分子動力学法により解析した。この過程に必要な活性化エネルギーは、集合体サイズに依存することがわかった。

キーワード： 燃料被覆管、分子動力学法、空孔集合体

1. 緒言

軽水炉燃料被覆管として使用される Zr 合金は、六方最密構造であるため、照射下で形成する微細欠陥は異方的に拡散する。それにより、原子空孔は底面上にも集合体を形成し (図 1(a))、これが潰れて c-type 空孔転位ループ (図 1(b)) となる。照射成長の breakaway、水素吸収量の急激な増加等、Zr 合金に特徴的な照射劣化は、主として c-type 転位ループ形成、及び Fe 原子の析出物からの欠乏とほぼ同時に発生するため^[1]、c-type 転位ループ形成過程を定量化することが、劣化機構を解明する上で重要な要素の一つである。本研究では、MD 法、及び Nudged Elastic Band (NEB) 法^[2]を用いて、c-type 空孔転位ループに変換する過程の活性化エネルギーを算出した。

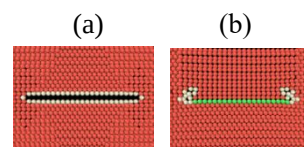


図 1 (a) 原子空孔集合体
(b) c-type 空孔転位ループ

2. 計算条件

MD 計算では、Sheng ポテンシャルを用い LAMMPS^[3]で行った。計算セルは、X[1-100]14nm、Y[11-20]16.2nm、Z[0001]12.9nm で、セル中心に一辺の空孔数 (l) が 3-10 の六角形集合体を挿入し 300K で約 50ps 緩和することで c-type 空孔転位ループを得た。NEB 計算には始点 (空孔集合体) と終点 (c-type 空孔転位ループ) の間に 8 個のイメージを線形内挿することで初期経路を作成し、イメージに作用する力が 0.01eV/Å 以下になるまで緩和した。その過程の最大エネルギー付近ではイメージ数を増加させることで、精緻に変換経路を求めた。

3. 計算結果・考察

図 2 に活性化エネルギーの空孔集合体サイズ依存性を示す。最も高いエネルギー障壁は、集合体サイズによらず原子変位が半分程度で見られた。活性化エネルギーは、19 個の集合体 ($l=3$) で最小値 2.3eV、空孔数の増加とともに徐々に増加し 271 個の集合体 ($l=10$) で 3.5eV となる。これらより、c-type 転位ループへの変換は、 $l=3$ 、直径 1.5nm 程度の集合体で主として発生すると考えられる。

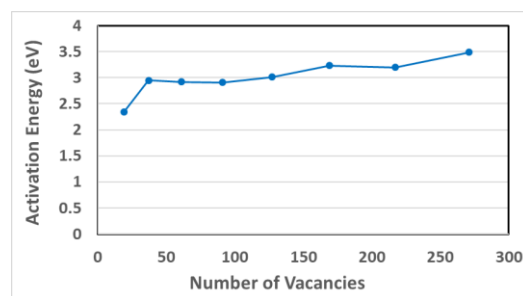


図 2 活性化エネルギーの
空孔集合体サイズ依存性

参考文献

[1] A. V. Barashev et al., J. Nucl. Mater. 461 (2015) p.85

[2] G. Henkelman et al., J. Chem. Phys. 113 (2000) 9978

[3] <<https://lammps.sandia.gov/>>

*Yukiya Adachi¹, Qiang Guangyou², Sho Hayakawa², Taira Okita³ and Mituhiro Itakura⁴

¹School of Engineering, the University of Tokyo., ²Department of Engineering, the University of Tokyo., ³Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo., ⁴Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency.

Active volume を用いた温度並列 Simulated annealing による メゾ時間スケール原子シミュレーション

Mesoscale atomistic simulation using temperature parallel simulated annealing with active volume

*早川 頌¹, 沖田 泰良², 板倉 充洋³

¹東京大学大学院工学系研究科, ²東京大学人工物工学研究センター, ³日本原子力研究開発機構,

Active volume による局所領域活性化過程探索と温度並列 Simulated annealing を組み合わせたメゾ時間スケールシミュレーション手法を開発した. 本手法を用いて, 照射欠陥集合体の安定形態への変換を原子スケールの精度を保持し且つ分子動力学計算で取り扱い可能な時間スケールを超えて再現した.

キーワード: Simulated annealing, 照射誘起欠陥, メゾ時間スケールシミュレーション

1. 緒言

原子炉構造材の特徴として照射欠陥の形成が挙げられるが, これらの拡散や他の欠陥との相互作用を通して材料中マイクロ組織は著しく変化し, その結果機械的特性の劣化が引き起こされる. 従って原子スケールの精度を保持した欠陥挙動の把握が必須であるが, そのために分子動力学 (MD) 計算を用いた欠陥挙動解析が従来多く行われてきた. 一方 MD 計算で再現可能な時間スケールは~ns オーダーであるため, MD 計算による知見に基づいて機械的特性劣化を議論するためには複数の時間スケールに跨るマルチスケールシミュレーションが求められる. 本研究では, Active volume (AV) を用いた活性化過程探索と温度並列 Simulated annealing (TPSA) 法を組み合わせたメゾ時間スケール欠陥安定形態解析手法を開発する (TPSA/AV). また開発手法をカスケード損傷後に形成された3次元形状の自己格子間原子 (SIA) 集合体に適用しその安定形態への変換を再現する.

2. 計算方法

TPSA 法は Simulated annealing (SA) 法の並列アルゴリズムであり, SA 法の問題点である温度スケジュール設定の難しさ, 計算コストを克服したものである[1]. また TPSA 法においては評価関数の設定と次ステップ解候補の生成プロセスを要するが, 今回の場合評価関数は系のポテンシャルエネルギー曲面 (PES) に相当し, 現実の物理現象に合った解候補の効率的生成のためにはその適切なアルゴリズムが求められる. 本研究では, Dimer 法[2]により実際の PES に基づいた精確な活性化過程探索を行い, さらに計算効率化のために AV を用いて探索領域を制限した上でより効率的に探索を行う[3].

3. 結果・考察

TPSA/AV により計算した3次元 SIA 集合体の形態変化の様子を系のエネルギー変化とともに図1に示す.

3次元形状から安定形態であるフランクグループへと形態変化しており ((a)→(b)), さらにその後別の安定形態である完全転位ループへと変換している ((c)). さらにこれらの変換過程では初期状態と比べて比較的高エネルギー状態 (+ ~1.0 eV) を経ており, このことから MD 計算で再現可能な時間スケールを超えた変換プロセスを再現できていると言える.

謝辞 本研究は JSPS 科研費 JP17H03518, JP17KT0039, JP18J12324 の助成による.

参考文献

- [1] K. Konishi et al., IPSJ. 36 (1995) 797.
- [2] G. Henkelman et al., J. Chem. Phys. 111 (1999) 7010.
- [3] H. Xu et al., Phys. Rev. B 84 (2011) 132103.

*Sho Hayakawa¹, Taira Okita², Mitsuhiro Itakura³.

¹School of Engineering, Univ. of Tokyo, ²RACE, Univ. of Tokyo, ³JAEA.

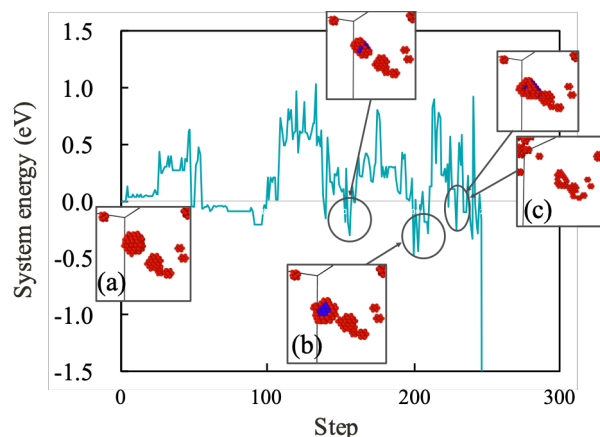


図1 系のエネルギー変化とそれに伴う欠陥形態変化の様子

二酸化トリウムの機械学習分子動力学シミュレーション

Machine Learning Molecular Dynamics Simulations of ThO₂

*奥村 雅彦¹, 小林 恵太², 中村 博樹¹, 板倉 充洋¹, 町田 昌彦¹

¹原子力機構, ²RIST

最近、密度汎関数法並みの高精度計算を古典分子動力学法並みの低計算コストで実現可能な機械学習分子動力学が提案された。本講演では、いくつか提案されている機械学習分子動力学法を二酸化トリウム系に適用し、最も適した方法を探り、ブレディック転移の評価を目指す。

キーワード: 機械学習, 分子動力学法, 二酸化トリウム

1. 背景と目的

近年、ハードウェアとソフトウェアの急速な発展により、密度汎関数をはじめとする量子力学計算を用いて数百原子からなる系であれば様々な物性値の評価が可能になっている。一方で、熱力学的極限の議論や2相界面などは、数百原子のシミュレーションで論ずることは難しい。そのような目的のためには、通常古典分子動力学法が用いられるが、計算結果は力場に強く依存し、通常量子力学計算に比べて精度が劣る。最近、量子力学計算の結果を教師データとして機械学習によってポテンシャルエネルギー面を構築し、それを利用して分子動力学法を実行する「機械学習分子動力学法」が提案され[1]、パッケージ[2]も利用可能になっている。一方で、原子に働く力を直接学習する方法[3]も提案されており、どの方法が適しているのか、明らかではない。本講演では、二酸化トリウム系に最適な方法を選び、物性評価の結果を報告する。

2. シミュレーション

2-1. 対象系

機械学習分子動力学法は多くの原子種を扱うのが難しいため、2種類の原子で構成される二酸化トリウムを対象系に選ぶ。この系では、第一原理分子動力学法を用いて数百個の系でブレディック転移の存在が確認されており[4]、機械学習分子動力学法を用いることにより比熱などによる相転移の評価を目指す。

2-2. 方法

エネルギーの学習に基づく機械学習分子動力学法[1]については、公開パッケージである AENet[2]を利用する。一方、比較対象として力の学習に基づく機械学習分子動力学法[3]については自作コードを用いる。

2-3. 最適な方法の探索

AENet[2]を利用した計算ではエネルギーの誤差は小さいが、力の誤差が大きいことがわかった。そこで、エネルギーではなく直接力を学習する方法[3]を用いた結果と AENet の結果を比較し、より精度の高い方法を選ぶ。また、両方の方法で分子動力学法を実行し、物性評価に及ぼす両者の差を報告する。

参考文献

[1] J. Behler and M. Parrinello, Phys. Rev. Lett. **98**, 146401 (2007). [2] N. Artrith and A. Urban, Comp. Mat. Sci. **114**, 135 (2016). [3] Z. Li et al., Phys. Rev. Lett. **114**, 096405 (2015). [4] H. Nakamura and M. Machida, J. Nuc. Mat. **478**, 56 (2016).

*Masahiko Okumura¹, Keita Kobayashi², Hiroki Nakamura¹, Mitsuhiro Itakura¹, and Masahiko Machida¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Risearch Organization for Information Science and Technology

TDDFT+Langevin 模型の構築

The construction of TDDFT+Langevin model

*西川 崇¹, 岩田 順敬², 千葉 敏²¹株式会社原子力エンジニアリング, ²東京工業大学

Langevin 模型のモデルパラメータを、微視的な時間依存密度汎関数法(TDDFT)から導き、Langevin 模型に適用することで、核分裂を記述する新しい模型として TDDFT+Langevin 模型を構築し、核分裂データの再現性を向上させる。

キーワード： 時間依存密度汎関数法、Langevin 模型、摩擦係数、核分裂

1. 緒言

原子核工学の基礎となる原子核反応を理解し、核データの再現性が高い理論模型を構築することは重要な課題である。原子核反応を原子核形状の時間変化で記述する巨視的模型である Langevin 模型[1]のパラメータを、原子核反応を核子の自由度で記述する微視的模型である TDDFT[2]から導き、Langevin 模型に適用することで、より核分裂データの再現性の高い模型を構築する。Langevin 模型のモデルパラメータである摩擦係数は、Langevin 模型に微視的な効果を取り入れるためのパラメータであり、これまでは Wall-and-Window 模型[3]といった他の模型から計算されてきた。本研究では Langevin 模型のモデルパラメータの一つである摩擦係数を微視的に原子核反応を記述する TDDFT から計算する。

2. 手法

鏡面对称な quasi-fission 反応を TDDFT を用いて計算し、反応中の原子核間の距離 $R(t)$ を TDDFT の波動関数から計算した。さらに $R(t)$ から、反応中の平均の摩擦係数を計算し、計算された摩擦係数を 4D-Langevin 模型に適用し、原子核工学において重要な U^{236} 、 Pu^{240} の核分裂反応を Langevin 模型で計算した。

3. 結論

TDDFT+Langevin 模型により、 U^{236} 、 Pu^{240} の FFY の再現精度を向上させることができた。

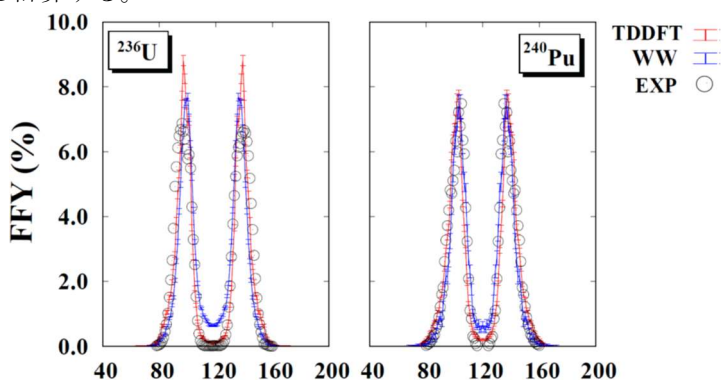


図: U^{236} 、 Pu^{240} の FFY の計算結果。赤の線は TDDFT から計算された摩擦係数を使用し、青の線は Wall-and-Window 模型で計算された摩擦係数を使用している。円は実験値である[4][5][6]。

参考文献

- [1] C.Ishizuka, M.D.Usang, F.A.Ivanyuk, J.A.Maruhn, K.Nishio, and S.Chiba, Phys. Rev. C 96 (2017) 064616
- [2] J.A. Maruhn, et al., Computer Physics Communications Volume 185, Issue 7, July 2014, Pages 2195-2216
- [3] T.Dossing and J.Randrup, Nucl. Phys. A 475 (1987) 557-568
- [4] C.Straede, C.Budtz-Jrgensen, H.H.Knitter, Nucl. Phys. A 462 (1987) 85-108
- [5] S.Zeynalov, W.Furman, F.J.Hambsch, ISINN-13. 2006
- [6] L. Dematt, C. Wagemans, R. Barthdlmy, R D'hondt and A. Deruytter, Nucl. Phys. A 617(1997) 331-346

*Takashi Nishikawa¹, Yoritaka Iwata² and Satoshi Chiba²

¹Nuclear Engineering Ltd., ²Tokyo institute of technology.

[2K06-10] Reactor and Safety Analysis

Chair:Satoshi Wada(TOSHIBA ESS)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room K (Common Education Bldg. 2 3F No.33)

[2K06] Neutron diffusion theory with the IGA method

*Willem van Rooijen¹, Riho Horita² (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Nuclear Power and Energy Safety Engineering Program, Graduate School of Engineering, University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K07] Prediction of Core characteristics accompanying fuel shuffling in Deep learning

*Sho Takano¹, Akira Konoma¹ (1. GNF-J)

3:00 PM - 3:15 PM

[2K08] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita¹ (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K09] Development of Severe Accident Analysis Code SAMPSON

*Naotoshi Tominaga^{1,2}, Richard Finger^{1,3}, Masao Chaki¹ (1. The Institute of Applied Energy, 2. currently AdvanSoft, 3. currently Goldman Sachs Japan)

3:30 PM - 3:45 PM

[2K10] Simulation of the Behavior of Spherically Expanding H₂-Air Premixed Flame

*Thwe Thwe Aung¹, Ryutaro Hino¹, Atsuhiko Terada¹, Satoshi Kadowaki² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology)

3:45 PM - 4:00 PM

Neutron diffusion theory with the IGA method

*W.F.G. van Rooijen¹ and Riho Horita²

¹Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, ²University of Fukui, Graduate School of Engineering, Nuclear Power and Energy Safety program

Abstract In earlier work the authors presented a solution method for neutron transport theory in two and three dimensions based on the IGA method. In the current work the IGA method is applied to neutron diffusion theory. Diffusion theory requires a different solution method than transport theory. We have successfully implemented a multi-patch diffusion solver based on the IGA method.

Keywords: neutron transport theory, neutron diffusion theory, IGA method, FEM, nuclear reactor simulation

1. Introduction The authors are developing a simulation method for neutron transport theory using the Iso-Geometric Analysis (IGA) method [1]. The IGA method makes it possible to solve partial differential equations (PDE) on arbitrary geometrical domains. The geometrical domain is composed of one or more “patches”. In IGA, so-called NURBS basis functions are used to describe the shape of the patches (in two or three dimensions). The same NURBS basis functions are then used to solve a PDE, defined on the patch, using the Galerkin Finite Element Method (FEM). In the current work, the solution method for neutron transport theory based on IGA is extended to neutron diffusion theory. It is intended to use diffusion theory to accelerate the S_N transport calculations.

2. Theory. In our work, the spatial domain is divided into a number of non-overlapping, piece-wise homogeneous patches. On the patches, the PDEs to be solved are:

$$\hat{\Omega} \cdot \nabla \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) + \Sigma_t(\vec{r}, E) = q(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) \quad \text{Transport theory} \quad (1)$$

$$-\nabla \cdot D \nabla \phi(\vec{r}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E) = Q(\vec{r}, E) \quad \text{Diffusion theory} \quad (2)$$

Compared to transport theory (Eq. (1)), diffusion theory (Eq. (2)) does not contain the variable of neutron propagation $\hat{\Omega}$ and the diffusion equation is a second order PDE whereas the transport equation is a first order PDE. For these types of equations, the boundary conditions and the solution methods are different. In diffusion theory, the boundary condition of zero incoming flux can only be approximated with the concept of extrapolation length. The transport equation can be solved on a patch-by-patch basis using the up-wind method, but for diffusion theory, this method is not available and the solution is calculated for all patches simultaneously, merging the basis functions across the boundaries of the patches.

3. Implementation and Result. It was decided to implement the same method as in the GeoPDEs software package [2], where each basis function has a “local” index on its patch and a “global” index for the global solution. Calculations with external source and multi-group cross sections have shown that our implementation works correctly. However, the implementation of the boundary conditions, especially Dirichlet boundary conditions (i.e. imposed flux on the boundary) requires some more work to obtain a numerically stable solution method.

4. Conclusion. We have established the theoretical framework to implement neutron diffusion theory in 2D and 3D arbitrary geometries using the IGA method. The solution method is accurate. Validation is currently ongoing.

References

- [1] W.F.G. van Rooijen and R. Horita, “Three dimensional S_N neutron transport calculations with iso-geometric analysis (IGA)”, Proc. Int. Conf. PHYTRA4, September 17 – 19 2018, Marrakech, Morocco (2018)
- [2] R. Vazquez, “A new design for the implementation of isogeometric analysis in Octave and Matlab: GeoPDEs 3.0”, IMATI Report Series Nr. 16 – 02, CNR IMATI (2016)

深層学習による燃料シャッフリング時の炉心特性変化量の予測

Prediction of Core characteristics accompanying fuel shuffling in Deep learning

*高野 渉¹, 木間 暁¹

¹GNF-J

ABWR の出力分布評価に深層学習を適用し、ノードの無限増倍率を入力、炉心ノード相対出力を出力としたニューラルネットワークを構築した。解析的に算出される入力と出力の感度から、実際の燃料シャッフリングによる出力の変動量が予測可能か検討を行った。

キーワード：深層学習、炉心特性、感度、ABWR

1. 緒言

原子炉の運転では、1 サイクル毎に最適な燃料装荷パターンを設計し、核的・熱的な運転目標を満足させる必要がある。過去にはメタヒューリスティックな方法に基づいて最適な設計が試みられているが、近年ニューラルネットワーク(NN)が様々な分野で用いられており、ABWR の設計においても NN が燃料装荷パターンの最適化に資するかを検討した。本検討では、炉心の基本特性の 1 つであるノード相対出力に着目した。

2. ノード相対出力評価

2-1. NN モデル

ノードの無限増倍率 K_{inf} を NN の入力、着目ノードの相対出力を NN の出力とし、全結合 NN 及び部分的畳込み NN(PCNN)を構築した。 K_{inf} は着目ノードを中心とした周囲 $5 \times 5 \times 5$ の 125 個と、炉心全体を軸方向 9、径方向 10 分割のリング状で平均化した 90 個、合わせて 215 個とした。PCNN ではノード周囲 125 個の入力に対して $3 \times 3 \times 3$ サイズのフィルター 25 個を用いて CNN を適用し、 $3 \times 3 \times 3 \times 25 = 675$ 個の値とリング領域の 90 個を第 1 層へと渡す。PCNN モデルの模式図を図 1 に示す。

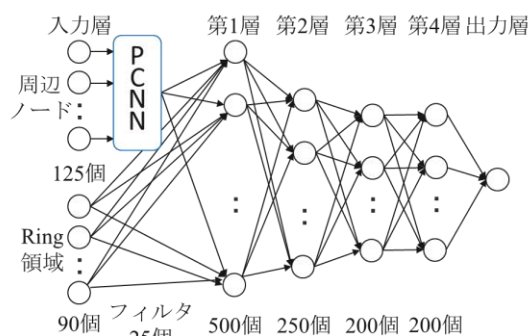


図1 PCNN 構築モデル

2-2. 教師データ

熱的特性等を見捨てた高反応度炉心を起点に、GNF-J で開発した遺伝的アルゴリズムコードを用いて炉心最適化を行い、その過程で生成した(最適化初期段階を除く)炉心の炉心シミュレータ AETNA^[1]の特性評価結果を教師データとした。なお、1/8 鏡面对称として展開した炉心も教師データとし、約 2000 種類の炉心からなる。

2-3. 学習精度

教師データに対する学習精度は、例えば全結合 NN で教師データからの平均差異が約 4 % となる計算時間で、PCNN では平均差異が約 3 % となることを確認した。

3. 燃料シャッフリング時の特性予測

3-1. 燃料 1 シャッフリング時評価

教師データに含まれる 1 炉心を基点に、着目ノード $(x,y,z) = (15,15,13)$ (制御棒が挿入されない炉心中央付近の燃料)の燃料体と、1/4 炉心でそれ以外の全燃料体 217 体を 1 体ずつ交換した 217 ケースについて、AETNA と NN の予測結果を比較した(図 2)。ケースによって 10 % 程度の差異が生じている。

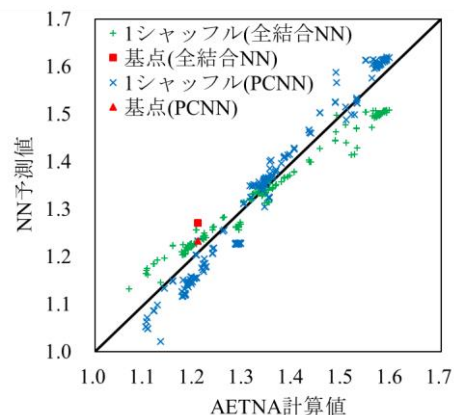


図2 NN による相対出力評価

3-2. 感度の利用

PCNN の出力層に対する入力層の偏微分(感度)を解析的に求め、1 シャッフリングによる NN の入力値の差分を掛け合わせることで出力値を評価した。図 2 の PCNN 予測値に対する結果を図 3 に示す。感度から PCNN の結果を高い精度で評価できることが分かる。これより、PCNN が AETNA の結果を予測できる精度で、感度を用いてノード相対出力を予測できることが分かった。

4. 結論と今後の予定

ABWR を対象に全結合 NN 及び PCNN を構築し、ノード相対出力評価を実施した。NN から入力層と出力層の感度を評価し、感度から出力値を予測できることを確認した。今後は燃焼を進めた点、その他特性についても拡張し、最適な装荷パターンの探索を実施する。

参考文献

[1] GNF-J “炉心核熱水力特性解析システム システム全般”, GLR-005 システム編, 2015 年 4 月

*Sho Takano¹ and Akira konoma¹

¹GNF-J

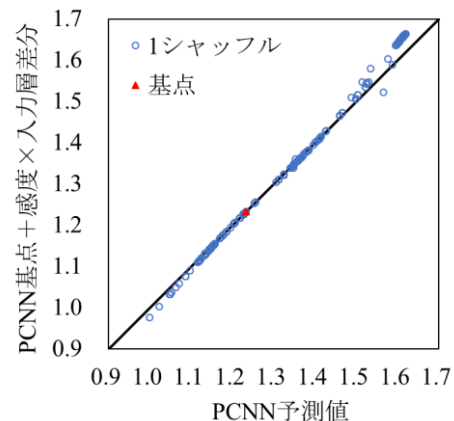


図3 感度による相対出力評価

統計的安全評価における代替統計モデルの適用

(3) 適応的サンプリングの有効性に関する検討

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

(3) Investigation of Effectiveness of Adaptive Sampling Methods

*木下 郁男

原子力安全システム研究所

RELAP5 コードによる燃料被覆管最高温度の統計的安全評価に対して、代替統計モデルの適用性を検討している。本研究では、少数の RELAP5 計算によって効率的に代替統計モデルを構築するために、適応的サンプリング手法を適用し、その有効性を検討した。

キーワード：統計的安全評価，代替統計モデル，適応的サンプリング，RELAP5

1. 緒言 統計的安全評価では、安全解析コードを用いた多数回のモンテカルロ計算により統計的安全評価値を求める。これを実施可能な計算時間で行うためには、安全解析コードよりも計算コストの小さな代替統計モデルの適用が有効である。本研究では、少数のサンプル計算によって効率的に代替統計モデルを構築するために、適応的サンプリング手法を適用し、その有効性を検討した。

2. 解析方法 解析対象は PWR プラントの小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象(3 インチ破断)とした。本事象を対象として、RELAP5 コードの計算モデルの不確かさによる被覆管表面最高温度(PCT)の不確かさ解析(1024 サンプル)を行い[1]、これを代替統計モデルの参照解析とした。代替統計モデルを用いたサンプリングを以下のように実施した。まず、93 サンプルの RELAP5 計算値を学習データとして代替統計モデルを構築した。次に、この代替統計モデルを用いて PCT の不確かさ解析(1024 サンプル)を行い、PCT の 5%, 25%, 50%, 75%, 95% 点に対応する RELAP5 計算値を学習データに追加し、代替統計モデルを更新した。以上を繰り返して実施し、このサンプリング手法で構築した代替統計モデルによる PCT の累積確率分布(CDF)を、ランダムサンプリングで構築した代替統計モデルによる評価結果と比較した。代替統計モデルには、線形 2 次回帰(交互作用あり)とガウス過程回帰を使用した。

3. 解析結果 図 1 に、本サンプリング手法とランダムサンプリング手法(123 サンプル)を用いて線形 2 次回帰により評価した CDF を比較して示す。図 2 に、線形 2 次回帰により評価した学習サンプル数に対する PCT の収束過程を示す。本手法のほうが、PCT の CDF は RELAP5 による評価結果に近づいていることが分かる。図 3 に、本サンプリング手法とランダムサンプリング手法(153 サンプル)を用いてガウス過程回帰により評価した CDF を比較して示す。図 4 に、ガウス過程回帰により評価した学習サンプル数に対する PCT の収束過程を示す。本手法のほうが RELAP5 評価結果に速く収束することが分かる。以上より、本サンプリング手法の有効性が確認できた。

参考文献 [1] I. Kinoshita, et al., BEPU2018-149 (2018)

*Ikuo Kinoshita, INSS

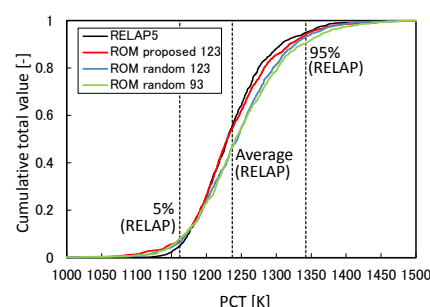


図 1 PCT の累積確率分布(線形 2 次回帰)

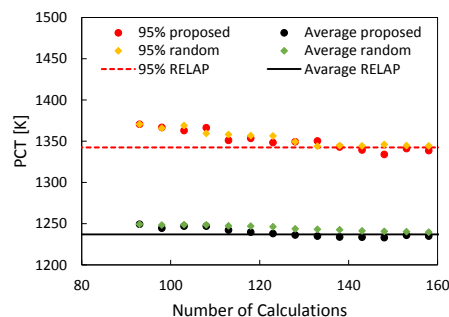


図 2 PCT の収束過程(線形 2 次回帰)

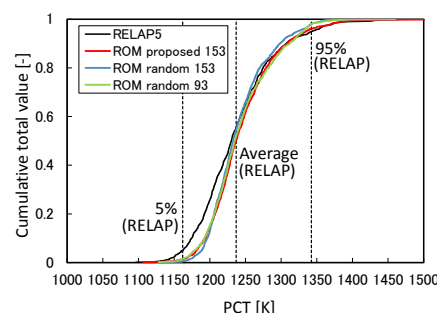


図 3 PCT の累積確率分布(ガウス過程回帰)

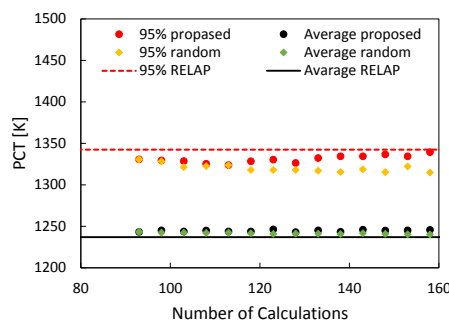


図 4 PCT の収束過程(ガウス過程回帰)

国産 SA コード SAMPSON の高度化

(3) 制御インターフェースモジュールの改良

Development of Severe Accident Analysis Code SAMPSON

(3) Improvement of Control Interface Module

*富永 直利^{1,2}, Finger Richard^{1,3}, 茶木 雅夫¹

¹エネルギー総合工学研究所、²現所属 アドバンスソフト

³現所属 ゴールドマン・サックス証券

国産 SA コード SAMPSON の高度化を目的とした開発状況について報告する。前報に続き熱水力解析モジュール制御インターフェース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。

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、現在も IAE では開発を継続している[1]。

2. SAMPSON コード高度化

本報では前報で開発した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開発した制御インターフェースモジュールについて改良したものを報告する。本改良では外部コードを容易に適用できるようアルゴリズムとしてストラテジーパターンを踏まえた設計を実施した。図は開発したインターフェースモジュールの概念図で、モジュール同士のインターフェースをチェックする機構も同時に整備することで利便性を向上させた。開発コードは原子炉のスクラムから炉心溶融・コアコンクリート反応に至るまでのシビアアクシデント例題解析による検証を実施した。

3. 結論

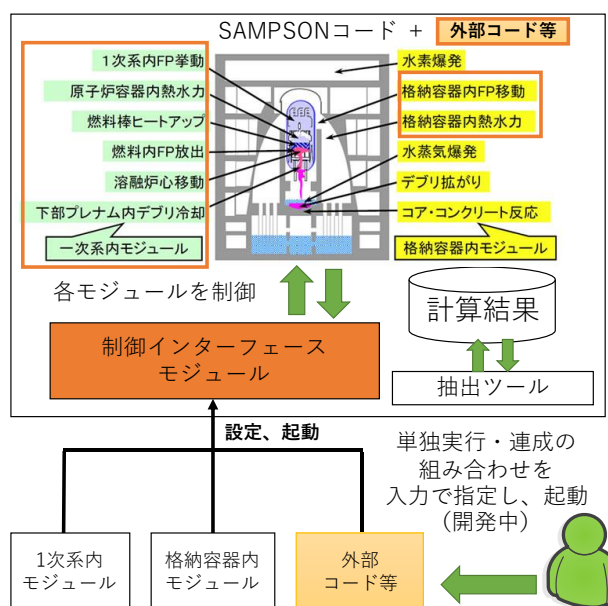
本報では基盤モジュールである制御インターフェースモジュールの改良例を報告した。IAE では引き続き SAMPSON コード全体の高度化・改良を継続していく。

参考文献

[1] 富永ほか、日本原子力学会 2018 年秋の年会予稿集 3H03

*Naotoshi Tominaga^{1,2}, Richard Finger^{1,3}, Masao Chaki¹

¹The Institute of Applied Energy, ²Currently, Advancesoft, ³Currently, Goldman Sachs Japan



Simulation of the Behavior of Spherically Expanding H₂-Air Premixed Flame

*Thwe Thwe Aung¹, Ryutaro Hino¹, Atsuhiko Terada¹ and Satoshi Kadowaki²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Nagaoka University of Technology.

Abstract We performed the two- and three-dimensional simulations to investigate the behavior of spherically expanding H₂-air premixed flame by using XiFoam. The equivalence ratio was set to unity. The ignition started from the center of domain, and the flame expanded spherically and became wrinkle. The obtained flame radius has the agreement with the experimental result.

Keywords: Simulation, H₂-air, Premixed flame, Flame radius, XiFoam

1. Introduction

The risk of hydrogen combustion and explosion from the contamination and distribution of hydrogen gas generated from radioactive wastes under the long-term storage lets us to pay attention on management and analysis methods concerned with hydrogen safety. As hydrogen mixes with air prior combustion or explosion inside of the waste vessels, we considered H₂-air premixed flame in closed vessel and investigated the mechanisms and spherically expanding behavior.

2. Simulation method and results

New flame speed model was added and some modifications were made in the default XiFoam solver of OpenFOAM [1] for validation with the experimental result. The simulations were performed with two-dimensional (2D) rectangular model (1.5m in both sides), three-dimensional (3D) one-eighth of cubic model (0.3m in all sides) and spherical model (0.26m in radius). The computational time and time step interval were set to 0.02s and 5×10^{-6} s, respectively. The ignition period was set to 0.003s. The initial temperature and pressure were set to 298K and 1.01325×10^5 Pa. The obtained results of flame radius are compared with the experimental result [2] and shown in Fig.1. Temperature distribution of premixed flame in rectangular and cubic domains at $t = 0.02$ s are shown in Fig.2.

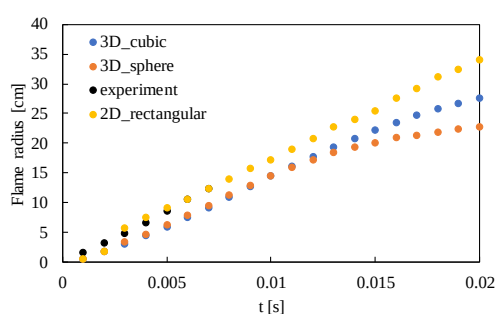


Figure.1 Flame radius of different models.

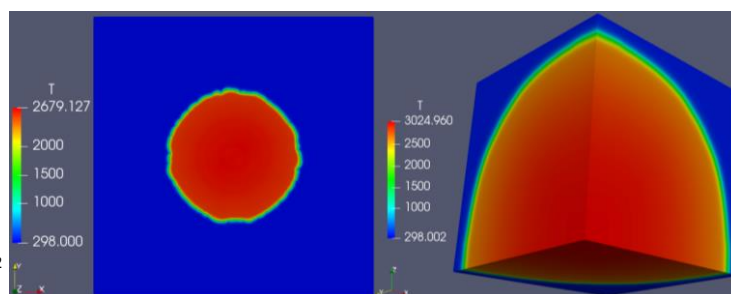


Figure.2 Temperature distribution of premixed flame.

3. Conclusion

From this study, we can conclude that the simulation results have the agreement with the experimental one, and we will study the effects of parameter, equivalence ratio, unburned-gas temperature, mesh size and dimension of models for new flame speed model in the future.

References

- [1] OpenFOAM User Guide v1712, <https://openfoam.com/releases/openfoam-v1712/>
- [2] Report of advanced nuclear safety on hydrogen issues conducted under the 2015 METI program, JAEA, 2016, pp.262-268.

[2K11-14] Fluid and Structural Analysis

Chair: Sunghyon Jang (Univ. of Tokyo)

Thu. Mar 21, 2019 4:10 PM - 5:15 PM Room K (Common Education Bldg. 2 3F No.33)

[2K11] Establishment of V&V Procedure of Numerical Estimation Method for Thermal-Hydraulic Phenomena in Sodium-cooled Fast Reactor

*MASAAKI TANAKA¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:10 PM - 4:25 PM

[2K12] Numerical simulation of wet particles in a complex-shaped calculation region

*Kotaro Tamura¹, Mikio Sakai² (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Resilience Engineering Research Center, School of Engineering, The University of Tokyo)

4:25 PM - 4:40 PM

[2K13] Study on Local Failure of Circular Plate Specimens with Nozzle Simulating Reactor Pressure Vessels

*Yoshiki Tsunemoto¹, Takashi Sakaguchi¹, Shunji Kataoka², Takuya Sato¹, Naoto Kasahara¹ (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. JGC Corporation)

4:40 PM - 4:55 PM

[2K14] Evaluation on impact response of RC structures subjected to projectile impact

*Akemi Nishida¹, Minoru Nagai¹, Zuoyi Kang¹, Haruji Tsubota¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM

ナトリウム冷却高速炉の熱流動解析評価手法整備におけるV&V実施手順の具体化 (2) 基本妥当性確認解析におけるモデル不確かさの定量評価

Establishment of V&V Procedure of Numerical Estimation Method for Thermal-Hydraulic Phenomena
in Sodium-cooled Fast Reactor

(2) Quantification of Model Uncertainty of Numerical Simulation in Fundamental Validation

*田中 正暁¹

¹原子力機構

熱流動解析評価手法整備における V&V 実施時のモデル不確かさの定量評価手順を具体化すべく、解析コードの基本妥当性確認として実施した T 管部異温度流体混合水試験 (WATLON) 解析を対象として、試験結果との比較から解析結果の有するモデル不確かさを定量化した結果について報告する。

キーワード：検証と妥当性確認 (V&V)、格子収束性 (GCI) 評価、AVM 法、不確かさ評価、熱流動解析

1. 緒言 これまでに既往ガイドライン[1,2]を参照した V&V 実施手順の枠組 (V2UP) と既存手法を改良した GCI 評価手法 (SLS-GCI 法) [3]を整備してきた。本報では、SLS-GCI 法と、試験結果と解析結果との差を定量化する Area Validation Metrics (AVM) 法の修正版を用い、解析結果の有するモデル不確かさの定量化を試みた。

2. 解析条件 流体-構造熱連成解析コード (MUGTHES) の基本妥当性確認として実施した、T 字合流部において枝管からの低温流体が主配管内面に沿って流れる壁面噴流条件を境界条件とする WATLON 解析結果[4]を対象とした。GCI 評価のため空間分解能の異なる 3 つの解析メッシュ (Coarse, Middle, Fine) で過渡解析が実施されている。

3. 解析結果 (不確かさ評価) 図 1 に合流点から $0.5D_m$ (D_m : 主配管径) 下流での温度変動強度の周方向分布 (主配管壁から 1 mm 内側) を例として示す[4]。Fine の解析結果 (流体温度) が評価対象である。

3-1. 不確かさ評価手法 モデル不確かさ (u_m) は、(1)入力不確かさ ($u_{inp}=0$ と暫定)、(2)離散化等による不確かさ (u_{num}) 及び(3)実験不確かさ (u_D) の 3 つの成分の二乗和の平方根で表される不確かさ (u) と、試験結果と解析結果との差 (d) により、 $u_m \in [d-u, d+u]$ で表される[1,2]。 u_{num} は SLS-GCI 法で定量化する。 u_D は試験境界条件 (平均値) のばらつき[5]と熱電対単体の不確かさを暫定的に評価する。 d について、図 2 に示す例 ($\theta = -\pi/6$) のように、試験 (E) と解析 (S) の時系列データから累積頻度分布 (それぞれ $C_E(x)$ 及び $C_S(x)$) を算出し、 $C_E(x)$ 及び $C_S(x)$ で囲まれる領域の面積として定量化する AVM 法に対して、 $C_E(x) < C_S(x)$ となる領域 ($d+$) と $C_E(x) \geq C_S(x)$ となる領域 ($d-$) を区別して評価する修正 AVM (MAVM) 法[6]を採用する。

3-2. 不確かさ評価結果 図 3 に図 1 各点の不確かさ評価結果を示す。縦軸は不確かさの程度 (DoD) を示している。(S-E) は時間平均値の差である。モデル不確かさは赤色と青色の点線で囲まれる $[(d-)-u < u_m < (d+)+u]$ の範囲で、 ΔT (=15°C) の 30%~20% の範囲となった。

4. 結言 SLS-GCI 法と MAVM 法によるモデル不確かさの定量評価手順を構築した。今後、入力不確かさ及び実験不確かさの評価手順、実機評価での不確かさの統合及び外挿方法を検討する。

参考文献[1]ASME V&V 20-2009, [2]AESJ-SC-A008:2015, [3]田中, 2015 年秋の大会, D16. [4]M. Tanaka and Y. Miyake, JSME MEJ, Vol. 2, No.5 (2015), [5]TS Z 0033:2012, [6] C. J. Roy. and I. Voyles, ASME V&V Symposium, 39525 (2013).

*Masaaki Tanaka¹

¹Japan Atomic Energy Agency

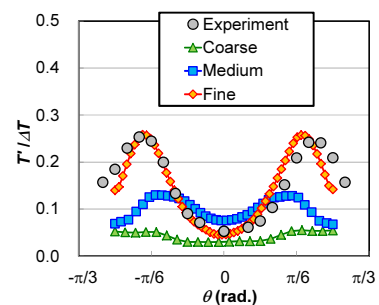


図 1 流体温度変動強度の周方向分布 ($0.5D_m$ 下流、1 mm 内側)

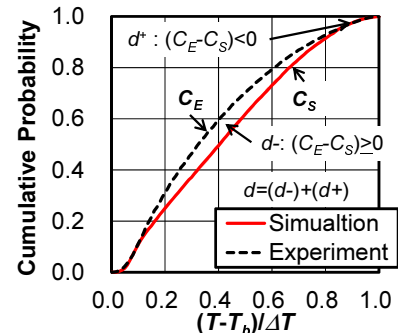


図 2 累積頻度分布 ($0.5D_m$ 下流、1 mm 内側、 $\theta = -\pi/6$)

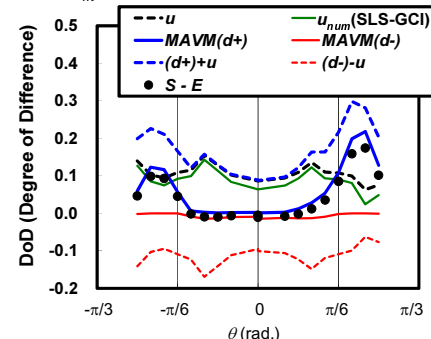


図 3 モデル不確かさの定量評価 ($0.5D_m$ 下流、1 mm 内側)

複雑計算領域内の湿潤粒子の数値シミュレーション

Numerical simulation of wet particles in a complex-shaped calculation region

*田村 耕太郎¹, 酒井 幹夫¹

¹東京大学大学院工学系研究科

廃止措置をはじめとする原子力分野において、湿潤粒子の挙動把握は極めて重要であり、数値シミュレーションの導入が期待されている。本研究では、最新の液架橋力モデルを用いて二軸混練機内における含水率の高い湿潤粒子の数値解析を行い、その計算妥当性を検証した。

キーワード：湿潤粉体、液架橋力

1. 序論

液架橋力は粉体の様々な動的現象に対し非常に大きな影響を及ぼすため、廃止措置ばかりでなく産業プロセスの合理化の面からも、液架橋力を考慮した数値シミュレーションの導入が期待されている。液架橋力の物理モデルはこれまでも数多く提案されていたが、適用範囲が液量の小さい場合に限られるという問題点があった。本研究では、最新の液架橋力モデルを用いて二軸混練機内における湿潤粉体挙動の解析を行う。これまで行うことができなかった高い含水率の湿潤粉体を解析し、実験との比較によって、その計算妥当性を検証する。

2. 数値解析手法

本研究では、Sun and Sakai (2018) によって開発された最新の液架橋力モデルを Discrete Element Method と組み合わせる。固相の支配方程式には、並進および回転の運動方程式を用いて計算する。

3. 数値解析結果

二軸混練機内に一定量の湿潤粉体を敷き詰め、パドルを回転させた。計算結果を Fig. 1 に示す。数値解析結果を実験結果と比較したところ、粒子の空間分布に関して定性的・定量的によく一致することが確認できた。よって、広範囲の含水率にわたり、数値解析が実際の湿潤粉体挙動を高精度に模擬できることが示された。また、含水率および粒子数の違いによる湿潤粉体の混合度比較を行ったところ、含水率が高くなるにつれて、混合度の上昇が抑えられる結果となった。これにより、液架橋力によって生じる粒子の凝集が、粉体の混合に影響を与えることが示された。同様に、粒子数の違いによる混合度比較を行ったところ、湿潤粒子では、粒子数が小さい方が混合率は上昇しやすいことが確認された。したがって、数値解析によって、湿潤粉体の混合における液量や粒子数の影響を見出せることが示唆された。

4. 結論

数値解析結果より、含水率の高い湿潤粉体の振る舞いを数値シミュレーションによって高精度に模擬できることが確認された。また、混合度評価を通して、湿潤粉体プロセスにおいて最適となる液量・粒子数を見出せることが示唆された。湿潤粉体挙動を把握し、粉体プロセスに応用する上で、数値シミュレーションが有効であることが示された。

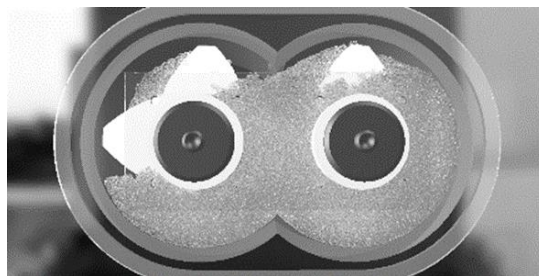


Fig. 1 二軸混練機内における湿潤粉体挙動

*Kotaro Tamura¹ and Mikio Sakai¹

¹The University of Tokyo

原子炉容器を模擬したノズル付き円板試験体の局部破壊に関する研究

Study on Local Failure of Circular Plate Specimens with Nozzle Simulating Reactor Pressure Vessels

*恒本 芳樹¹, 坂口 貴史¹, 片岡 俊二², 佐藤 拓哉¹, 笠原 直人¹

¹ 東京大学, ² 日揮株式会社

Strength tests and finite element analyses were performed for circular plate specimens with nozzles. As a result, the maximum load of the thick nozzle specimen was smaller than that of the thin nozzle one. The characteristics of local failure were clarified from this study.

キーワード： 延性破壊、局部破壊、3軸応力状態、ミーゼス応力、静水圧応力

1. 序論 3軸応力状態となる構造不連続部において発生の可能性が指摘されている局部破壊[1]のメカニズムは、未だ十分に解明されていない[2]。本研究では、原子炉容器の構造不連続部を模擬するモデルとして、ノズル付き円板試験体を用い、局部破壊の解明を目的とする。

2. ノズル付き円板試験体の破壊試験及び大変形弾塑性有限要素解析 ノズルと円板の剛性比の影響を検討するために、円板の肉厚を一定とし、ノズルの肉厚を変化させ、ノズル付き円板試験体の破壊試験及び大変形弾塑性有限要素解析を行った。厚肉ノズル付き試験体を図1に、解析モデルを図2に示す。試験は周辺支持とし、ノズルに鉛直荷重を加えた。破壊はノズル取付け部から生じ、厚肉ノズルの方が薄肉ノズルよりも最大荷重が小さくなった。試験から得られた荷重—変位関係を図3に示す。解析も同様の結果となった。

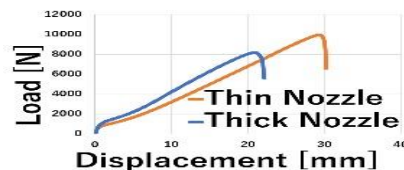
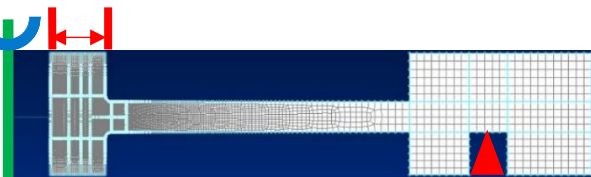
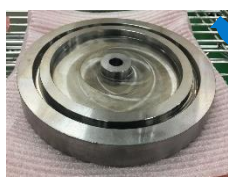
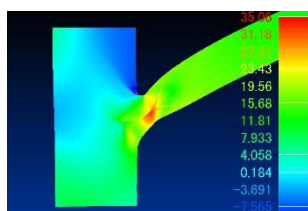
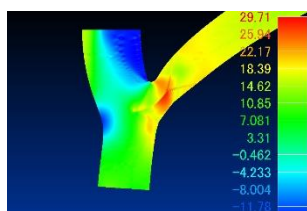


図1: 試験片形状

図2: 解析モデル形状 (厚肉ノズル)

図3: 荷重—変位関係

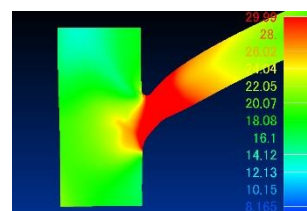
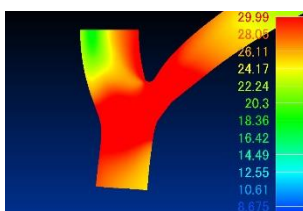
3. ノズルと一般部の剛性比が破壊モードに及ぼす影響に関する考察 図4に示すように、厚肉ノズルの場合の静水圧応力の最大箇所はノズル取付け部であり、局部破壊発生箇所と一致した。静水圧応力の最大値は厚肉ノズルの方が大きい。一方で、図5に示すように、ミーゼス応力の最大箇所は、薄肉ノズルの場合はノズル部全体に分布するのに対し、厚肉ノズルの場合はノズル取付け部の狭い範囲である。したがって、厚肉ノズルの方が、ノズル部全体が大きく塑性変形せず、狭い範囲で荷重を受けることが分かる。



(a) 薄肉ノズル

(b) 厚肉ノズル

図4: ノズル取付け部付近の静水圧応力の分布



(a) 薄肉ノズル

(b) 厚肉ノズル

図5: ノズル取付け部付近のミーゼス応力の分布

4. 結論 ノズルと円板の剛性比の大きい厚肉ノズル付き試験体は局部破壊しやすいことを明らかにした。

参考文献

- [1] David A. Osage, P.E., “ASME Section VIII-Division 2 Criteria and Commentary”, The Equity Engineering Group, Inc., (2009).
- [2] 佐藤拓哉, 圧力設備の破壊モードと応力, 日本工業出版, (2013).

*Yoshiki Tsunemoto¹, Takashi Sakaguchi¹, Shunji Kataoka², Takuya Sato¹ and Naoto Kasahara¹

¹The Univ. of Tokyo, ²JGC Corporation

飛翔体衝突を受ける RC 構造物の衝撃応答評価

Evaluation on impact response of RC structures subjected to projectile impact

*西田 明美¹, 永井 穰¹, 康 作夷¹, 坪田 張二¹

¹ 日本原子力研究開発機構

竜巻飛来物や航空機等の衝突による衝撃波伝播が原子力施設の建屋内の機器に及ぼす影響評価を目的とし、建屋内の衝撃波伝播特性の把握や衝撃応答挙動の解明に係る検討をすすめている。本稿では、飛翔体の剛性の違いが構造物の衝撃応答挙動に与える影響を評価し、得られた知見を述べる。

キーワード：飛翔体衝突、衝撃解析、衝撃応答、波動伝播、RC 構造物

1. 緒言

飛翔体衝突等が原子力施設内包機器へ与える影響評価に資するため、原子力施設建屋構造における衝撃波伝播特性の把握や衝撃応答挙動の解明を目的とする研究を開始した。まず、飛翔体衝突を受ける RC 構造物に関する既往実験の再現解析を実施し、モデルや評価手法の妥当性を確認した。次に、これら妥当性が確認されたモデルや評価手法を用いて、原子力施設建屋の壁等の構造を模擬した RC 構造物の衝撃応答解析を実施した。本稿では、飛翔体の剛性の違いが構造物の衝撃応答挙動に与える影響を評価し、得られた知見について述べる。

2. 解析概要

2 種類の飛翔体および被衝突体である RC 構造物の解析モデルを図 1 に示す。材料物性・解析手法等は文献 [1] で用いたものと同じである。コンクリートのソリッド要素と鉄筋のビーム要素のメッシュサイズは 10mm 程度、コンクリートと鉄筋の境界は共有節点とした。衝突速度は 201m/s で RC 構造物中央に垂直衝突とした。

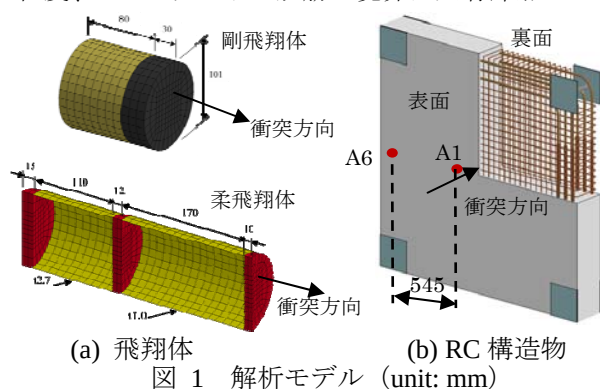


図 1 解析モデル (unit: mm)

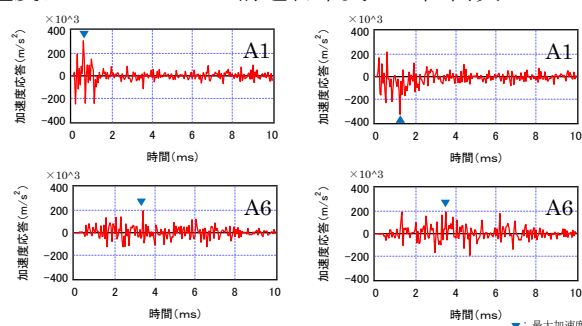


図 2 飛翔体衝突による RC 構造物の加速度応答時刻歴の例 (衝突方向)

3. 考察及びまとめ

図 2 に剛及び柔飛翔体衝突による RC 構造物裏面の加速度応答時刻歴の例を示す。衝突位置近傍 (A1) における最大加速度は剛及び柔飛翔体でありかわらないが、柔飛翔体は剛飛翔体よりも加速度が最大となる時間が遅れていることがわかる。RC 構造物端部 (A6) の最大加速度も剛及び柔飛翔体であり変わらない結果となっているが、平均的な加速度値は柔飛翔体の方が大きい傾向を確認できる。また、解析結果より位置の違いによる波の到達時間の差を確認することができ、本事例の場合には A1 及び A6 それぞれの波の立ち上がり時間の差より A1-A6 間を約 3.6 m/s の速度で伝わっていることが予想される。今後は、RC 構造物内の波動伝播特性を詳細に分析し、剛及び柔飛翔体による応答の違いを明らかにする予定である。

参考文献

[1] Nishida, A., et al., Evaluation of local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact – Simulation analysis for evaluating perforation phenomena caused by oblique impact of deformable projectiles -, Mechanical Engineering Journal, Vol.5, No.5, 2018.

*Akemi Nishida¹, Minoru Nagai¹, Zuoyi Kang¹ and Haruji Tsubota¹

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[2L01-03] Improvement of Inspection Technology of Nuclear Power Plants

Chair: Matsubara Shinichiro(MHI)

Thu. Mar 21, 2019 10:15 AM - 11:05 AM Room L (Common Education Bldg. 2 3F No.36)

[2L01] Identification of flaw depth by deep learning of eddy current testing signals

*Tomoyuki Hori¹, Kazuyuki Demachi¹ (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, the University of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[2L02] Advanced computerization of Hammering Inspection

*Takashi Matsunaga¹, Sho Kuwajima¹, Motomu Ishi¹, Akihiro Fujiyoshi¹, Ryota Ogawa¹, Mitsuyuki Sagisaka¹, Yoshihiro Isobe¹, Shinobu Yoshimura² (1. Nuclear Fuel Industries,Ltd., 2. The University of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

[2L03] Development of duct diagnosis method using AE sensor

*Hiroaki Fujiyoshi¹, Ryota Ogawa¹, Yoshihiro Isobe¹ (1. NFI)

10:45 AM - 11:00 AM

渦電流信号の深層学習による欠陥深さ同定

Identification of flaw depth by deep learning of eddy current testing signals

*堀 智之¹、出町 和之¹

¹東京大学大学院

渦電流検査(ECT)は蒸気発生器の伝熱管の傷を検出するために使われている非破壊検査手法の1種であり、欠陥の形状推定に用いられる逆問題解析では計算時間を要する。本研究では深層学習により応力腐食割れ(SCC)やリフトオフ変動などのノイズを含むECT信号を解析しその精度を検証した。

キーワード：渦電流探傷法、深層学習、畳み込みニューラルネットワーク

- 1. 序論** ECT信号の逆問題解析による欠陥形状の推定には計算時間を要する。学習済み深層学習モデルの順伝搬は比較して計算時間が短く、ノイズのあるデータを学習することで汎化性能が高まる性質がある。本研究では画像解析に用いられる畳み込みニューラルネットワーク(CNN)によってECT信号の解析を行い、欠陥深さの推定を行うとともに、応力腐食割れ(SCC)やリフトオフ変動を想定した複雑な推定問題における有効性の検討を行うことを目的とする。
- 2. 渦電流探傷試験体系** 渦電流探傷試験の数値シミュレーションは遊佐ら¹⁾によるFEM-BEM結合法とA- ϕ 定式化に基づく3次元渦電流シミュレータの結果を用いた。シミュレーションに使用されたパラメータを以下の表1に、数値シミュレーションの体系を図1に示す。渦電流プローブがプレート表面のき裂を横切ってスキャンし、1mmピッチの測定点で信号を収集する。シミュレーションによって得られるピックアップコイル電圧V振幅の実数部分を V_r 、虚数部分を V_i 、絶対値を $|V|$ としてデータを収集している。

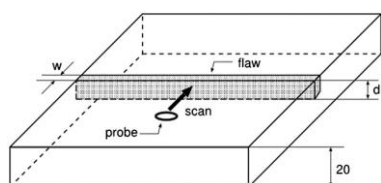


図1 渦電流試験の数値シミュレーションの構成

表1 シミュレーションで使用されたパラメータまとめ

Flaw	Depth, d[mm]	0.2, 0.4, 0.6, 0.8, 1.0, 1.5, 2.0, 2.5, 3.0
	Width, w[mm]	0.001, 0.002, 0.005, 0.010, 0.020, 0.050, 0.100, 0.200, 0.500
	Relative conductivity, s _r	0.000, 0.0100, 0.0125, 0.0167, 0.0250, 0.0500 ... 0.5000
Probe	Frequency, f [kHz]	25, 100, 400
	Coil diameter, ID [mm]	1, 3, 5, 7
	Liftoff, L [mm]	1, 3, 5

- 3. 深層学習の学習条件** SCCを想定して母材に対する傷領域の等価導電率(S_r)を0~50%までの範囲で変化させた全てのデータを学習に使用し、リフトオフ変動を想定して各測定点のデータを1~3, 3~5mmの範囲でランダムに選択するようにデータを修正した。コイル径は7mm、励起周波数は25kHzのデータを使用した。
- 4. 欠陥深さの推定結果と考察** 図2は測定時のリフトオフ変動が1~3mmとした場合の正解の欠陥深さ（横軸）と深層学習が推定した欠陥深さ（縦軸）を表しており、1データの推定結果は青い点1点に相当する。欠陥深さ推定の平均2乗誤差は0.067mmと十分に小さく、CNNにおいて信号の大きさだけでなく信号の増減、同じ測定点における他の種類の信号データとの関係性が考慮されたことで高精度な推定ができたと考えられる。

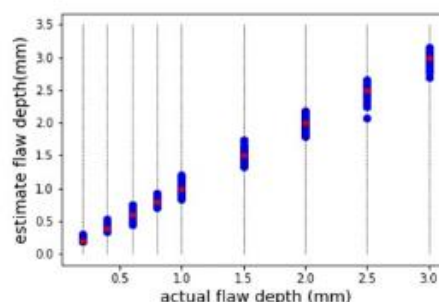


図2 リフトオフ変動1~3mmの学習結果

参考文献

- 1) Norikita Yusa and Hidetoshi Hashizume, “Numerical investigation of the ability of eddy current testing to size surface breaking cracks”, Nondestructive Testing and Evaluation, Vol. 32, No. 1, pp. 50 – 58, 2017

* Tomoyuki Hori¹, Kazuyuki Demachi¹ ¹Tokyo Univ.

デジタル打音検査技術の高度情報化

Advanced computerization of Hammering Inspection

*松永 嵩¹, 栗島 翔¹, 石井 元武¹, 藤吉 宏彰¹, 小川 良太¹,

匂坂 充行¹, 磯部 仁博¹, 吉村 忍²

¹原子燃料工業, ²東京大学

従来から簡便な設備点検技術として幅広く利用されてきた打音検査をデジタル化し、検査結果を多次元可視化と AI を用いたシミュレーションツール Dr.Design^[1] により高度情報化データベースとして整備するアプローチの例について報告する。

キーワード：ボルト、打音検査、非破壊検査、緩み、保全最適化

1. 緒言

原子力発電所の高経年化が進み、配管・アンカー等の構造健全性を簡便に診断し、かつ安全性・経済合理性の観点を踏まえた保全計画の最適化が望まれている。本報では、原子力発電所で設備の固定に多く用いられているあと施工アンカーに対し、健全性を簡便かつ定量的に測定可能なデジタル打音検査システム（AE 打音検査システム）から得られた定量的なデータ群の高度情報化アプローチの例について報告する。

2. AE 打音検査システムの概要

AE 打音検査システム（図 1）は、検査対象物を打撃し、振動を加えて、その振動をデジタル信号として取得する。取得した信号には、検査対象物の振動特性の情報が含まれる。この振動特性は、経年劣化や施工不良に伴う重量・形状や拘束条件の変化に影響されるため、この変化を定量的に評価することで、健全性を判定する。



図 1 AE 打音検査システム（測定器）

3. 設備保全の高度情報化アプローチ

施工条件（施工会社、施工時期、施工方法等）、設置場所（屋内／外）、環境条件（基礎の強度、腐食環境の有無、設備の稼働率等）等の施工状態／経年変化に寄与する因子と、AE 打音検査データを紐つけし、それを Dr.Design を用いて多次元的に可視化することで（図 2）、施工状態／経年変化の要因を視覚的に特定できる。また、施工条件等の設備データと AE 打音検査データ及び測定装置で撮影した写真（目視点検データ）を AI に学習させることで、施工条件や環境、外観情報等も考慮した高精度の劣化予測が可能となり、安全性と経済合理性の観点を踏まえた、点検周期、予防対策等の保全計画の最適化に寄与する。

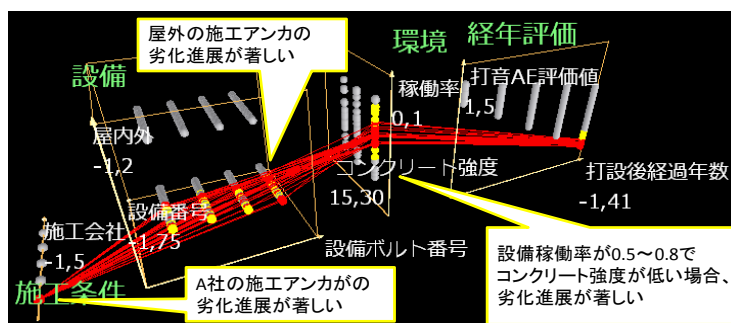


図 2 Dr.Design を用いたあと施工アンカーの設備データとデジタル打音検査データの多次元可視化イメージ

参考文献

[1] 吉村忍, 古田一雄, 磯部仁博, 匂坂充行, 野田満靖, 秋葉博, “軽水炉保全最適化のための総合型シミュレータ Dr. Mainte の開発”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 9, No. 2, p. 125-138 (2010)

*Takashi Matsunaga¹, Sho Kuwajima¹, Motomu Ishii¹, Hiroaki Fujiyoshi¹, Ryo Ogawa¹, Mitsuyuki Sagisaka¹, Yoshihiro Isobe¹, Shinobu Yoshimura²

¹Nuclear Fuel Industries, Ltd., ²The University of Tokyo

AE センサを用いたダクト診断手法の開発

Development of duct diagnosis method using AE sensor

*藤吉 宏彰¹, 小川 良太¹, 磯部 仁博¹

¹ 原子燃料工業株式会社

プラントに設置されているダクトの健全性診断手法の開発を目的として、AE (Acoustic Emission) センサを用いた「振動計測システム」と「打音計測システム」を併用することを検討した。本報では、減肉、リーク、およびライニング剥離を模擬した試験結果について報告する。

キーワード: 非破壊検査, AE, ダクト

1. はじめに

原子力関連施設のダクトにおいて、腐食の発生が確認されている^{1,2}。現状の開放点検、目視点検は点検範囲に制限があり、点検負荷も大きいことから、筆者らは AE センサを用いたハンディタイプの「振動計測システム」と「打音計測システム」の併用によるダクト診断手法の開発に取り組んでいる。

2. 模擬リーク試験

模擬リーク試験として、図1に示すダクトにおいて AE センサを排気口近傍および排気口から約7m下流位置の2か所に取り付けた。排気口の開度を調整することでリーク量を段階的に変化させた際のダクト振動を計測した。(図1下図)

計測した信号波形を FFT (高速フーリエ変換) することで得られる周波数スペクトルの内、有意な強度のピーク周波数は図2のとおりリーク量の増加にともない、低下する傾向が得られた。

3. 腐食模擬試験

ダクトの腐食模擬試験として、鋼製ダンパ (□405mm、長さ300mm、厚み1.6mm) 内部を段階的に研磨した。AE センサ近傍をハンマで打撃することで得られた信号波形を FFT して得られる評価ピーク周波数は、減肉量 (研磨深さ、研磨範囲) が増加するに従い低下する傾向が得られた。

また、同一仕様、ライニング有り/無しのダクトへの打音計測で得られた周波数スペクトルに明確な差異が認められたことから、打音計測を用いたダクト内部のライニング剥離検出が有効である見込みを得た。

4. 結論

AE センサを用いた「振動計測システム」と「打音計測システム」の併用により、ダクトのリーク、内部腐食、ライニング剥離に対するダクト診断手法を検討した。

参考文献

[1] 「中央制御室空調換気系ダクト腐食事象について (報告概要) 添付資料」中国電力(株)

http://www.energia.co.jp/atom_info/assets/press/2017/p171127-2a.pdf

[2] 「ウラン濃縮工場 分析室天井裏のダクト損傷における事業者対応方針の一部改定について 添付資料1」日本原燃(株)
<https://www.jnfl.co.jp/ja/release/press/2017/detail/file/20171108-1-1.pdf>

* Hiroaki FUJIYOSHI¹, Ryota Ogawa¹, and Yoshihiro Isobe¹

¹ Nuclear Fuel Industries, Ltd.

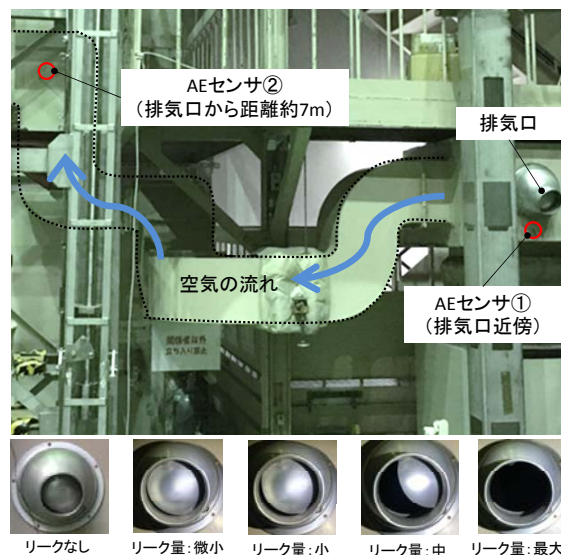


図1 AE センサを用いたダクト模擬リーク試験

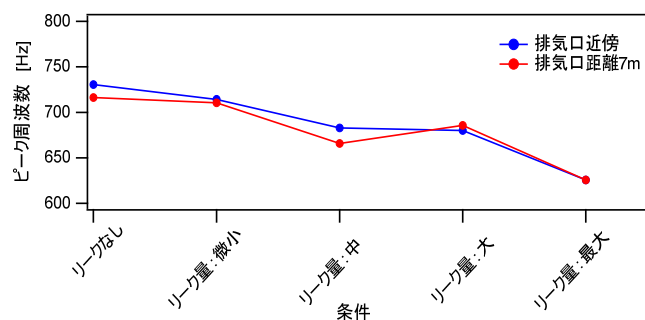


図2 リーク量と評価ピーク周波数の関係

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[2L04-06] Improvement of Operational Management Technology of Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Miki (Hitachi)

Thu. Mar 21, 2019 11:05 AM - 12:00 PM Room L (Common Education Bldg. 2 3F No.36)

[2L04] Piping System, Risk Management based on Wall Thinning Monitoring and Prediction

*Toshiyuki TAKAGI¹, Yutaka Watanabe¹, Tetsuya Uchimoto¹, Philippe Guy², Christophe REBOUD³ (1. Tohoku University, 2. INSA-Lyon, 3. CEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2L05] Ageing Management and Safety Improvement for Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*Yukihisa Hasegawa¹, Norio Atsumi¹, Satoshi Morita¹ (1. The Federation of Electric Power Companies)

11:20 AM - 11:35 AM

[2L06] Application of the dispersed high-powered fuel configuration for the BWR fuel pool

Kenichi Harada¹, Daisuke Uchiyama¹, Satoru Ishii², *Hideto Yamauchi² (1. CHUBU Electric Power, 2. ChudenCTI)

11:35 AM - 11:50 AM

配管減肉のモニタリングと予測に基づく配管システムのリスク管理

Piping System, Risk Management based on Wall Thinning Monitoring and Prediction

*高木 敏行¹, 渡邊 豊¹, 内一 哲哉¹, Philippe Guy², Christophe Reboud³

¹東北大学 原子炉廃止措置基盤研究センター, ²INSA – Lyon, ³CEA

廃止措置時の原子力発電所の原子炉冷却循環システムにおいて、デブリ切出しに伴うデブリ粉塵や金属粉を含む固液混相流による腐食・潰食減肉を実験及び数値解析により予測し、また電磁超音波センサによる配管モニタリングシステムを活用することにより、配管システムのリスク管理の新しい方法論を確立する。

キーワード：固液混相流, 配管減肉予測, オンラインモニタリング, リスク管理

1. 緒言

事故を起こした原子力発電所において、デブリ切出しに伴うデブリ粉塵や金属粉などを含む固液混相流が発生する原子炉冷却循環システムにおいては腐食・潰食減肉現象が明らかになっておらず、かつ高放射線量率や障害物のため配管減肉の測定・修理も困難であることから、漏洩リスクを低減する新しい手法が求められている。本研究では、固液混相流による配管減肉モデルを実験とシミュレーションの両面から検討するとともに、過酷環境において信頼性の高い減肉速度の評価が可能な電磁超音波センサを用いたオンラインモニタリングとを併用することにより、配管システムのリスク管理を可能とする新しい方法論を確立する。

本研究は文部科学省英知を結集した原子力技術・人材育成推進事業廃炉加速化研究プログラムおよびフランス国立研究機構 (ANR)の支援を受け、東北大学、群馬大学、電力中央研究所とフランスの INSA-Lyon、CEA、ELyTMAX (CNRS)との共同研究により実施している。(http://pyramid.cfrend.tohoku.ac.jp/)

2. 固液混相流のモデルと減肉予測

冷却水中に含まれる微小固体粒子の配管内壁面近傍における固液混相流の流動評価を実験と数値解析の両面から実施し、モデルを構築する。加えて、固液混相流下での壁面物質移動係数を電気化学的な拡散限界電流の計測を用いて実測し、流動モデルと併せて評価を可能とする。固液混相流下で評価された物質移動係数を考慮して、流動下腐食減肉速度の試験データベースを構築し、減肉予測の体系を構築する。

- ・回転電極を用いて固液混相流における流路壁面での物質移動係数を拡散限界電流から実測する。
- ・実機相当の流動試験装置を作製し、流れの可視化実験により微小固体粒子の挙動を評価する。
- ・Parcel 粒子モデルを用い、固液混相流による配管減肉シミュレーションを実施する。

3. 電磁超音波 (EMAT) モニタリングシステムの開発

既存の EMAT を使用した減肉評価の精度を向上するために、受信信号の信号処理法を検討し、また新しいタイプの収束ビーム型プローブやガイド波型プローブを提案する。これらを福島第一原子力発電所に適用するため、想定する箇所における環境に基づいて、プローブの耐放射線性、耐候性などを検討する。

4. リスク評価

診断手法の評価誤差及び不確定要素による進行速度の不確実性を考慮したベイズ推定による確率的損傷進行速度評価を用いた将来の損傷状態の確率的評価法の構築を進める。対象構造では、通常の構造を対象とする場合に比べ誤差が大きく、また損傷進行速度の不確実性が大きくなると想定されるため、用いる各誤差の確率分布は EMAT の検査誤差を考慮して検討する。進行予測にはベイズ推定にて進展速度候補の確信度を評価する手法を用い、構築した将来の損傷状態の確率的評価法により、将来の工学的リスクを評価する手法を検討する。

*Toshiyuki Takagi¹, Yutaka Watanabe¹, Tetsuya Uchimoto¹, Philippe Guy² and Christophe Reboud³

¹Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning, Tohoku Univ., ² INSA-Lyon, ³ CEA

原子力発電の安全な長期運転に向けて －経年劣化管理と安全性向上の取組－

Ageing Management and Safety Improvement for Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*長谷川 順久¹、渥美 法雄¹、守田 聡¹

¹電気事業連合会

キーワード：安全、長期運転、高経年化

1. 緒言

原子力発電については、エネルギー基本計画において、2030 年においても 20-22%の比率を維持することとしており、また、温室効果ガス削減の観点からも、将来の日本においても重要なベースロード電源として期待されている。

電気事業者においては、将来の日本を支えていくためにも、既存の原子力発電所について、新規規制基準への適合が確認されたものから順次、再稼動を進めていくとともに、自主的な安全向上に取り組みながら、今後の長期運転を安全に行っていく必要がある。

2. 安全な長期運転の取組について

従来から、原子力発電所を所有する電気事業者（以下、「事業者」という。）は、原子力発電所の安全性・信頼性の維持向上のために、日常的な保全、予防保全対策として機器の取替、また、新規規制基準への適合確認、バックフィットへの対応などを着実に実施し、プラントの安全確保に努めるとともに、これらの安全対策等の実施に加え、発電所の保安活動のレビュー、最新知見等の反映、及びPRA等の評価結果を踏まえた安全性向上評価（定期安全レビュー）を活用し、プラントの安全な長期運転に向けて、安全性の維持・向上に継続的に取り組んでいるところであるが、一方で、現在においても、再稼動したプラントは限定的であり、多くのプラントは長期停止したままの状態にある。

事業者は、長期停止状態における機器・構造物の経年劣化による健全性への影響評価を行い技術レポートにまとめ^[1]、今後の長期運転に際して技術的な障壁となり得るものではないことを確認した。また、この事業者の結論に対しては、長期運転（80 年）への取組が進められている米国の電力研究所 Electric Power Research Institute (EPRI)のレビューを受け、妥当であるとの評価を受けたところである^[2]。

また、現在、事業者においては、安全な長期運転のためのプログラム策定に関する IAEA のガイドである「Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants」(SSG-48)^[4]を参照し、日本の長期運転に向けた取組状況を整理し、更に安全な長期運転に向けて取組を充実させるための項目の抽出に取り組んでいる。

本活動は現時点で実施中はあるが、例えば、長期停止期間中の保全の体系化や、長期運転にあたってメーカ撤退等に起因する製造中止品への対応、いわゆる設計の古さへの対応の体系化などが、取組を充実する項目として考えられる。これらについては、事業者の自主的な安全性向上の一環として、技術レポートやガイドとして取りまとめることとしており、その内容について客観性と妥当性を確保するためにも、学協会等でオーソライズを得ることを進めていく。

これらガイドについては、今後の発電所の運営に活用し、今後の長期運転にあたって安全性を向上させてることに事業者全体として取り組んでいく。

参考文献

[1] 「原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響に関する技術レポート」（平成30年7月、北海道電力株式会社、東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、中部電力株式会社、北陸電力株式会社、関西電力株式会社、中国電力株式会社、四国電力株式会社、九州電力株式会社、日本原子力発電株式会社、電源開発株式会社）

<http://www.fepc.or.jp/nuclear/other-materials/index.html>

[2] Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435) <https://www.epri.com/#/search/mrp-435/?lang=en-US>

[3] 「安全な長期運転に向けた今後の取組の方向性について（案）」（平成 30 年 11 月 20 日）

<http://www2.nsr.go.jp/disclosure/meeting/NRP/201811.html>

[4] Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants (SSG-48)

<https://www-pub.iaea.org/books/iaeabooks/12240/Ageing-Management-and-Development-of-a-Programme-for-Long-Term-Operation-of-Nuclear-Power-Plants>

*Yukihisa Hasegawa¹, Norio Atsumi¹, Satoshi Morita¹

¹The Federation of Electric Power Companies

BWR 燃料プール内の高崩壊熱燃料の分散配置運用の適用性検討

Application of the dispersed high-powered fuel configuration for the BWR fuel pool

原田 健一¹, 内山 大輔¹, 石井 寛², *山内 英人²

¹中部電力, ²中電 CTI

燃料プール大規模破損時の燃料冷却に関する緩和措置の一つである高崩壊熱燃料の分散配置運用について、浜岡原子力発電所における適用性を検討した。

キーワード：分散配置，燃料配置，燃料プール，BWR

1. 緒言

燃料プール大規模破損時の燃料冷却に関する緩和措置の一つに、崩壊熱の高い燃料を局所的に集中した配置とせず、分散した配置とする運用方法がある。この分散配置運用について、浜岡原子力発電所での適用性を検討するために、個々の燃料の崩壊熱を評価して分散配置条件を考慮した燃料配置を自動作成するツールを試作した。試作ツールを用いて、浜岡 4 号機を想定した仮想的な燃料配置の推移を作成し、分散配置運用の適用性を検討した。

2. 燃料プール内の燃料配置自動作成ツール

2-1. 分散配置条件 浜岡原子力発電所の燃料プールの容量及び運用状況との兼ね合いから実現可能性のある分散配置条件として、高崩壊熱燃料と低崩壊熱燃料／燃料ラック空セルを 1 対 1 で市松状に配置するパターンを選択した。個々の燃料の崩壊熱を評価して、この分散配置条件を考慮するツールとした。

2-2. その他の燃料配置／移動条件 燃料プール内における各種運用での燃料配置条件、燃料交換機のエリア毎の移動速度、継続使用燃料の保管エリア、新燃料の保管エリアなど、既存の燃料プール運用に関わる条件を考慮するツールとした。

2-3. 燃料配置の自動作成 定期検査開始前の燃料プールへの新燃料装荷から定期検査終了までの間に必要となる複数の燃料配置を、少ない燃料移動数及び移動距離で作成できるようなヒューリスティックルールを抽出し、部分的に総当り探索を組み込んで実用的な燃料配置自動作成ロジックを実装した。

3. 分散配置運用の適用性検討

浜岡 4 号機を想定して、再稼動後最初の定期検査から燃料プールが平衡運用となる 5 サイクル分先までの仮想的な燃料配置の推移を作成した。実現可能性のある分散配置条件として、高崩壊熱燃料は取出直後の燃料と取出後 1 サイクル冷却燃料を、低崩壊熱燃料は 5 年以上冷却燃料を設定した。また、燃料プールに装荷する新燃料数と取り出す使用済燃料数は同一とした。

4. 結論

平衡運用までの燃料配置の推移を作成できたことから、図 1 のような市松状パターンの分散配置運用は実施可能であることが分かった。ただし、燃料プールの空き容量が少ない場合は、分散配置運用に伴って定期検査中の燃料移動数が大幅に増加するため、中間貯蔵施設の利用などにより燃料プールの空き容量を確保した状況での実施が望まれる。

Kenichi Harada¹, Daisuke Uchiyama¹, Satoru Ishii² and *Hideto Yamauchi²

¹CHUBU Electric Power Co.,Inc., ²ChudenCTI Co.,Ltd.

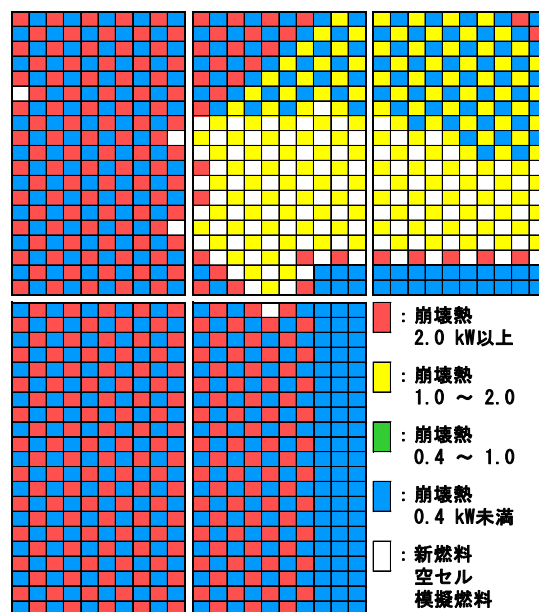


図1 燃料配置の作成例

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[2L07-11] Inspection and Safety Evaluation Technology of Nuclear Power Plants

Chair: Takashi Matsunaga(NFI)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 4:10 PM Room L (Common Education Bldg. 2 3F No.36)

[2L07] Surface crack identification technique by eddy current testing with multi coil probe

*Masahiro Miki¹, Soushi Narishige¹, Isao Yoshida² (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L08] Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of cable insulating material (2)

*Motomu Ishii¹, Hiroaki Fujiyoshi¹, Yoshihiro Isobe¹, Takatoshi Kawashima², Chihiro Urashima³, Tadashi Magari³ (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. Kansai Electron Beam Co., Ltd., 3. Kansai Electric Power Co., Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L09] Development of mechanical model of droplet erosion on turbine blade material

*Shohei Kawano¹, Yoshihiro Yoshii¹, Takahiro Kubo¹, Hiromasa Kanome¹ (1. Tohiba Energy Systems & Solutions Corp.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L10] Evaluation of sloshing wave crest impact pressure acting on a fixed roof of cylindrical tank

*Yukihiro Toyoda^{1,2}, Yasuki Ohtori² (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2L11] Development of seismic assessment method for FR core

*Shinichiro Matsubara¹, Akihisa Iwasaki¹, Kazuteru Kawamura¹, Tomohiko Yamamoto³, Hidenori Harada² (1. MHI, 2. MFBR, 3. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

マルチコイルプローブを用いた渦電流探傷による表面欠陥の識別技術

Surface crack identification technique by eddy current testing with multi coil probe

*三木 将裕¹, 成重 将史¹, 吉田 功²

¹(株) 日立製作所, ²日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

マルチコイルプローブを用いた渦電流探傷(ECT)による表面検査技術を開発している。本報告では圧力容器を構成する合金鋼などの磁性材に対する表面欠陥の検出性を評価し、2つの検出モードで測定した交流信号の振幅と位相特徴に基づいて表面欠陥とノイズを識別できることを確認した。

キーワード：渦電流探傷、マルチコイルプローブ、表面欠陥、位相解析、欠陥識別

1. 緒言

ECT は炉内構造物の表面検査に有効な手法である^[1]。しかし、コイルと被検体の距離が変化した場合に生じるリフトオフ信号などのノイズが重畳して欠陥の識別性が低下することがある。そこで、基準欠陥での信号に対する振幅と位相特徴を比較した表面欠陥の識別性を確認した。

2. マルチコイルプローブを用いた探傷と欠陥識別

マルチコイルプローブの構成と測定方法を図1に示す。マルチコイルプローブは複数のコイルを千鳥状に配列した構造で、励磁コイルと検出コイルを電子的に切替えて測定する。探傷は励磁および検出コイルの配向が異なる V 検出モードと H 検出モードを用いて同時に測定する。表面欠陥である割れの検出と識別は、深さ 1mm のスリットに対する2つの検出モードの信号振幅と位相特徴に基づいて評価する。

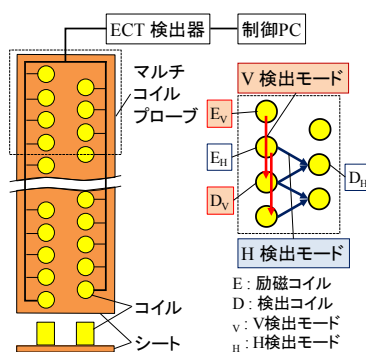


図1 マルチコイルプローブの構成と測定方法

マルチコイルプローブでの測定結果を図2に示す。試験体は低合金鋼で2つのノッチ(深さ 1mm、長さ 10mm)を縦方向に加工した。点線で囲んだ範囲はグラインダを施工して表面を粗くした。表面凹凸により試験体とコイルの距離が変化するためリフトオフノイズが発生する。図2 (a)に ECT 測定結果(25kHz)を示す。V 検出モードおよび H 検出モードの測定画像において、ノッチ信号の他にグラインダ部の境界および中央部でリフトオフによるノイズ信号を検出した。この信号に対して、割れ信号の位相特徴に基づいた識別処理結果を図2 (b)に示す。グラインダ部で生じたノイズ信号は除去でき、割れのみを識別できた。

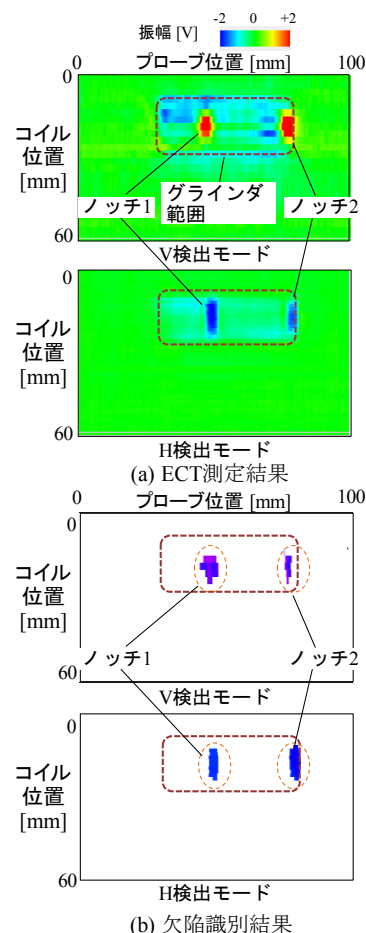


図2 ECT 計測および欠陥識別結果

3. 結論

2つの検出モードで測定した交流信号の位相特徴に基づいた信号処理により、割れ信号をノイズから分離して抽出できることを確認した。

参考文献

[1] 西水亮 他, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.7, No.2, 2008, pp.142-151

*Masahiro Miki¹, Soushi Narishige¹ and Isao Yoshida²

¹Hitachi, Ltd., ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発（２）

Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of cable insulating material (2)

*石井 元武¹, 藤吉 宏彰¹, 磯部 仁博¹, 川島 崇利², 浦島 千裕³, 鉤 忠志³

¹原子燃料工業株式会社, ²関西電子ビーム株式会社, ³関西電力株式会社

ケーブル絶縁材の健全性診断を目的として、電子線照射されたケーブル試験体に AE(Acoustic Emission) センサを用いた打音検査（以下、「AE 打音検査」という。）の適用性を実験と理論から検討している。ケーブル形状、物性値と曲げ振動理論式から、固有振動を算出した結果、実験結果と一致し、AE 打音検査によるケーブル絶縁材の健全性診断法の理論的根拠を得た。

キーワード：非破壊検査、ケーブル、絶縁材、AE、打音検査

1. 緒言

原子力発電所で使用されるケーブルの多くは電気絶縁性の高い高分子が利用されているが、高分子は熱や放射線により次第に絶縁性能が低下する¹。筆者らは電子線照射されたケーブル試験体に対して、AE 打音検査による絶縁材の健全性診断を非破壊的に試みている。

2. 放射線照射と AE 打音検査

ケーブル試験体（架橋ポリエチレン絶縁、ビニルシース、長さ 300mm）に最大 2000kGy まで電子線照射した後、AE 打音検査することでケーブル試験体の周波数スペクトルを得た（図 1）。得られたスペクトルの内、最も周波数の低いピーク周波数（以下、「評価ピーク周波数」という。）は、図 2 に示す通り吸収線量の増加に伴い、上昇する傾向が得られた。

3. 理論式による固有振動数の導出

ケーブル試験体を梁とみなすと、その曲げ振動の周波数 f_n は次式で導出される。AE 打音検査で得られた評価ピーク周波数は図 1 から 1465Hz であり、理論式から近似的に導出したケーブルの 1 次モードの曲げ振動周波数(1439Hz)と概ね一致することが分かった。また、図 1 における他のピークは 1 次モードの曲げ振動の高調波と考えられる。

$$f_n = \frac{1}{2\pi} \frac{\lambda_n^2}{\ell^2} \sqrt{\frac{EI}{\rho A}} = \frac{1}{2\pi} \frac{4.73^2}{0.3^2} \sqrt{\frac{5.79 \times 10^{10} \times 1.39 \times 10^{-7}}{4.89 \times 10^3 \times 1.24 \times 10^{-3}}} = 1439 \text{ Hz}$$

ここで、n：振動系のモード次数、 ℓ ：ケーブル長(m)、 λ ：境界条件、E：ヤング率(MPa)、I：断面 2 次モーメント(m⁴)、 ρ ：密度(kg/m³)、A：断面積(m²)

4. 結論

AE 打音検査を用いた照射ケーブル試験体への実験的計測、および梁の曲げ振動理論式とケーブル形状、物性値からケーブル絶縁材の健全性診断法を検討した。

参考文献

[1] JAEA-Review 2012-027 “ケーブル絶縁材料の経年劣化研究”

[2] 貴家ら「ポリエチレンの放射線照射効果に及ぼす結晶性の影響」 第 3 4 回放射線化学討論会要旨集（1992）

*Motomu ISHII¹, Hiroaki FUJIYOSHI¹, Yoshihiro ISOBE¹, Takatoshi KAWASHIMA², Chihiro URASHIMA³, Tadashi MAGARI³

¹Nuclear Fuel Industries, Ltd., ²Kansai Electron Beam Co., Ltd. ³Kansai Electric Power Co., Inc.

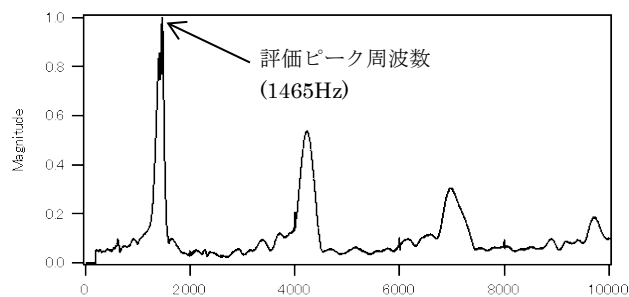


図 1 AE 打音検査で得られる周波数分布 (未照射ケーブル)

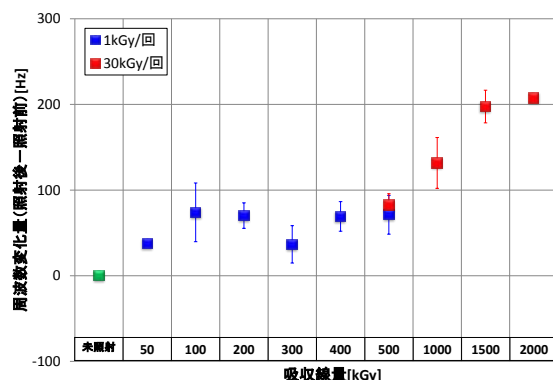


図 2 評価ピーク周波数と吸収線量の関係

タービン翼材料の液滴衝突エロージョンの機構論的モデルの開発

Development of mechanical model of droplet erosion on turbine blade material

*川野 昌平¹, 久保 貴博¹, 鹿目 浩正¹, 吉井 敏浩¹

¹ 東芝エネルギーシステムズ

15Cr マルテンサイト系ステンレス鋼の場合、液滴の繰り返し衝突による微細な疲労亀裂進展と切片剥離に伴う浸食ピット形成でエロージョンが進行する^[1]。その浸食挙動をモデル化し、液滴衝突時の発生応力と疲労亀裂進展速度の関係等に仮定を設け、浸食速度の時間依存性を解析した。その結果、時間とともに浸食速度が低下した後一定値に収束する傾向を示し、試験データと比較的よく一致した。

キーワード：タービン翼、液滴衝突エロージョン、浸食、シミュレーション

1. 緒言

液滴が長期間衝突するタービン翼や蒸気配管では、エロージョンによる減肉損傷が発生する場合がある。本研究の目的は、液滴衝突によるエロージョンを損傷機構に基づいて予測するモデルの立案である。その第一報として、液滴エロージョン試験によるデータ取得と詳細な損傷形態観察が実施されている^[1]タービン翼材料の 15Cr マルテンサイト系ステンレス鋼（15Cr 鋼）を対象に、モデル化を試みたので報告する。

2. 方法

噴霧液滴を繰り返し衝突させる回転エロージョン試験を用いて 15Cr 鋼の損傷形態を調査した結果^[1]、初期には材料表面に微細な疲労亀裂が発生し、切片が剥離して凹みが次第に顕著となる。そして浸食ピットが形成され始め、試験後期にはピットが全面に発生し、浸食が進行する。そこで 15Cr 鋼のエロージョンの観察結果に基づいて、損傷機構を以下のようにモデル化した。ピット断面に疲労亀裂が認められることから、液滴の繰り返し衝突力で疲労亀裂が進展し、切片剥離によりピット底に浸食が進行し、ピット深さが増加すると仮定した。そして切片形状を幾何学的にモデル化し、ピット 1 個当たりの浸食深さを求める演算式を、材料の疲労亀裂進展速度や液滴衝突回数を入力変数として設定した。液滴衝突によるピット底の発生応力については、ピット深さと相関があり深さとともに発生応力が減少し浸食が低下すると仮定した。応力と疲労亀裂進展速度の関係については 15Cr 鋼の材料データに基づいて設定した。また液滴衝突回数の影響定数を本報告ではエロージョン試験結果にフィッティングして求めた。

3. 結果

図 1 は、液滴衝突エロージョン試験における浸食速度の時間依存性について、試験データとモデル解析結果をあわせて示す。解析は浸食速度が最も大きい 18h 以降を出力した。時間とともに浸食速度が減少し、一定値に近づく傾向を示し、試験結果と比較的よく一致した。図 2 は、ピット深さの時間依存性の解析結果を試験データとともに示す。ピット深さは時間とともに増加し、次第に飽和する傾向が解析で得られ、観察結果と傾向が一致した。今後、水滴径や衝突速度の影響を評価可能とする改良、モデルの仮定の妥当性の検証を進める。

参考文献 [1] 鹿目他, “ガスタービン吸気冷却噴霧ミスト衝突による圧縮機動翼材のエロージョンと損傷メカニズム”, 日本ガスタービン学会誌, Vol.42, No.3, 2014.5, pp220-225.

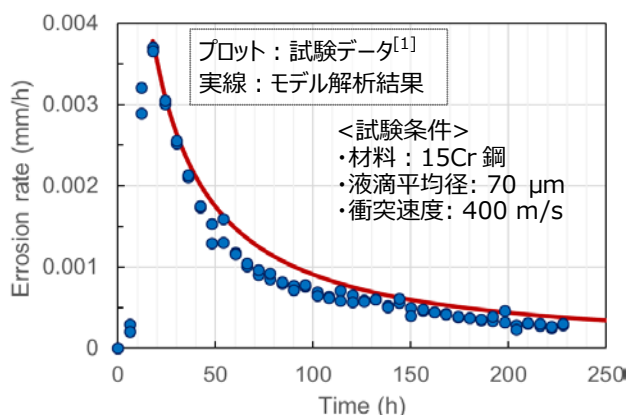


図 1 液滴衝突エロージョン試験における浸食速度の時間依存性（試験データ^[1]とモデル解析との比較）

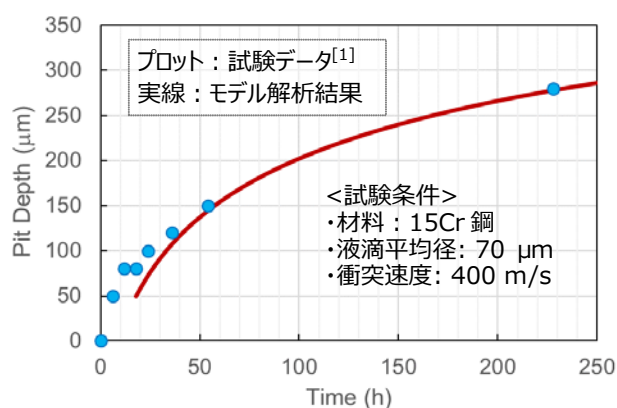


図 2 液滴衝突エロージョン試験におけるピット深さの時間依存性（試験データ^[1]とモデル解析との比較）

* Shohei Kawano¹, Takahiro Kubo¹, Hiromasa Kanome¹, Toshihiro Yoshii¹, ¹Toshiba Energy Systems & Solutions

固定屋根付き円筒タンクのスロッシング波頭衝撃圧評価 (2)水位応答の非線形性を考慮した波高速度算定式の適用性検証

Evaluation of Sloshing Wave Crest Impact Pressure Acting on a Fixed-roof cylindrical Tank

(2) Validation of the calculation formula of wave crest velocity considering nonlinearity of seismic-induced sloshing response

*豊田 幸宏^{1,2}, 大鳥 靖樹²

¹電中研, ²東京都市大

本報では、スロッシング波頭衝撃圧の評価にあたり、既往の波高速度算定式に水位応答の非線形性を導入し、既往加振実験^{1,2}及びOpenFOAMによる解析結果との比較を通じて、提案算定法の適用性を検証した。

キーワード：非線形スロッシング、波頭衝撃圧、波高速度、固定屋根付き円筒タンク、数値流体解析

1. はじめに 原子力発電所の耐震設計における基準地震動レベルが増大傾向にある。波頭衝撃圧評価の確立に資するため、既往評価式に含まれる波高速度に関し、水位応答の非線形性を導入した算定法を構築した。

2. 波高速度算定式の適用性検証

2-1. 検討方法 前報³と同じく、屋根付き円筒タンク（高さ3.0m、内径3.0m）の既往加振実験（水位2.3m、入力：新潟県中越沖地震時の地表面観測波①EW成分加振、②NS/EW/UD成分加振）^{1,2}を対象とした。図1に波高速度算定法を示す。最大波高を算定する際、水位応答の非線形効果を既存の波高補正式⁴を用いて考慮する点が特徴である。本法に従って波高速度を求め($S_v(T_1)$ 値; EW成分より算定)、波頭衝撃圧を評価した。

2-2. 検討結果 図2に波頭衝撃圧と波高速度の関係を示す。同図は、①及び②の加振にて、圧力計と波高計が近接設置された箇所の中から、圧力ピークが確認できた箇所の実験及び再現解析値を抽出したものである。水位応答を線形理論に基づき算定した場合、算定した波高速度ならびに衝撃圧（青色破線とグラフ軸の交点）は、ほとんどの実験値及び解析値に対して小さいことがわかる。一方、水位応答の非線形性を考慮した場合、実験値及び解析値に対して、過少評価となる点はいくつか認められるものの、波高速度及び衝撃圧それぞれの実験/解析値全ての算術平均（ $V \approx 3\text{m/s}$ 、 $P \approx 50\text{kPa}$ ）と概ね整合する結果が得られた。

3. まとめ 水位応答の非線形性を考慮した波高速度を用いることにより、実験あるいは数値流体解析を実施せずとも初期設定条件から、波頭衝撃圧のオーダーを概略評価可能となる見通しが得られた。

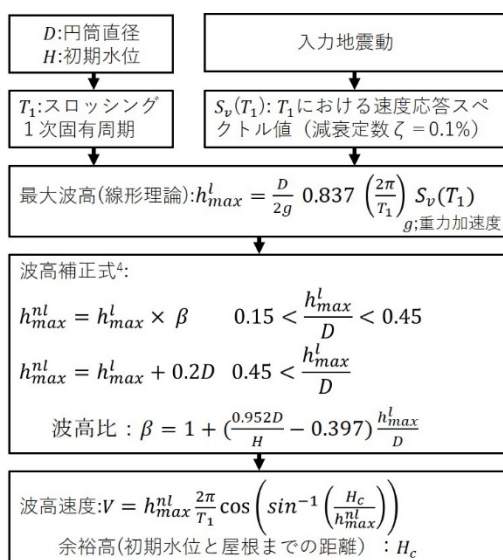


図1 波高速度算定法

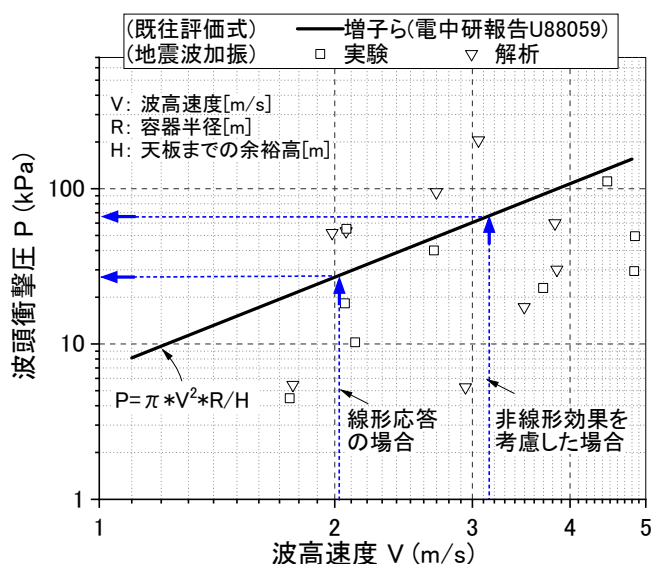


図2 波頭衝撃圧と波高速度の関係

参考文献 [1]豊田ら：電中研報告 N10003（2010年9月）、[2]村上ら：電中研報告 N12011（2012年12月）、[3] 豊田ら：原子力学会 2018 秋の大会予稿 2014、[4] H. Sago, et.al., Proc. of the ASME 2018 PVP conference, PVP2018-84419, 2018.7

*Yukihiro Toyoda^{1,2} and Yasuki Ohtori²

¹CRIEPI, ²Tokyo City Univ.

高速炉炉心の耐震性評価技術開発

(4) 湾曲試験体を使用した 37 体群体系加振試験と解析

Development of seismic assessment method for FR core

(4) Seismic Experiment and Analysis of Hexagonal Bundle Model Using Deformed Core Assembly Mock-Up

*松原 慎一郎¹, 岩崎 晃久¹, 川村 一輝¹, 山本 智彦², 原田 英典³

¹三菱重工, ²原子力機構, ³三菱 FBR システムズ,

高速炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件では、運転中に生じる炉心構成要素の熱変形・照射変形が、振動挙動に与える影響を評価するために高度化した解析コードを、湾曲試験体を用いた振動試験によって検証を行った結果を発表する。

キーワード：FBR、3 次元、炉心耐震、群振動、炉心変形

1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため、軸方向は拘束せず炉心支持板に自立させている。地震動を受けた場合には、鉛直方向の地震荷重による炉心構成要素の跳び上がりや、水平方向の地震荷重による隣接する炉心構成要素との衝突、流体を介した相互連成などを含む複雑な群振動挙動を示す。これを評価するための 3 次元炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)を構築している。ここで、原子炉の運転中において、炉心構成要素は熱変形・照射変形により、周囲との干渉を生じる。この干渉は地震時の振動挙動に影響を与え、跳び上りを抑制する効果を持つ。本件では、炉心構成要素の湾曲を模擬する解析評価モデルを検証するための振動試験を行い、試験と解析の比較によるモデルの検証を行った。

2. 湾曲試験体を使用した群体系試験

炉心構成要素の照射変形・熱変形による干渉の概念図を図 1 に示す。炉心構成要素の変形による干渉は、隣接する炉心構成要素や炉心支持板との接触による摩擦を生じさせる。この干渉の影響を確認するため、湾曲試験体を使用した 37 体群体系加振試験（図 2）を実施した。図 3 に示す通り、初期干渉変位量が大きくなるにつれて、炉心構成要素の跳び上がり量は小さくなり、ある閾値から跳び上がりが生じなくなることが、この振動試験により確認された。

3. 検証解析

開発中の炉心耐震評価手法を用いて、前項の加振試験の時刻歴応答の再現解析を実施した。解析においても、干渉により跳び上がりが抑制される現象が模擬できた。また、試験結果と解析結果の跳び上がり変位の傾向は良く一致しており、構築した解析モデルが妥当であることを確認した。

(本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」及び「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。)

*Shinichiro Matsubara¹, Akihisa Iwasaki¹, Kazuteru Kawamura¹, Tomohiko Yamamoto², Hidenori Harada³

¹Mitsubishi Heavy Industries, LTD., ²Japan Atomic Energy Agency, ³Mitsubishi FBR Systems, Inc

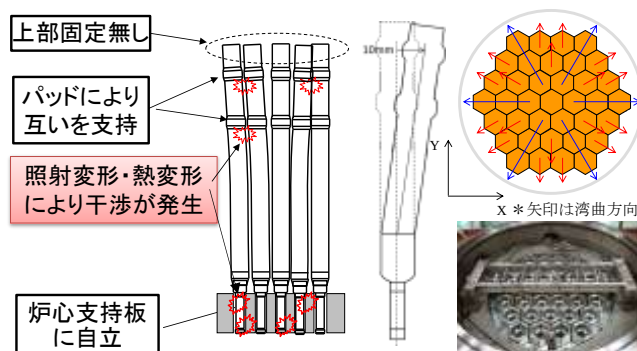


図 1 熱変形・照射変形による干渉 概念図

図 2 湾曲試験体と試験体配置

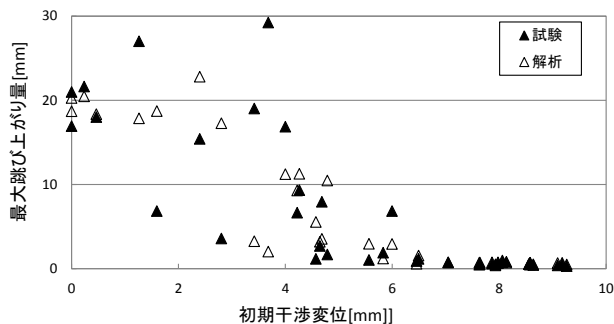


図 3 初期干渉変位と跳び上がり量の関係

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

[2L12-14] Development of Evaluation Methodology

Chair: Kenta Murakami (Nagaoka Univ. of Tech.)

Thu. Mar 21, 2019 4:10 PM - 5:00 PM Room L (Common Education Bldg. 2 3F No.36)

[2L12] Development of Methodology for Fire Propagation and Effect Analysis

*Takaki Kato¹, Fumio Kasahara¹, Hajime Kabashima¹ (1. The Secretariat of the Nuclear Regulation)

4:10 PM - 4:25 PM

[2L13] Examination of measurement method of the hardness by Laser Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS)

*Koudai Okazaki¹, Tomohiko Kawakami¹, Yuta Abe², Masahiko Ohtaka² (1. Kaken, 2. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[2L14] Investigation of mechanical characterization method with miniature specimen

*Yoshiyuki Kawaharada¹, Satoshi Miyashiro², Yuji Kitsunai¹, Masato Koshiishi¹, Shigeaki Tanaka², Ryoji Obata³, Tetsuya Toyota³ (1. NIPPON NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CO., 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:40 PM - 4:55 PM

火災伝播及び影響評価手法の高度化

(5) FDS を用いたケーブルトレイ火災解析モデルの検討

Development of Methodology for Fire Propagation and Effect Analysis

(5) Investigation of Analysis Model for Cable Tray Fire Using FDS

*加藤 敬輝¹, 笠原 文雄¹, 梶島 一¹

¹原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

火災伝播及び影響評価手法の高度化として、Fire Dynamics Simulator (FDS) を用いて、多段のケーブルトレイ火災解析を行った。解析結果と試験結果の比較から、多段のケーブルトレイ火災の火炎伝播については、ケーブル間の隙間による鉛直方向への高温空気伝播が重要であることが分かった。

キーワード：原子力施設、火災防護、火災影響評価、FDS

1. 緒言 原子力施設における、大多数のケーブルは鋼製、ステンレス製等の不燃性の多段トレイにて敷設されており、OECD/NEA PRISME-2 Project においては、その燃焼挙動を把握するために多段のケーブルトレイを用いた火災試験が実施されている[1]。本解析では、試験を参考に火災解析コード FDS にて 5 段のケーブルトレイに敷設されたケーブル束を直方体の物体及び多孔性の物体でモデル化し解析を行い、同コードの多段ケーブルトレイ火災への適用性の検討を行うとともに、火災伝播に関する知見を得た。

2. 解析体系 本解析では、大型のフードカロリーメータを用いたケーブルトレイ火災試験を対象に、長さ 2.4 m、幅 0.45 m の 5 段ケーブルトレイの各トレイにビニル絶縁ビニルシースケーブルを敷設した多段ケーブルトレイ火災を模擬した。トレイはラダー型とし、底面の大部分は開放されているものとした。トレイ間の幅は 0.3 m とし、1 段目ケーブルトレイ中央下部に、着火源として 80 kW の熱源を解析開始時から 80 秒間配置し、一定の熱量をケーブルに与えた。また、ケーブル伝熱モデルについては、外部被覆、介在物、内部被覆の 3 層からなる固体としてモデル化した。

2-1. 直方体モデル ケーブル束を直方体の物体でモデル化した。図 1 に解析開始後 100 秒における発熱速度 (Heat Release Rate: HRR) が 200 kW/m² 以上の領域を示す。1 段目のケーブルトレイでは、水平方向には延焼しているが、2 段目以降のケーブルトレイには延焼していないことが見て取れる。これは、隙間が存在しない直方体では、バーナー及びケーブルの燃焼による高温空気が鉛直方向へ対流しづらいためであり、トレイ端からの回り込みだけでは延焼しにくいと考えられる。

2-2. 多孔性物体モデル 実際に敷設されているケーブルには、ケーブル間にある程度の隙間が存在し、ラダー型のケーブルトレイにおいては底面が開放されている。直方体モデルの結果を参考にすれば、その隙間から高温の空気が鉛直方向へと対流し、上部のケーブルトレイへの延焼が進展すると考えられる。このことから、ケーブル間の隙間を模擬するために、ケーブル束を水平及び鉛直方向に多数の孔が存在する物体でモデル化した。図 2 に解析開始後 100 秒における HRR の分布を示す。直方体モデルの図 1 と比べて、孔を設けることにより、水平方向のみではなく試験で見られた鉛直方向への延焼が模擬できているのが見て取れる。

3. 結論 FDS におけるケーブルトレイ火災解析モデルの検討を行った結果、多段のケーブルトレイをモデル化する際は、主な延焼メカニズムである鉛直方向への高温空気の対流を考慮する必要があることが分かった。多孔性の物体にてケーブルを適切にモデル化することで、鉛直方向への高温空気の対流の模擬が可能である。今後、多孔性物体モデルについては、透過率、孔を通過する際の抗力等による影響を評価し、より実現象に即したモデルを検討する。また、直方体モデルの使用は、解析時間短縮の点で有利であることから、一様な直方体ではなく、一部空間を設けるモデル化を検討する。

参考文献 [1]OECD/NEA, "Investigating Heat and Smoke Propagation Mechanisms in Multi-Compartment Fire Scenarios" NEA/CSNI/R(2017) 14, August 2017

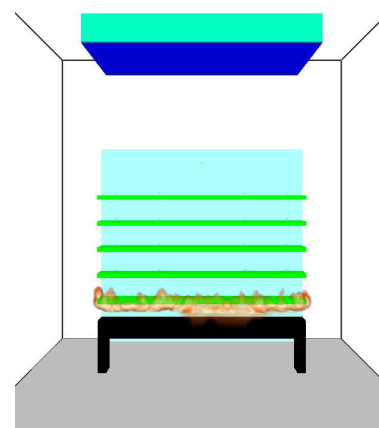


図 1 直方体モデルにおける HRR の分布図

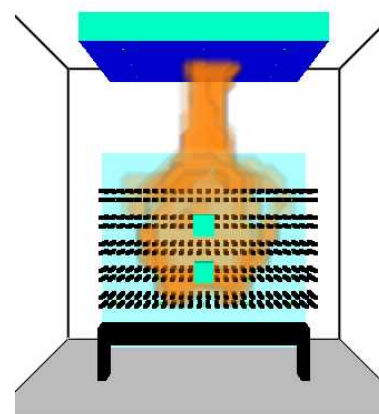


図 2 多孔性物体モデルにおける HRR の分布図

*Takaki Kato¹, Fumio Kasahara¹ and Hajime Kabashima¹

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

レーザー誘起ブレイクダウン分光法 (LIBS) による 材料硬度評価手法への応用検討

Examination of measurement method of the hardness by Laser Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS)

* 岡崎 航大¹, 川上 智彦¹, 阿部 雄太², 大高 雅彦², 佐藤 一憲^{2,3}

¹化研, ²日本原子力研究開発機構, ³技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

レーザー誘起ブレイクダウン分光法 (LIBS) を燃料デブリ内の金属ホウ化物や金属酸化物の材料硬度評価への応用を検討するため CMMR 試験体を用いて、LIBS 及び硬度計測を実施した。その結果、Zr の結合状態に由来する LIBS 蛍光発光強度の変化が確認され、材料硬度評価手法への応用が示唆された。

キーワード: レーザー誘起発光分光法 (LIBS), 金属ホウ化物, 硬度計測, 燃料デブリ

1. 緒言

沸騰水型原子炉 (BWR) では制御材に炭化ホウ素(B₄C)を用いておりシビアアクシデント (SA) 時の炉心溶融により酸化物の約 2 倍の硬度を持つホウ化物が生成される可能性がある^[1]。廃炉における燃料デブリ取出し時の適正な工法検討のため燃料デブリの材料硬度情報の事前評価が望まれている。近年、LIBS による元素組成分析は遠隔操作測定や水中での測定等のオンサイト分析法として多様な分野、測定対象への適用が拡大しつつあり、1F 燃料デブリ関連の計測手法としても適用が試みられている^[2]。本報では、LIBS で計測した金属酸化物や金属ホウ化物の酸素、ホウ素及び金属元素の蛍光発光強度比から材料硬度を評価するための手法適用性を実験により検討した。

2. 方法

分析対象試料は BWR 炉心の基本構成要素からなる模擬燃料集合体を製作し、温度条件を模擬した「CMMR 試験体^{[3], [4]}」を用いた。試料は、アグレイシブウォータージェットで切断した後、10cm×10cm×1cm に切断し、表面凹凸を 10μm 以下に加工した。測定は、EPMA による試験体表面の元素マッピング情報を基に測定箇所を選定し、LIBS 計測及び微小ビッカース硬さ試験機による硬度計測を実施した。

3. 結果と考察

図 1 に B、O、Zr 比 (B/O/Zr 比) とビッカース硬度の比較を示す。10GPa 以下の領域において、酸素濃度 5%以下で実施された CMMR-0 試験体は負の相関が、酸素濃度 0.2%以下で実施された CMMR-2 試験体では横ばいの相関が得られた。一方で、10GPa 以上の領域では正の相関が得られた。これらの違いは、Zr の結合状態 (金属、酸化物、ホウ化物) に由来すると思われる、この LIBS 蛍光発光強度の変化を用いることで、材料硬度評価手法への応用が示唆された。今後はホウ素及び酸素の含有量を変化させた試料を用いて、本相関の検証を進める。

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)」』において実施した加熱試験の加熱後試験体の一部を測定対象として使用した。

参考文献 [1] Takano, M. et al., J. Nucl. Sci. Technol, 51, (2014), [2] Saeki, M. et al., J. Nucl. Sci. Technol, 51, (2014)
[3] Abe, Y. et al., ICAPP-17646, (2017) [4] Abe, Y. et al., ICONE26-81411, (2018)

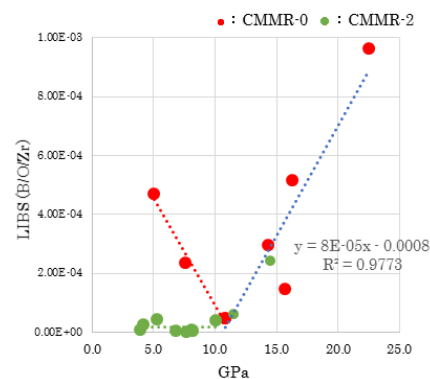


図 1 B/O/Zr 比とビッカース
硬度の比較

*Koudai Okazaki¹, Tomohiko Kawakami¹, Yuta Abe², Masahiko Ohtaka², and Ikken Sato^{2,3}

¹KAKEN Inc., ²Japan Atomic Energy Agency, ³International Research Institute for Nuclear Decommissioning

微小試験片による破壊靱性評価手法の検討

Investigation of mechanical characterization method with miniature specimen

*川原田 義幸¹, 宮代 聡², 橋内 裕寿¹, 越石 正人¹, 田中 重彰², 小畠 亨司³, 豊田 哲也³
¹ 日本核燃料開発(株), ² 東芝エネルギーシステムズ(株), ³ 日立GEニュークリア・エナジー(株)

微小試験片を用いて機械特性の評価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し込み (ABI: Automated Ball Indentation) 試験についてFEM解析により試験評価メカニズムを確認するとともに、参照温度評価への適用性を検討した。

キーワード: 破壊靱性評価, 微小試験片, ABI 試験, マスターカーブ法, 参照温度

1. 緒言

微量の照射材を用いて破壊靱性を含む機械的特性を評価可能な方法を模索し、複数の手法について並行して検討を進めている。本発表では、直径 1mm 程度のボールを押し込むことで破壊靱性や引張特性等を評価可能な手法である ABI 試験に着目し、CT 試験片を用いた破壊靱性試験 (以下、CT 試験と記載する) による破壊靱性値の比較結果、FEM 解析による ABI 試験の評価アルゴリズムの検証結果ならびに参照温度評価への適用性の検討結果について報告する。

2. 評価方法

原子炉圧力容器相当材 (JIS G3120 SQV2A)、JIS G3115 SPV490、JIS G4053 SCM440 の 3 鋼種について室温ならびに低温 (-119℃、-120℃、-150℃) にて ABI 試験を実施し、併せて引張試験、CT 試験を実施した。さらに、FEM 解析により ABI 試験による破壊靱性値の評価アルゴリズムを検証した。ABI 試験では、試験片表面に球状圧子を押し込んだ際の押し込みエネルギーにより破壊靱性値を評価しているが、その際の球状圧子直下の面圧力と限界破壊応力、押し込み深さと限界破壊ひずみの関係を、FEM 解析により評価した。

3. 評価結果

図 1 に ABI 試験による破壊靱性の評価値を CT 試験の結果と比較して示す。低温で行った ABI 試験結果は CT 試験結果をよく再現している。一方、室温においては CT 試験に比較して ABI 試験による評価値は低く示された。図 2 に FEM 解析より得られた SQV2A に対する最大面圧と押し込み深さの関係を示す。試験温度-150℃を模擬したケースでは最大面圧が限界破壊応力に達している。一方、室温を模擬したケースでは最大面圧は限界破壊応力に達することなく限界破壊ひずみを与える押し込み深さに達している。以上より、ABI 試験では最大面圧が限界破壊応力に達しない場合に破壊靱性値の評価誤差が大きくなる可能性が示唆された。尚、最大面圧が限界破壊応力に達する低靱性域においてマスターカーブ法による参照温度評価への適用可能性を示す結果を確認している。

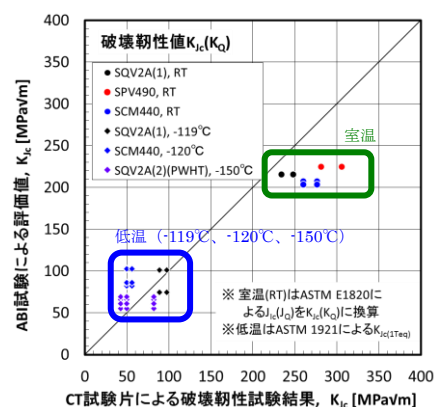


図 1 破壊靱性試験結果

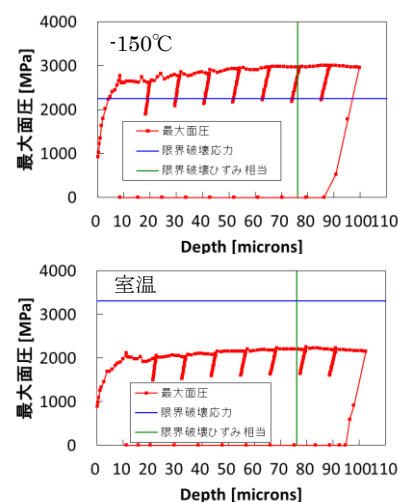


図 2 FEM 解析による面圧と押し込み深さの関係

* Yoshiyuki Kawaharada¹, Satoshi Miyashiro², Yuji Kitsunai¹, Masato Koshiishi¹, Shigeaki Tanaka², Ryoji Obata³, Tetsuya Toyota³

¹ Nippon Nuclear Fuel Development Co., ² Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ³ Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

[2M01-06] Highly Microstructure Controlled Ceramic

Chair: Tatsuya Hinoki (Kyoto Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 9:45 AM - 11:20 AM Room M (Common Education Bldg. 2 3F No.37)

[2M01] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Katsumi Yoshida¹, Tohru S Suzuki², Koji Maeda³ (1. Tokyo Tech, 2. NIMS, 3. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[2M02] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Ryosuke S. S. Maki¹, Fajar Muhammad¹, Jelena Maletaskic¹, Anna Gubarevich¹, Tatsuya Katabuchi¹, Toyohiko Yano¹, Katsumi Yoshida¹, Tohru S. Suzuki², Tetsuo Uchikoshi² (1. Tokyo Tech, 2. NIMS)

10:00 AM - 10:15 AM

[2M03] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Tohru S. Suzuki¹, Shota Azuma¹, Tetsuo Uchikoshi¹, Katsumi Yoshida² (1. National Institute for Materials Science, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[2M04] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Shota Azuma¹, Tetsuo Uchikoshi¹, Katsumi Yoshida², Tohru S Suzuki¹ (1. National Institute for Materials Science, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:30 AM - 10:45 AM

[2M05] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Shigetaka Maeda¹, Wataru Itagaki¹, Koji Maeda¹, Ryosuke Maki², Katsumi Yoshida² (1. JAEA, 2. TITECH)

10:45 AM - 11:00 AM

[2M06] Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

*Yuta Shizukawa¹, Koji Maeda¹, Toshihiko Inoue¹, Yoshihiro Sekio¹, Katsumi Yoshida² (1. JAEA, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:00 AM - 11:15 AM

高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発

(1) 研究概要

Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers

for Improving Safety of Fast Reactors

(1) Outline of the Research Program

* 吉田 克己¹, 鈴木 達², 前田 宏治³

¹東工大, ²物材機構, ³原子力機構

本研究は平成 28 年度から 4 年計画で、高速炉の安全性向上を目指した高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材の製造技術を開発することを目的として実施している。本発表では本研究開発プログラムの研究概要を報告する。

キーワード：制御材，高速炉，高次構造制御，炭化ホウ素

1. 緒言

現在、高速炉の制御材として用いられている炭化ホウ素 (B₄C) ペレットは、中性子吸収反応により生じるヘリウムガスの蓄積による体積膨張及び不均一発熱に伴う熱応力により割れが生じ、その結果、機械的相互作用により制御棒被覆管が破損することがある。そのため、高速炉における安全性確保のためには、上記課題を克服した制御材の開発が必須である。本研究では、スリップキャストニングまたは強磁場配向プロセスを利用した高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材の製造技術を開発し、高性能制御材の開発を行うことで高速炉の安全基盤技術を発展させることを目的とする。また、開発した制御材について既存の検査技術の適用性の検討及び技術継承を行うとともに、最新の検査技術の適用性等を評価することで高度化を検討し、将来の高速炉制御材に関する安全基盤技術を維持・発展させることを目的としている。

2. 研究開発計画・概要

図 1 に本研究の開発目標である高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材の概念図を示す。本研究では、B₄C の粒子径や配向性などの粒子自体の微構造制御と同時に気孔径、気孔形状、気孔配向等を同時に制御する（高次構造制御）ことで、熱的・機械的特性に優れ、中性子吸収時に生成するヘリウムを過剰に蓄積せずに放出し体積膨張を抑制する、高速炉の安全性の向上を目指した B₄C 基セラミック制御材の開発を目的とする。高次構造制御プロセスとして、スリップキャストニング法及び 10 テスラ以上の強磁場下で結晶及び造孔材を配向させる強磁場配向プロセスを用い、高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材の創製を目指す。また、高速炉用制御材製造メーカーと共同し、開発した制御材について既存の検査技術の適用性の検討及び技術継承を行うとともに、最新の検査技術の適用性等を評価することで高度化を検討し、将来の高速炉制御材に関する安全基盤技術を維持・発展させることを目的とする。

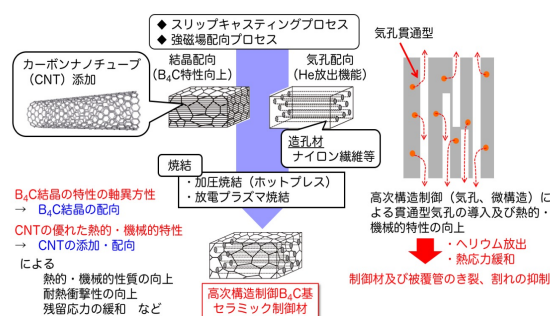


図 1 本研究の高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材の概念図

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施している「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材」の成果である。

*Katsumi Yoshida¹, Tohru S. Suzuki² and Koji Maeda³

¹Tokyo Tech, ²NIMS, ³JAEA

高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発 (2)カーボンナノチューブ添加 B₄C 基セラミック制御材の創製及びヘリウム照射試験

Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

(2) Fabrication and Helium Implantation Test of Carbon Nanotube-added B₄C-based Ceramics

*牧 涼介¹, Muhammad Fajar², Maletaskic Jelena¹, Gubarevich Anna¹,

片渕 竜也¹, 矢野 豊彦¹, 吉田 克己¹, 鈴木 達², 打越 哲郎²

¹東京工業大学, ²物質・材料研究機構

高速炉で用いられている炭化ホウ素 (B₄C) セラミック制御材に対して、カーボンナノチューブ (CNT) を添加することで熱的及び機械的特性に優れた B₄C 基セラミック制御材を作製した。高速イオンビームによりヘリウムイオンを試料に照射することで中性子吸収反応に伴う B₄C 中のヘリウム生成を模擬し、加熱によるヘリウムガス放出挙動評価を実施した。

キーワード：炭化ホウ素(B₄C), カーボンナノチューブ(CNT), 熱的・機械的特性評価, 高速ヘリウムイオンビーム照射, ヘリウム放出挙動評価

1. 緒言

高速炉で用いられている B₄C 制御材ペレットは、中性子吸収反応に伴うヘリウムの生成や、不均一な温度分布による熱応力割れなどが問題となっている。我々はこれまでに CNT を添加することで熱的及び機械的特性に優れた B₄C 基セラミック制御材を作製してきた[1-2]。そこで本研究では、CNT を添加した B₄C 基セラミック制御材の耐熱衝撃性評価に加えて、高速イオンビームによりヘリウムイオンを B₄C 基セラミック試料に照射することでヘリウム生成を模擬し、加熱によるヘリウムガス放出挙動評価を実施した。

2. 実験方法

組成が 85vol%B₄C/10vol%CNT/5vol%Al₂O₃ となるように秤量・混合し、ホットプレス法により焼結することで B₄C 基セラミック制御材を作製した。水中急冷法による残存強度試験及び熱的・機械的特性等の物性評価により耐熱衝撃性を評価した。高速イオンビーム照射装置により 30MeV でヘリウムを B₄C 基制御材に照射し、質量分析計付属示差熱分析装置(TG-MS)を用いて加熱によるヘリウムガス放出挙動を評価した。

3. 結果及び考察

ヘリウム照射量 1.1×10^{17} ion/cm² の B₄C 基セラミック制御材のヘリウム放出挙動を Fig. 1 に示す。200°C 付近でヘリウムガスが放出し、高速増殖実験炉「常陽」の実機 B₄C ペレット内部に生成したヘリウムの放出挙動と一致することを明らかにした。研究結果の詳細については、当日発表する。

【謝辞】本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施している「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材」の成果である。

【参考文献】[1] T. Kobayashi, K. Yoshida, T. Yano, *J. Nucl. Mater.*, **440** [1-3] 524-529 (2013). [2] R. S. S. Maki, M. Fajar, J. Maletaskic, A. V. Gubarevich, K. Yoshida, T. Yano, T. S. Suzuki, T. Uchikoshi, *Mater. Today*, (accepted).

*Ryosuke S. S. Maki¹, Fajar Muhammad¹, Jelena Maletaskic¹, Anna Gubarevich¹, Tatsuya Katabuchi¹, Toyohiko Yano¹, Katsumi Yoshida¹, Tohru. S. Suzuki² and Tetsuo Uchikoshi²

¹Tokyo Institute of Technology, ²National Institute for Materials Science

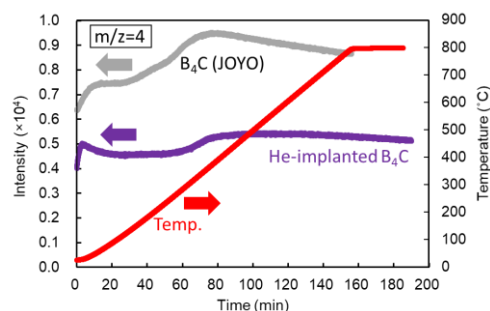


Fig. 1 Helium release behavior of B₄C pellet (JOYO) and He-implanted B₄C-based ceramics

高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発

(3) 強磁場を用いた原子炉用セラミックスの配向制御

Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers
for Improving Safety of Fast Reactors

(3) Control of crystallographic orientation in ceramics for Fast Reactors by a magnetic field

*鈴木 達¹, 東 翔太¹, 打越 哲郎¹, 吉田 克己²

¹物材機構, ²東工大

結晶構造が立方晶でないセラミックスにおいては、その物性は結晶方位に依存するため、結晶方位を制御して特性が優位な方位を並べることは、材料の特性を制御するために効果的な手段となる。強磁場を用いて SiC、AlN、B₄C の c 軸配向制御を行い、各種特性に異方性が得られることを報告する。

キーワード : SiC, AlN, B₄C, 結晶配向, 強磁場, コロイドプロセス, 放電プラズマ焼結

1. 緒言

セラミックスは熱的安定性、耐食性などに優れ、原子炉・核融合炉用として有力な材料のひとつである。多結晶体における個々の結晶方位を揃えたりするなどの配向制御は、近年特に注目されている組織制御手法の一つであり、機械特性や耐照射性向上の組織制御法としても期待できる。そこで、結晶方位を制御した焼結性セラミックスを作製し、結晶配向が特性に及ぼす影響を解明することは重要となる。そこで、原子炉用構造材として期待される SiC、AlN および制御材として使用される B₄C の c 軸配向体の作製と、その特性の配向依存性について調べたので報告する。

2. 実験方法

SiC では pH 制御した蒸留水を用いて、AlN と B₄C では分散剤と共にエタノールを用いてスラリーを作製した。このスラリーをスリップキャストにより固化成形するときに SiC では静磁場中で、AlN と B₄C では水平磁場中で試料を回転させながら固化を行った。固化後の成形体は、磁場外それぞれの条件にて放電プラズマ焼結またはホットプレスにて緻密化した。これらの試料の配向性、機械特性などの評価を行った。

3. 実験結果

SiC は静磁場を、AlN と B₄C は回転磁場を用いることで c 軸一軸配向を制御した。ホットプレスを用いて 2000℃ で焼結した SiC での c 軸の傾斜分布を図 1 に示す。アルミナ助剤を添加した場合には、c 軸と垂直方向との傾き θ が 10° 以内の結晶粒が 55%であったのに対し、無助剤の場合には 72%と配向性が高かった。これはスラリー調製時の SiC 粒子の分散が Al₂O₃ 添加により劣化したからだと考えられる。また、Al₂O₃ 添加配向 SiC での室温 3 点曲げ試験では、c 軸平行方向で 620MPa、c 軸垂直方向で 440MPa となり方位依存性が表れた。本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施している「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材」の成果である。

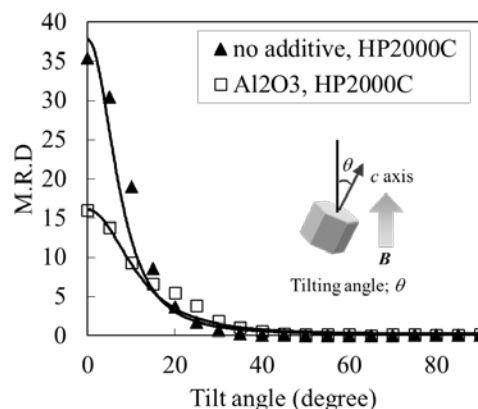


図1 磁場中成形した SiC の c 軸傾き分布

*Tohru S. Suzuki¹, Shota Azuma¹, Tetsuo Uchikoshi¹ and Katsumi Yoshida²

¹NIMS, ²Tokyo Tech.

高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発

(4) 細孔方位および結晶方位を同時制御した B_4C 制御材の創製

Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron

Absorbers for Improving Safety of Fast Reactors

(4) Fabrication of Highly Controlled Microstructure in B_4C Control rods by Magnetic Field-Assisted Colloidal Processing

*東 翔太¹, 打越 哲郎¹, 吉田 克己², 鈴木 達¹

¹物質・材料研究機構, ²東京工業大学

抄録: B_4C 、ナイロン 66(N66, $\phi 10 \times 300 \mu m$)、 Al_2O_3 、CNT からなる 4 成分系スラリーを 12T の回転磁場中においてスリップキャストすることで配向成形体を作製し、続いて放電プラズマ焼結法により焼結体とした。回転磁場中で得た成形体中において N66 が鉛直方向に配向しており、その N66 を加熱除去して形成された柱状気孔は放電プラズマ焼結(SPS)後においても保持されており、配向気孔を有する B_4C 焼結体の創製を可能としたことを X 線 CT 法および電子顕微鏡観察像から示した。

キーワード: B_4C 、配向気孔、高次構造制御、スリップキャスト、強磁場配向

1. 緒言

高速炉用 B_4C 制御材の更なる信頼性向上には、中性子照射時の制御材内部に生じる不均一な熱応力の緩和と B_4C 結晶内部に発生・蓄積していく He ガスによる制御材膨張・破損の抑制が重要である。強磁場配向プロセスにより B_4C 母材と繊維系造孔材を同時に配向制御することで、材料の熱的・機械的特性向上だけでなく、中性子吸収能や機械特性等を損なわない最小限の気孔率で効率的な He ガス排気が期待される。本発表では、この He ガス排気孔を有した c 軸配向 B_4C セラミックス作製のため、母材粒子および造孔材の分散スラリーの強磁場印加鋳込み成形から得られる配向成形体を基に高次構造制御焼結体を作製し、得られた配向焼結体の構造評価等を行った結果を報告する。

2. 実験

ポリエチレンイミン(M_w : 10,000)を添加した純水に B_4C 、ナイロン 66(N66, $\phi 10 \times 300 \mu m$)、 Al_2O_3 、CNT を加えて、自転公転攪拌と超音波照射処理により分散スラリーとした。得られたスラリーは 12T の回転磁場中でスリップキャストすることにより成形体とし、続けて冷間静水等方圧処理(392MPa, 10min)、400°C 2 時間の加熱処理、SPS 法(1700 °C×3 分、Ar 雰囲気)を用いて細孔を有する焼結体とした。

3. 結果

図 1 は回転磁場中でのスリップキャストにより得られた 4 成分系の成形体の断面観察像を示している。成形体中に均一に N66 が鉛直方向に配向していることが確認された。N66 は造孔材として添加しており、400°C ×2 時間の大気中での熱処理により容易に除去可能であり、成形体中に柱状気孔を導入した。その熱処理した成形体を SPS 法により焼結体とし、その断面を観察したところ、図 2 のように鉛直方向に配向した柱状気孔を有する多孔質 B_4C 焼結体の作製に成功した。母材 B_4C 及び、柱状気孔の配向度評価については当日報告する。

参考文献

[1] S. Grasso et al., *Scripta Materialia*, **64**, 256-259 (2011).

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施している「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材」の成果である。

*Shota Azuma¹, Tetsuo Uchikoshi¹, Katsumi Yoshida² and Tohru S. Suzuki¹.

¹National Institute for Materials Science, ² Tokyo Institute of Technology.

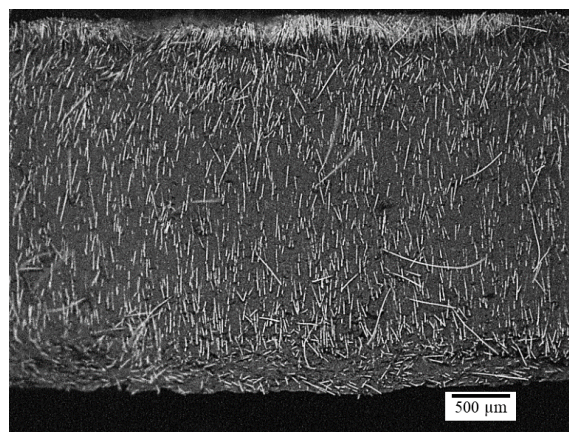


図 1 回転磁場(12T, 1rpm)での 4 成分系スラリーのスリップキャストにより得られた成形体の断面観察像

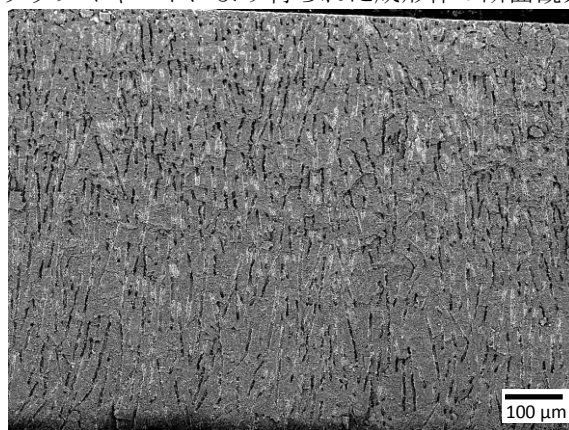


図 2 配向 N66 を含む成形体から得られた配向気孔を有する多孔質 B_4C 焼結体の断面観察像

空白
(縦横 30mm のスペー
スを必ず空ける)
502-1 原子力材料、環境劣
化、照射効果、評価・分析技術

高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発

(5) 制御棒反応度価値への影響評価

Development of Highly Microstructure-Controlled Ceramic Neutron Absorbers
for Improving Safety of Fast Reactors
(5) Evaluation of effect on control rod worth

原子力機構
東工大・先導研

○前田 茂貴
Shigetaka MAEDA
牧 涼介
Ryosuke MAKI

板垣 亘
Wataru ITAGAKI
吉田 克己
Katsumi YOSHIDA

前田 宏治
Koji MAEDA

高次構造制御セラミック制御材において、添加物及びそれに伴う組成変化の制御棒反応度価値への影響を評価した。アルミニウム及びカーボンナノチューブ添加の制御棒反応度価値への核的影響はなく、添加物量に応じて B₄C 量、すなわち ¹⁰B が減少することにより反応度価値が低下する影響のみであった。

キーワード： 高速炉、高次構造制御セラミック制御材、制御棒価値、安全性向上

1. 緒言 高速炉の安全性向上のために開発している高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材は、アルミナ及びカーボンナノチューブを添加して、気孔径、気孔形状、気孔配向等により熱的及びスエリング特性を改善して長寿命化を図るものである。本報告では、添加物及びそれに伴う組成変化について、制御材の組成をパラメータとした制御棒反応度価値への影響を評価した結果を報告する。

2. 評価条件 高速実験炉「常陽」MK-III 炉心における最大反応度価値を有する制御棒を対象に、表 1 に示す制御材組成をパラメータとして制御棒価値を評価した。解析手法は、高速炉の炉心核特性解析に標準的に用いる JUPIETR 標準解析手法と JENDL-3.2 に基づく炉定数 JFS-3-J3.2R を用いた。

3. 結果及び考察 B₄C 制御材の ¹⁰B 充填量をパラメータし、制御棒反応度価値との関係性を評価した結果を図 1 に示す。¹⁰B 充填量と制御棒反応度価値の関係は 2 次の近似曲線（赤線）になることを確認した。¹⁰B 充填量が現行仕様～20%の範囲においては、ほぼ線形相関といえる。B₄C を減少させず異種物質を添加したケースも近似曲線上にあることから、Al、CNT とともに反応度への影響がないことが確認できた。これは核反応断面積の形状からみても妥当な結果である。また、制御棒反応度価値は異種物質添加量に応じて B₄C 量が減少することにより、単純に ¹⁰B が減少することにより低下している。この反応度低下は炉心設計において考慮可能なレベルであり、また、「常陽」実機においても気孔径、外径、濃縮度等により緩和が可能な範囲であった。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施している「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材」の成果である。

表 1 B₄C 制御材の物性値

項目			値
¹⁰ B 濃縮度 [wt%]			90.0
密度 [g/cm ³]	B ₄ C	気孔率 10% (現行仕様)	2.14
		気孔率 0%	2.38
	Al		2.7
	CNT		1.8
異種物質 添加量 [wt%] (B ₄ C/Al/CNT)	基準		100/0.0/0.0
	B ₄ C	Al	100/5.3/0.0
		Al+CNT	100/5.5/17.2
	減少無※	Al	94.7/5.3/0.0
		Al+CNT	77.3/5.5/17.2

※異種物質の添加効果を分離するために使用

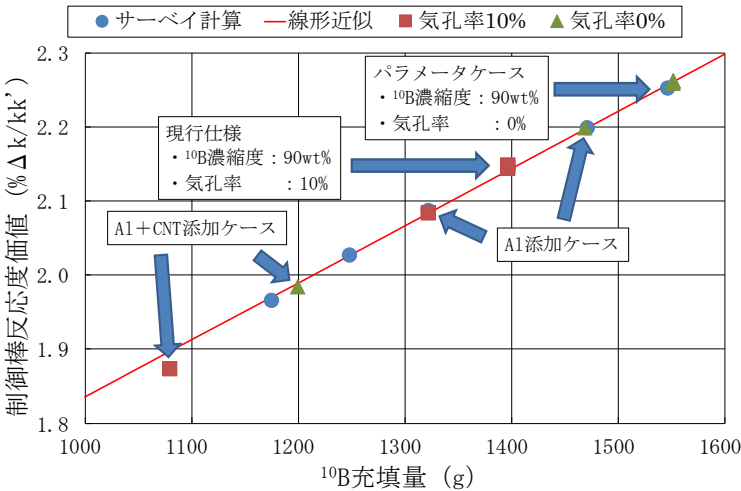


図 1 ¹⁰B 充填量と制御棒反応度価値の関係

高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発

(6)高速炉用 B₄C 制御材の照射後組織評価

Development of Highly Microstructure-Controlled

Neutron Control Ceramics for Improving Safety of Fast Reactors

(6) Evaluation of Microstructure of B₄C Absorber Material for Fast Reactor after Irradiation

*静川 裕太¹, 前田 宏治¹, 井上 利彦¹, 関尾 佳弘¹, 吉田 克己²

¹原子力機構, ²東京工業大学

高次構造セラミック制御材の開発に資するため、「常陽」で照射した B₄C について、核変換 He の蓄積挙動に着目した透過電子顕微鏡 (TEM) 観察を実施した結果、He バブルの粒内での均一形成及び粒界での蓄積が確認され、照射に伴うバブルの成長・凝集・粗大化が認められた。

キーワード : B₄C 制御材、TEM 観察、He 生成

1. 緒言

高速炉で使用されている B₄C ペレット制御材は、中性子照射による ¹⁰B の (n,α) 反応で生成した He の蓄積によってスエリングし、クラック及びリロケーションが生じるため、吸収材-被覆管機械的相互作用 (ACMI) が誘起される。このため、高速炉の安全性向上を目的として、B₄C ペレットのスエリングを抑制するための高次構造制御材の開発を進めている。本研究では、高速実験炉「常陽」で照射した B₄C ペレットの微細組織を観察して、B₄C 照射ペレットにおける He バブルの存在状態を把握した。

2. 試験方法

本試験には ¹⁰B 濃縮度が 90wt% で且つ理論密度が 90%T.D. 又は 95%T.D. の B₄C ペレット制御材を組織観察に用いた。それぞれの照射条件を表 1 に示す。照射後のそれぞれの B₄C ペレット制御材について、集束イオンビーム加工観察装置による試料採取後、TEM による粒内及び粒界近傍の微細組織観察を実施し、He バブルの形状、配向性、サイズ及び分布を評価した。

表 1. 照射条件

照射温度 [°C]	照射量 [10 ²⁰ cap/cc]	理論密度 [%]
676	97	90
434	31.4	95
653	33.7	95
800	30	95

3. 結果・考察

図 1 に、代表例として 676°C、97×10²⁰cap/cc 及び 653°C、33.7×10²⁰cap/cc まで中性子照射した B₄C ペレット制御材の微細組織を示す。粒内では配向性を有する長径 10~40nm 程度の平板状バブルが均一に形成され、部分的にバブル同士が凝集し、粗大化していることが確認された。また、粒界では粒内で生成された He バブルが粒界シンクの影響により多量に蓄積し、粗大化していた。これは 90%T.D. よりも 95%T.D. の試料で顕著であり、90%T.D. の試料では粒内の空孔が He バブルのシンクとして働き、粒界での He バブルの粗大化を抑制したためであると考えられる。

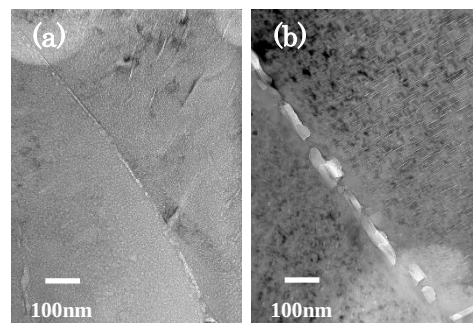


図 1 「常陽」照射 B₄C 試料の微細組織写真
(a)照射温度：676°C，照射量：97×10²⁰cap/cc，90%T.D.
(b)照射温度：653°C，照射量：33.7×10²⁰cap/cc，95%T.D.

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施している「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材」の成果である。

*Yuta Shizukawa¹, Maeda Koji¹, Toshihiko Inoue¹, Yoshihiro Sekio¹ and Katsumi Yoshida²

¹JAEA, ²Tokyo Institute of Technology.

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

[2M07-08] Nuclear Fuel Materials 1

Chair: Sosuke Kondo (Tohoku Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 11:20 AM - 11:55 AM Room M (Common Education Bldg. 2 3F No.37)

[2M07] Development of Corrosion Resistant Coating Technology to Silicon Carbide Fuel Materials (3)

*Ryo Ishibashi¹, Kazushige Ishida¹, Shibata Msatoshi², Takao Kondo² (1. Research & Development Group, Hitachi, Ltd. , 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2M08] Development of Oxidation Resistant Particle Dispersion SiC Composites

*Tatsuya Hinoki¹, Kanjiro Kawasaki¹, Fujio Shinoda¹ (1. Kyoto University)

11:35 AM - 11:50 AM

核燃料用炭化珪素材料に適用する耐食被覆技術の開発(3)

Development of Corrosion Resistant Coating Technology to Silicon Carbide Fuel Materials (3)

*石橋 良¹, 石田 一成¹, 柴田 昌利², 近藤 貴夫²

¹日立製作所, ²日立 GE ニュークリア・エナジー

BWR 模擬環境での SiC の耐食性を向上する耐食被覆技術の確立を目的に、耐食被覆を施した SiC 管の端部に端栓を接合し、その接合部に耐食溶射被覆を施工した試験片を試作して評価した。

キーワード: 燃料材料, 炭化珪素, 耐食性, 被覆, 接合部

1. 緒言

沸騰水型原子炉 (BWR) の炉内水質模擬環境での炭化珪素 (SiC) の耐食性向上を目的に、SiC 接合部に対する耐食被覆技術を開発している。事故耐性燃料材料として有望な SiC を燃料被覆管およびチャンネルボックスに適用する際の課題の一つが高温水腐食である^[1]。高温水腐食によって SiC から炉水にシリカが溶出すると炉水内シリカ濃度を管理値内に抑えるため、浄化系の負荷が増加する可能性がある。密着性および高温水腐食の観点から、物理蒸着とそれに続く熱処理を基本プロセスとした Ti を主成分とする被覆 (以下、蒸着 Ti 被覆) が SiC 基材に対する被膜として、減圧プラズマ溶射法を用いた Ti を主成分とする被覆 (以下、溶射 Ti 被覆) が接合部に対する被覆として有望である^[2-4]。そこで、SiC 管に SiC 端栓を接合した試験片に耐食被覆を施すための手順、および、蒸着 Ti 被覆に及ぼす溶射による熱影響を検討した。

2. 検討方法

2-1. 耐食被覆接合管の作製手順

SiC 基材に予め蒸着 Ti 被覆を施した管 (φ10×100 (mm)、厚さ約 1.2 mm) の端部に端栓 (φ10×50 (mm)) を接合した。この接合は、グラファイトヒータ加熱を用いて Si ロウ付け法により不活性ガス雰囲気中で実施した。この接合方法では接合部近傍の蒸着 Ti 被覆が熱影響を受けることから^[4]、本検討では蒸着 Ti 被覆の施工領域を接合面から熱影響が小さくなる距離まで離れた。

管および端栓の接合部に対する溶射 Ti 被覆は、蒸着 Ti 被覆未施工領域を覆い、膜厚約 200 μm となるように施した。溶射の際に、溶射によるスパッタが蒸着 Ti 被覆に付着するのを避けるため、金属製治具により該当領域をマスキングした。溶射時の施工面周辺温度は概ね 873~973 K と推定される。

2-2. 評価

管の蒸着 Ti 被覆部を対象に、X 線回折法により溶射前後の蒸着 Ti 被覆の構成相と構成比を分析し、溶射による熱影響に伴う変化を調べた。溶存酸素濃度 8 ppm の 561 K 高純度水環境に浸漬し、試験片の耐食被覆の外観変化を調べた。

3. 結果

管の蒸着 Ti 被覆は、溶射施工によって炭化物および金属間化合物の顕著な増加はみられず、主に Ti 相により構成されていた。561 K 高純度水環境において、詳細な調査が必要であるものの、蒸着 Ti 被覆には腐食による顕著な破損はみられなかった。

参考文献

- [1] Y. Katoh, et al., ORNL/TM-2014/210, (2014). [2] 石橋ほか, 日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集, 2J15, (2017).
[3] 石橋ほか, 日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 2I08, (2017).
[4] 石橋ほか, 日本原子力学会 2018 年春の年会予稿集, 3D10, (2018).

*Ryo Ishibashi¹, Kazushige Ishida¹, Masatoshi Shibata² and Takao Kondo²

¹Hitachi, Ltd., ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd..

耐酸化粒子分散 SiC 複合材料の開発

Development of Oxidation Resistant Particle Dispersion SiC Composites

*檜木 達也, 川崎 寛治郎, 篠田 富士雄

京都大学

SiC は優れた耐酸化性を有するが、SiC 複合材料は通常、繊維/マトリックス界面に C 相が用いられ、酸化による強度の著しい劣化が懸念される。本研究では界面の無い新たな粒子分散 SiC 複合材料を開発した。

キーワード：事故耐性燃料，SiC 複合材料，耐酸化

1. 緒言

SiC の優れた耐酸化特性から、SiC 複合材料は軽水炉における事故耐性燃料として米国を中心に研究開発が進められている。従来の SiC 複合材料は、繊維、マトリックス、繊維/マトリックス界面相で構成されており、界面相には C 等が用いられているが、高温酸化雰囲気では界面相が消失し繊維の酸化を促進するため大きく強度特性は劣化してしまう。また、強度特性は界面相厚に依存し、100nm オーダーの制御が必要のため CVD が用いられ、コスト増加要因ともなっている。従来材に比べ、高耐熱かつ低コストを可能とするため、界面相が無く、マトリックスに BN や C 粒子を分散させた粒子分散 SiC 複合材料を開発した。本研究では、粒子分散 SiC 複合材料の高温酸化挙動を明らかにすることを目的とする。

2. 実験方法

供試材は、高結晶性で耐照射特性、ハンドリング性に優れた NGS 社製の Hi-Nicalon type-S 繊維で強化した SiC 複合材料を用いた。マトリックス原料として、SiC 粉末、C または BN 粉末を用いて液相焼結法により作製した。作製した試料は、1500℃までの高温酸化雰囲気を含む強度評価、1200℃大気雰囲気から室温の水への熱衝撃試験を行った。微細組織は走査電子顕微鏡により評価を行った。

3. 結論

粒子分散 SiC 複合材料は、1500℃、大気下での酸化においても顕著な強度劣化は見られなかった。図 1 に示すように、従来の SiC 複合材料は繊維/マトリックス界面相がパスになり、内部まで酸化が進行するものと考えられ、繊維の酸化による劣化で強度が大きく劣化するものと考えられるが、粒子分散 SiC 複合材料の場合は、酸化が表面付近に限られることから強度の劣化が抑制されたものと考えられる。管材を用いた熱衝撃試験においても、SiC 繊維で強化されていないモノリシック SiC セラミックスは 1200℃、大気から水に入った瞬間に細かく破壊したのに対し、粒子分散 SiC 複合材料は破壊することがなかった。

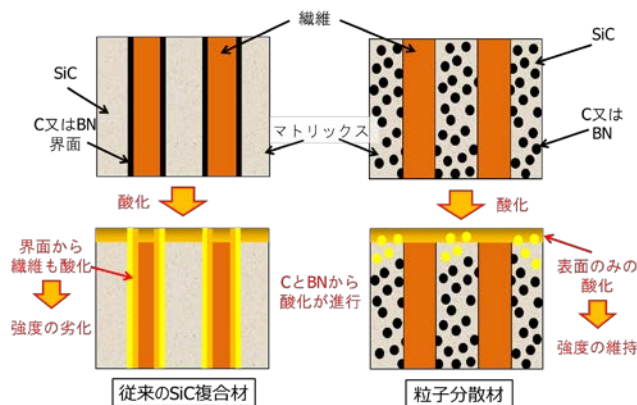


図 1: 従来の SiC 複合材料と粒子分散 SiC 複合材料の酸化挙動

*Tatsuya Hinoki, Kanjiro Kawasaki and Fujio Shinoda

Kyoto Univ.

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

[2M09-11] Nuclear Fuel materials 2

Chair: Sho Kano (Univ. of Tokyo)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 3:35 PM Room M (Common Education Bldg. 2 3F No.37)

[2M09] Effect of secondary hydriding on the bending strength of post-LOCA cladding tube

*Yuji Okada¹, Masaki Amaya¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[2M10] Effect of Ion Irradiation on Thermal Hydrogen Desorption in Oxide Film of Zr Alloys

*Katsuhito Takahashi¹, Toru Higuchi¹, Kan Sakamoto¹, Takashi Mutaguchi², Hideo Watanabe²
(1. NFD, 2. Kyusyu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2M11] Surface orientation dependence of irradiation-induced hardening in Zr-Nb alloys subjected to 3-MeV Zr²⁺ irradiation

*Huiling Yang¹, Sho Kano¹, John McGrady¹, Takayoshi Matsukawa², Dongyue Chen¹, Kenta Murakami³, Hiroaki Abe¹ (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University, 3. Nagaoka University of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

二次水素化が冷却材喪失事故（LOCA）後の被覆管曲げ強度に及ぼす影響

Effect of secondary hydriding on the bending strength of post-LOCA cladding tube

*岡田 裕史¹, 天谷 政樹¹

¹ 日本原子力研究開発機構（原子力機構）

LOCA 時に起こる二次水素化が LOCA 後の被覆管曲げ強度に及ぼす影響を LOCA 模擬試験後 4 点曲げ試験により評価した。その結果、二次水素化部の最大曲げ応力は prior- β 相厚さに依存する傾向が見られ、膨れ破裂部の半分程度と評価された。

キーワード：被覆管，ジルカロイ-4，LOCA 後耐震，曲げ強度，二次水素化

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、LOCA 後長期冷却期間中の炉心冷却性を維持する観点で、地震時の燃料の耐破損性を把握することが必要かつ重要となっており、この把握のために LOCA 模擬試験後の被覆管を対象とした 4 点曲げ試験が実施されている。LOCA 時、燃料は高温の水蒸気環境下に置かれるため、被覆管に膨れ破裂、酸化及び二次水素化が起こり得る。先行研究では、LOCA 時の酸化及び膨れ率が LOCA 後被覆管の曲げ強度に及ぼす影響について調べられてきた^[1,2]。本研究では、先行研究で十分に明らかとなっていない LOCA 時の二次水素化が LOCA 後被覆管の曲げ強度に及ぼす影響について評価することを目的とした。

2. 実験

長さ約 200 mm の PWR 用ジルカロイ-4 被覆管に幅約 2 mm、長さ約 10 mm の開口部をフライス盤加工により設けた。これは、LOCA 模擬試験時、膨れを伴わずに被覆管に二次水素化部を形成させるためであり、開口部の数、位置及び中子（アルミナペレット）の有無を変えることで二次水素化部の形成位置及び水素吸収量を変化させた。この試験燃料棒について、先行研究^[2]と同様に、LOCA 模擬試験（等温酸化温度：1200℃、急冷開始温度：700℃）及び LOCA 模擬試験後 4 点曲げ試験（変位速度：1 mm/min、支持点間距離：130 mm、荷重点間距離：72 mm）を実施した。試験後、破断位置近傍の水素分析及び金相観察により、水素吸収量の測定及び prior- β 相厚さの計測を実施した。また、4 点曲げ試験で得られた最大曲げモーメントと金相観察結果に基づく被覆管の断面係数から、最大曲げ応力を算出した。

3. 結果及び考察

本研究で得られた最大曲げ応力と破断位置近傍の prior- β 相厚さ（周方向平均）の関係を図 1 に示す。膨れ破裂部で酸化により破断した結果^[2]と同様、二次水素化部（水素吸収量:1000～3000 ppm）の最大曲げ応力は prior- β 相厚さに依存する傾向が見られた。また、二次水素化部の最大曲げ応力は膨れ破裂部の半分程度と評価された。この応力の低下は水素吸収に伴う脆化が原因と考えられる。先行研究において、膨れ破裂部で破断しやすい傾向が見られたのは、二次水素化による強度低下の影響に比べ、膨れ破裂部での酸化に伴う prior- β 相の厚さ減少による強度低下の影響が大きかった可能性が考えられる。

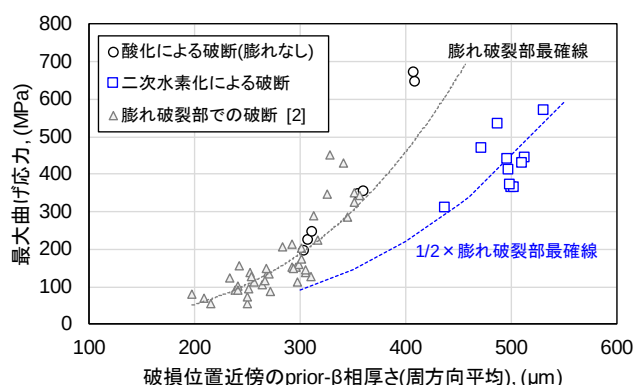


図 1 最大曲げ応力と prior- β 相厚さの関係

参考文献

- [1] M. Yamato et al., J. of Nucl. Sci. Technol., 51: 9, 1125-1132 (2014)
- [2] T. Yumura and M. Amaya, Ann. Nucl. Energy, 120, 798-804 (2018)

*Yuji Okada¹ and Masaki Amaya¹

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Zr 合金酸化膜の水素脱離挙動におよぼす照射損傷の影響

Effect of Ion Irradiation on Thermal Hydrogen Desorption in Oxide Film of Zr alloys

*高橋 克仁¹, 樋口 徹¹, 坂本 寛¹, 牟田口 嵩史², 渡辺 英雄²

¹日本核燃料開発㈱, ²九州大学

Zr 合金の水素吸収に及ぼす照射損傷の影響を検討するため、酸化膜を形成させた Zr 合金に重イオンを照射してはじき出し損傷を付与した後、重水素を注入し、酸化膜からの重水素の脱離挙動を昇温脱離分析法により評価した。

キーワード: Zr 合金, 酸化膜, 照射損傷, 水素吸収, 昇温脱離分析

1. 緒言

Zr 合金の軽水炉環境での水素吸収過程において、はじき出し損傷により形成された照射欠陥は水素と相互作用し、水素の吸収挙動に影響を及ぼすと推測されるが、必ずしも明確ではない。そこで、照射された Zr 合金酸化膜からの脱離挙動を、重水素を用いた昇温脱離分析法により評価し、水素吸収に及ぼす照射損傷の影響を検討した。Zr 合金での水素吸収は酸化膜を介して起こることから、検討は酸化膜に着目して行った。

2. 実験方法

ジルカロイ 2 を 290 °C の高温純水中に 30 d 間浸漬して酸化膜を形成した後、照射欠陥導入のため 3.2 MeV Ni^{3+} イオンを室温にて照射した。続いて、300 °C にて 5 keV に加速した重水素イオン (D_2^+) を 2×10^{21} atoms/m² まで注入した。この試料を真空中にて室温から 1000 °C まで 1 °C/s で昇温し、放出される重水素 (D_2 , m/e=4) を四重極質量分析器で測定した。

3. 結果と考察

図 1 に Ni^{3+} イオンを 1 dpa 照射後に重水素を注入した試料および重水素注入のみ実施した試料（以下、それぞれ照射欠陥あり試料および照射欠陥なし試料と称する）での重水素の放出挙動を比較して示す。重水素の脱離速度からは、いずれの試料でも 300 °C および 500 °C 付近にピークが確認された。照射欠陥あり試料では、照射欠陥なし試料に比べて脱離速度が大きくなる傾向がみられた。脱離速度を積算した総脱離量については、照射欠陥あり試料の方が照射欠陥なし試料に比べて大きかった。いずれの試料も同じ量の重水素を酸化膜に注入しており、1000 °C までの昇温により酸化膜中の全ての重水素が放出されたと仮定すると、酸化膜中の重水素が照射欠陥形成により増加し、金属側への重水素の拡散が抑制される可能性が示唆される。

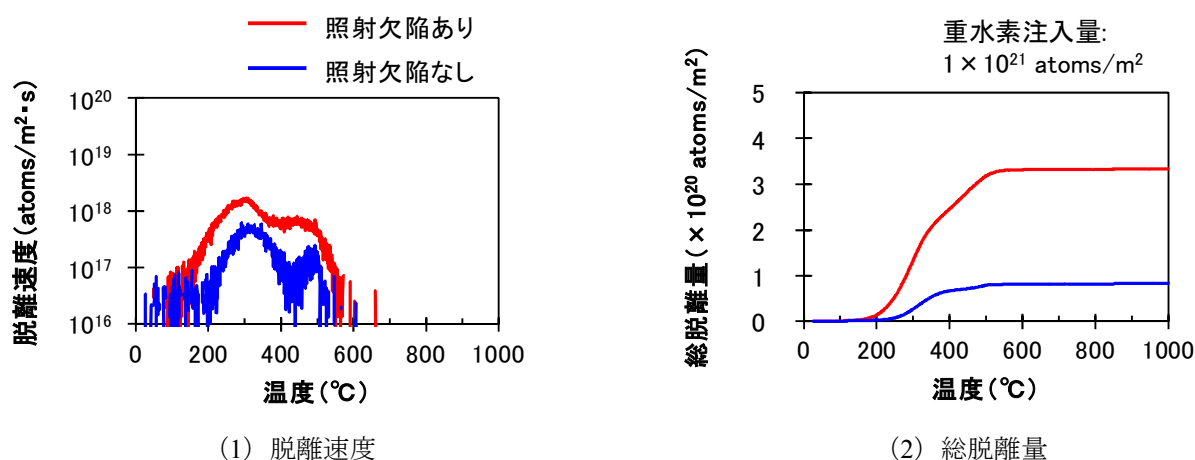


図 1 3.2MeV Ni^{3+} イオン照射後に重水素注入したジルカロイ 2 酸化膜の昇温による重水素の脱離挙動

*Katsuhito Takahashi¹, Toru Higuchi¹, Kan Sakamoto¹, Takashi Mutaguchi² and Hideo Watanabe²

¹Nippon Nuclear Fuel Development, ²Kyushyu Univ.

Surface orientation dependence of irradiation-induced hardening in Zr-Nb alloys subjected to 3-MeV Zr^{2+} irradiation

*Huילong Yang¹, Sho Kano¹, John McGrady¹, Takayoshi Matsukawa², Dongyue Chen¹, Kenta Murakami³, Hiroaki Abe¹

¹Nuclear Professional School, The University of Tokyo, ²Institute for Materials Research, Tohoku University, ³Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology

Abstract

The techniques of ion-irradiation, nano-indentation, and electron backscatter diffraction are jointly utilized in this study, in order to investigate the orientation dependence of irradiation-induced hardening in Zr-Nb alloys. Results show that the hardness gradually decreased from (0001) corner to (10-10) and (11-20) corners, and the lowest irradiation-induced hardening was observed at [0001] orientation.

Keywords: Fuel claddings, Irradiation induced hardening, Crystal orientation, Zr-Nb alloys

1. Introduction

Irradiation induced embrittlement is considered one of the most common performance degradations in the materials for nuclear core applications. However, for the components with strong texture in microstructure, special attention has to be paid to the anisotropic properties when concerning the environmental degradation behaviours. For example, the Zr-based nuclear fuel cladding tube has long been known to grow mainly along the axial direction rather than the circumferential direction when being irradiated in-pile, because the basal planes of α -Zr crystal are preferential to be parallel to the tube's axial direction. Similarly, a question is then raised: is the irradiation-induced hardening isotropy or anisotropy in the textured Zr-based cladding tubes. The aim of this study is therefore to investigate the crystal orientation dependence of the irradiation hardening occurred in Zr-Nb alloys.

2. Experimental procedure

Zr-Nb alloys prepared by arc-melting were used as experimental materials. Disc specimens were prepared and subjected to 3-MeV Zr^{2+} irradiation at 573 K up to ~ 0.2 dpa using 1.7 MV tandem accelerator at High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo. After irradiation, nano-indentation tests were firstly conducted to evaluate the irradiation-induced hardening, followed by EBSD analysis performed onto the hardness-tested region to record the corresponding crystallographic information.

3. Conclusion

Results showed that the hardness near (0001) pole corner was the highest and gradually decreased as the orientation deviated to (10-10) and (11-20) poles. After irradiation, it is found that the hardness increased quickly at doses < 0.1 dpa, however much milder when the dose > 0.1 dpa. Moreover, it is noted the lowest irradiation-induced hardening was observed at [0001] orientation.

References

[1] Huילong Yang, et al. Surface orientation dependence of irradiation-induced hardening in a polycrystalline zirconium alloy, *Scr. Mater.* 162 (2019) 209-213.

[2M12-17] Fuel Behavior in Accidents

Chair: Isamu Sato (Tokyo City Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 3:35 PM - 5:15 PM Room M (Common Education Bldg. 2 3F No.37)

[2M12] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Masaki AMAYA¹, Masatoshi ITO¹, Kazuma KOMURO¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:35 PM - 3:50 PM

[2M13] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Yutaka Udagawa¹, Hiroyuki Murao¹, Miho Suzuki¹, Masaki Amaya¹ (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2M14] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Takeshi Mihara¹, Yutaka Udagawa¹, Toshiyuki Suzuki¹, Takuya Yoshida¹, Masaki Amaya¹ (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2M15] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Yoshinori Taniguchi¹, Yutaka Udagawa¹, Yasuyuki Muramatsu¹, Kenta Hiruta¹, Masaki Amaya¹ (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2M16] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Takafumi Narukawa¹, Hiroyuki Uehara¹, Masaki Amaya¹ (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

[2M17] Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and loss-of-coolant accident (LOCA)

*Kazuo Kakiuchi¹, Takafumi Narukawa¹, Hiroki Obata¹, Masaki Amaya¹ (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

高燃焼度改良型燃料の反応度事故（RIA）及び
冷却材喪失事故（LOCA）条件下における挙動
（1）全体概要

Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and
loss-of-coolant accident (LOCA)

(1) Outline

*天谷 政樹¹, 伊藤 匡聡, 小椋 数馬¹

¹ 日本原子力研究開発機構（原子力機構）

原子力機構安全研究センターが原子力規制庁からの委託事業として実施している、高燃焼度改良型燃料の
反応度投入事故及び冷却材喪失事故時の挙動に係る研究の全体概要を示す。

キーワード：高燃焼度、改良型燃料、燃料挙動、反応度事故、冷却材喪失事故

1. 緒言

原子力機構安全研究センターでは、原子力規制庁からの委託事業として、既存炉の安全性向上を目的に
事業者により開発された改良型燃料に対する現行の規制基準の適用性確認、及び今後の規制に必要な技術
的根拠となる知見取得のための研究を実施している。本発表ではこの研究の全体概要について述べる。

2. 研究の概要

2-1. 試験対象燃料

本研究に供した燃料の一覧を表に示す。これらは、従来の燃料ペレットや被覆管の材料に対し通常運
転中の FP ガス放出抑制や耐食性向上を目的として改良が加えられた改良型燃料である。欧州の商用 PWR 及
び BWR で高燃焼度まで照射されたこれらの改良型燃料から欧州内で長さ約 50cm の燃料セグメントを採取
し集約後、原子力機構の燃料試験施設まで輸送した。

表 本研究に供した改良型燃料の一覧

炉型	照射炉	燃料	被覆材	燃焼度 (GWd/t)
PWR	Vandellors (スペイン)	UO ₂ (17x17 型)	低スズ ZIRLO™	80
	Gravelines (仏)		M-MDA™	73-81
	Ringhals (スウェーデン)	UO ₂ (15x15 型)	M5™	84-87
	Chinon (仏)	MOX (17x17 型)	M5™	68
BWR	Leibstadt (スイス)	UO ₂ (10x10 型)	Zry-2(LK3)	73-91
	Oskarshamn (スウェーデン)	添加物入り UO ₂	Zry-2	49
		(10x10 型)	Zry-2(LK3)	63

2-2. 実施内容

日本に輸送された燃料セグメントは受入検査を行っ
た後、燃料試験施設等にて必要な再加工、再計装を施
し NSRR における RIA 模擬試験及び燃料試験施設にお
ける LOCA 模擬試験に供した。これらの試験前後には
燃料試験施設にて種々の照射後試験を実施し、RIA 時
及び LOCA 時の燃料破損限界や燃料挙動に係るデータ
を取得した。また、反応度事故模擬試験に関しては、
原子力機構が有する燃料挙動解析コードを用いた実験
解析も実施した。

3. まとめ

本研究で得られたデータ及び技術的知見は、今後国内に導入が見込まれる改良型燃料の安全規制のほか、
RIA 時及び LOCA 時の燃料の安全性に係る国内規制基準の見直し要否の検討に活用される。

本研究は原子力規制庁の平成 27-29 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業
及び平成 30 年度同委託費（燃料設計審査分野の規制研究）事業として行われたものである。

*Masaki Amaya¹, Masatoshi Ito¹ and Kazuma Komuro¹

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

高燃焼度改良型燃料の反応度事故（RIA）及び 冷却材喪失事故（LOCA）条件下における挙動 (2) 高燃焼度改良型燃料の RIA 時挙動

Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and
loss-of-coolant accident (LOCA)

(2) Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) conditions

*宇田川 豊¹, 村尾 浩之¹, 鈴木 美穂¹, 天谷 政樹¹

¹ 日本原子力研究開発機構（原子力機構）

高燃焼度改良型燃料を対象とした反応度事故（RIA）模擬実験を行い、燃料被覆管機械的相互作用（PCMI）による燃料破損限界等のデータ及び知見を取得すると共に、これらに基づく燃料破損しきい値を検討した。

キーワード：軽水炉燃料，反応度事故，被覆管，改良合金，PCMI 破損，水素脆化

1. 緒言

日本原子力研究開発機構（JAEA）は、導入が見込まれる改良型燃料に対する現行規制基準の適用性確認、及び今後の規制判断の根拠となるデータ及び知見の取得を目的として、高燃焼度改良型燃料の事故時挙動研究に取り組んできた。この内、原子炉安全性研究炉（NSRR）で実施した RIA 模擬実験及び燃料試験施設で実施した照射後試験の成果を報告する。RIA 時の燃料破損限界、核分裂生成物ガス放出量（FGR）等主要な結果について整理、考察を加えると共に、これらを踏まえ、安全審査時の判断基準の一つとなる PCMI 破損しきい値のより合理的な考え方を検討した。

2. 実験

欧州の商用炉で高燃焼度まで照射された 17x17 型 PWR/UO₂ 燃料（表 1）を対象として、VA-7,8,9 については高温（約 280℃）条件、他については室温条件の下、NSRR のパルス照射運転による RIA 模擬実験を実施した。

3. 結果及び考察

実験により得られた燃料の破損時燃料エンタルピー増分を従来データと共に図 1 に示す。本研究で実験に供した改良合金被覆燃料については、商用利用の予定の無い M-MDATM(RX)被覆燃料を除き、破損限界は現行 PCMI 破損しきい値における対応燃焼度の値 40 cal/g（約 167 J/g）を上回った。破損限界は燃料初期温度に対し正の、被覆管水素吸収量に対し負の相関を示すなど、温度上昇に伴う被覆管の延性増大や水素脆化の影響に関する従来の理解を裏付けている。これに加えて焼鈍条件と水素化物配向特性及び破損挙動との相関も踏まえ、より合理的な PCMI 破損しきい値を検討した（同図‘threshold’）。同しきい値は、最も重要なパラメータとなる水素吸収量を横軸とし、温度と焼鈍条件の影響を考慮するため 4 通りの関数として定義している。また燃料ペレット側の挙動に関する重要な知見として、供試燃料からの過渡 FGR は約 20 から 30%と、従来データにおける燃焼度と発熱量の相関に照らして平均的に高い水準であり、全体として、RIA 時 FGR が燃焼の進行に伴い増大する傾向が明らかとなっている。

本研究は原子力規制庁の平成 27-29 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業、及び平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料設計審査分野の規制研究）事業として行われた。

*Yutaka Udagawa¹, Hiroyuki Murao¹, Miho Suzuki¹ and Masaki Amaya¹

¹ Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

表 1 RIA 模擬実験供試 PWR/UO₂ 燃料

試験 ID	燃焼度 GWd/tU	被覆管材料	水素吸収量 wtppm
VA-5,7	81	M-MDA TM (SR)	312,318
VA-6,8	78	M-MDA TM (RX)	683,703
GR-1	84	M5 TM	95
VA-9	80	低スズ ZIRLO TM	346

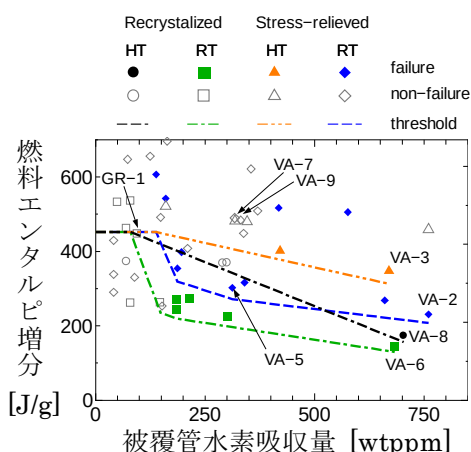


図 1 PCMI 破損限界と破損しきい値

高燃焼度改良型燃料の反応度事故（RIA）及び 冷却材喪失事故（LOCA）条件下における挙動 (3) 高燃焼度添加物入り UO₂ 燃料の RIA 時挙動

Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and
loss-of-coolant accident (LOCA)

(3) Behavior of high-burnup UO₂ fuels with additives under RIA conditions

*三原 武¹, 宇田川 豊¹, 鈴木 寿之¹, 吉田 拓矢¹, 天谷 政樹¹

¹ 日本原子力研究開発機構（原子力機構）

高燃焼度添加物入り UO₂ 燃料を対象とした RIA 模擬実験 OS-1 及び LS-4 を実施した。実験においては、OS-1 の試験燃料棒は破損し、LS-4 の試験燃料棒は破損しなかった。OS-1 の破損時燃料エンタルピー増分は、過去に実施した同等の被覆管水素吸収量を有する燃料実験の中で最も低かった。

キーワード：反応度事故，BWR，高燃焼度燃料，添加物入り UO₂ 燃料、PCMI 破損

1. 緒言

原子力機構は、規制判断を行う上で必要とされる軽水炉燃料の事故時挙動に関するデータ及び知見を取得するため、高燃焼度まで照射された改良型燃料を対象とした研究を進めている。改良型燃料の一つとして、FP ガスの放出を抑制するために結晶粒を大粒径化した添加物入り燃料ペレットが開発されている。そこで、添加物入り燃料ペレットを使用した高燃焼度 BWR 改良型燃料の反応度事故時の挙動を RIA 模擬実験により調べた。

2. 実験方法

短尺加工した実験燃料棒を実験カプセルに冷却水とともに封入し、そのカプセルを原子炉安全性研究炉（NSRR）炉心に配置し、パルス照射した。表 1 に実験対象燃料及び実験条件を示す。実験対象燃料のペレット材料は、オスカーシャム炉で照射された ADOPTTM燃料及びライブシュタット炉で照射されたクロミア添加燃料である。この実験前後に照射後試験を燃料試験施設で実施した。

3. 結果及び考察

OS-1 の試験燃料棒は燃料エンタルピー増分約 160 J/g で破損し、LS-4 の試験燃料棒は燃料エンタルピー増分のピーク値約 559 J/g で破損しなかった。図 1 に破損時燃料エンタルピー増分と被覆管水素吸収量の関係を示す。OS-1（水素吸収量約 245 ppm）の破損時燃料エンタルピー増分は、同等の水素吸収量 200-300 ppm の範囲で過去に実施した実験の中で最も低かった。実験後の外観観察結果から、OS-1 の試験燃料棒はペレット被覆管機械的相互作用（PCMI）により破損したと判断された。実験前の被覆管断面観察では、水素化物の径方向への配向度合が周方向位置により異なる傾向が見られている。この内、径方向配向度合の大きい領域が、実験後に観察された貫通欠陥の位置に概ね対応したことから、径方向に配向した水素化物が破損挙動に影響を与えたと考えられる。今後、さらに RIA 模擬試験及び照射後試験を実施し、被覆管の他、添加物入り燃料ペレット自身の挙動やベース照射条件の影響についても解明を進める。

本研究は原子力規制庁の平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業及び平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料設計審査分野の規制研究）事業として行われたものである。

*Takeshi Mihara¹, Yutaka Udagawa¹, Toshiyuki Suzuki¹, Takuya Yoshida¹ and Masaki Amaya¹

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

表 1 実験対象燃料及び実験条件

実験 ID	OS-1	LS-4
燃料	BWR 10×10 型 UO ₂	
ペレット材料	ADOPT TM 燃料 (クロミア、アルミナ添加)	クロミア添加 燃料
被覆管材料	Zry-2, LK-3/L	Zry-2, LTP
燃焼度(GWd/tU)	64	49
被覆管水素吸収量(wtppm)	245	未測定
冷却水温度	室温	
冷却水圧力(MPa)	約 0.1	
燃料エンタルピー増分の ピーク値(J/g)	287	559

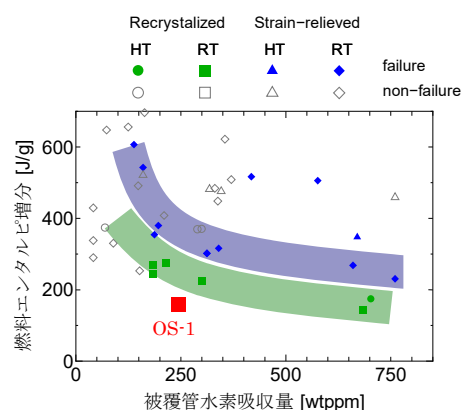


図 1 破損時燃料エンタルピー増分と被覆管水素吸収量の関係

高燃焼度改良型燃料の反応度事故（RIA）及び 冷却材喪失事故（LOCA）条件下における挙動 (4) 高燃焼度 MOX 燃料の RIA 時挙動

Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and
loss-of-coolant accident (LOCA)

(4) Behavior of high-burnup MOX fuel under reactivity-initiated accident (RIA)

*谷口 良徳¹, 宇田川 豊¹, 村松 靖之¹, 蛭田 健太¹, 天谷 政樹¹

¹ 日本原子力研究開発機構（原子力機構）

燃焼度 64 GWd/t の M5™ 被覆 MOX 燃料を対象とした反応度事故模擬実験を原子炉安全性研究炉で実施した。その結果、同実験に供した実験燃料棒の破損形態は、これまで高燃焼度軽水炉燃料で見られた PCMI 破損とは異なる高温破裂型であった可能性が大きい。

キーワード：RIA, 高燃焼度 MOX 燃料, 軽水炉燃料, M5 被覆管, 高温破裂型

1. 緒言

原子力機構は、規制判断を行う上で必要とされる軽水炉燃料の事故時挙動に関するデータ及び知見を取得するため、高燃焼度まで照射された改良型燃料を対象とした研究を進めている。その一環として、原子力機構の原子炉安全性研究炉（NSRR）において高燃焼度 M5™ 被覆 MOX 燃料を対象とし反応度事故（RIA）模擬実験（CN-1 実験）を実施した。また、同実験中得られた実験データと比較するため、燃料挙動解析コード RANNS[1]を用いて同実験燃料棒の挙動を評価した。

2. RIA 模擬実験及び実験解析

仏国の PWR（Chinon 炉）において高燃焼度まで照射された M5™ 被覆 MOX 燃料（燃焼度 64GWd/t、被覆管水素吸収量未測定）を短尺加工し実験燃料棒とした。この実験燃料棒を冷却水入りの実験カプセルに装荷し、室温大気圧条件下、実験燃料ピークエンタルピ増分 665 J/g の炉出力条件で、NSRR のパルス照射運転による RIA 模擬実験を実施した。実験後、実験カプセルより取出した実験燃料棒の外観撮影を行った。また、原子力機構が有する燃料挙動解析コード RANNS[1]を用いて同実験中の燃料棒の挙動を解析した。

3. 結果及び考察

実験中に取得された燃料棒内圧計、カプセル内圧計及び水塊速度計の出力データ上、高燃焼度 PWR 及び BWR 燃料実験において過去観察されているような、ペレット - 被覆管機械的相互作用（PCMI）破損の発生を示唆する信号パターンは観測されなかった。一方、実験後の燃料棒の外観撮影を行ったところ、図 1 に示すような局所的な被覆管の膨れ及び軸方向の小さな開口部が認められた。開口部の様子には、ロシアの B1GR 炉において高燃焼度 VVER 燃料を対象に行われた RIA 模擬実験（RT-9 実験[2]）で観察された被覆管破損形態への類似が見られる。この RT-9 実験燃料の破損は高温破裂型であったと考えられていること、過渡計測において PCMI 破損が検出されなかったこと、更に、解析によれば、CN-1 実験燃料は腐食に伴って被覆管に吸収された水素量が少なく今回の実験条件の下で PCMI 破損を生じる可能性は極めて小さかったこと、等を総合すると、CN-1 実験で生じた燃料破損は、高燃焼度 PWR 及び BWR 燃料実験では過去に報告例の無い、高温破裂型であった可能性が大きい。

本研究は原子力規制庁の平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料設計審査分野の規制研究）事業として行われた。

参考文献

[1] Y. Udagawa, et al. JAEA-Data/Code 2014-025, 2015

[2] L. Yegorova, et al. NUREG/IA-0213, Vol.2, 2006

*Yoshinori Taniguchi¹, Yutaka Udagawa¹, Yasuyuki Muramatsu¹, Kenta Hiruta¹, Masaki Amaya¹

¹ Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

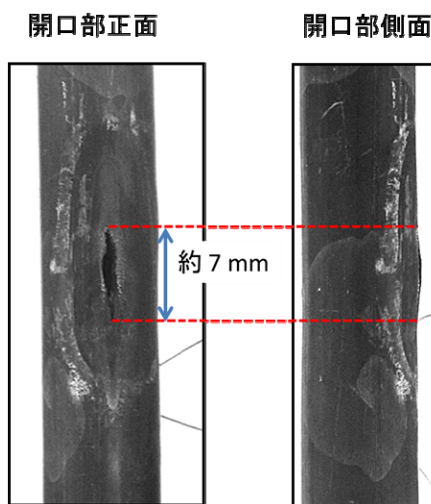


図 1：CN-1 実験後燃料棒被覆管の開口部正面及び側面の外観

高燃焼度改良型燃料の反応度事故（RIA）及び 冷却材喪失事故（LOCA）条件下における挙動 (5) 高燃焼度改良型燃料の LOCA 時挙動

Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and
loss-of-coolant accident (LOCA)

(5) Behavior of high-burnup advanced fuel during LOCA

*成川 隆文¹, 上原 寛之¹, 天谷 政樹¹

¹ 日本原子力研究開発機構（原子力機構）

85 GWd/t まで照射した高燃焼度改良型燃料被覆管に対し冷却材喪失事故模擬試験を実施し、冷却材喪失事故時及び冷却材喪失事故後の被覆管の破断限界を評価した。その結果、燃焼の進展及び被覆管材質の変更により破断限界は著しく低下することはないと考えられた。

キーワード：LOCA, 高燃焼度燃料被覆管, 改良型燃料被覆管, 急冷破断限界, LOCA 後機械強度

1. 緒言

原子力機構安全研究センターでは、原子力規制庁からの委託事業として、既存炉の安全性向上を目的に事業者により開発された改良型燃料に対する現行の規制基準の適用性確認、及び今後の規制に必要な技術的根拠となる知見取得のための研究を実施している。その一環として、原子力機構燃料試験施設において高燃焼度改良型燃料被覆管を用いた冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験を実施し、燃焼の進展及び被覆管材質の変更が LOCA 時及び LOCA 後の被覆管の破断限界に及ぼす影響を評価した。

2. LOCA 模擬試験条件

欧州の加圧水型炉（PWR）及び沸騰水型炉（BWR）において照射された高燃焼度改良型燃料から長さ 190 mm の被覆管を 8 本採取した。表 1 に採取した被覆管の情報を示す。燃料ペレットを取り除いた被覆管にアルミナペレットを装填した後、室温にて 5 MPa のアルゴンガスを封入し試験燃料棒とした。この試験燃料棒を水蒸気中において赤外線イメージ炉を用いて加熱し、1473 K で所定の時間、等温酸化させた（Baker-Just 酸化速度式^[1]から求められる酸化量は等価被覆酸化量（ECR）にして 20–30%）後に徐冷し、被覆管温度が 973 K に達した時点で下端から注水し冠水させ急冷した。実機の燃料集合体では燃料棒の軸方向収縮が拘束されると想定されるため、急冷時には試験燃料棒の熱収縮を拘束し、540 N を上限とした軸方向拘束力が試験燃料棒に負荷される条件とした。更に、急冷後の被覆管試料に対し室温大気雰囲気条件で 4 点曲げ試験を実施し、最大曲げモーメントを評価した。

3. 結果及び考察

図 1 に酸化量と初期水素濃度に関する急冷破断マップを示す。比較のため、非照射ジルカローイ-4 被覆管の急冷破断限界^[2]を点線で示している。同図から、高燃焼度改良型燃料被覆管は非照射ジルカローイ-4 被覆管の急冷破断限界に近い酸化条件においても破断しないことが分かる。図 2 に最大曲げモーメントと酸化量の関係を示す。比較のため、非照射ジルカローイ-4 被覆管の最大曲げモーメント^[3]を併せて示している。同図から、高燃焼度改良型燃料被覆管の LOCA 後の破断限界に相当する最大曲げモーメントは非照射ジルカローイ-4 被覆管と比較して同等であることが分かる。以上から、LOCA 時及び LOCA 後の被覆管破断限界は通常運転中の水素吸収量の増大に伴い若干低下するものの、85 GWd/t までの燃焼の進展や被覆管材質の変更により著しく低下しないと考えられる。

本研究は原子力規制庁の平成 27–29 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業として行われたものである。

参考文献

[1] ANL-6548. [2] Nagase F. et al. JNST, 2009; 46: 763–769. [3] Yamato M. et al. JNST, 2014; 51: 1125–1132.

*Takafumi Narukawa¹, Hiroyuki Uehara¹ and Masaki Amaya¹

¹ Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

表 1 LOCA 模擬試験に供した被覆管

試験燃料棒 番号	被覆管材質	局所燃焼度 (GWd/t)	腐食層厚さ (μm)	初期水素濃度* (wtppm)
MMDA1	M-MDA TM	81	27	249
MMDA2				227
LZIR4				144
LZIR5	低スズ ZIRLO TM	80	18	123
LMFI3				64
LMFI4	M5 TM	84	10	63
LZRT3				492
LZRT4	Zircaloy-2 (LK3)	73	35	395

*通常運転中に被覆管に吸収された水素の濃度

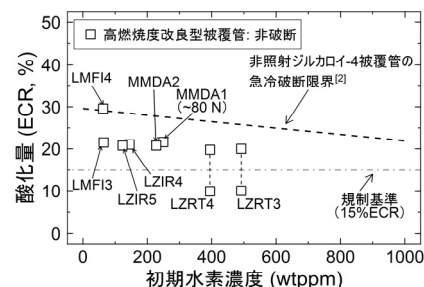


図 1 酸化量と初期水素濃度に関する急冷破断マップ（拘束力上限値：540 N）

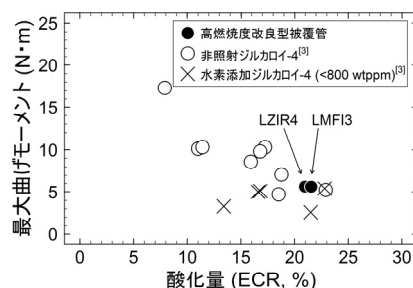


図 2 酸化量と最大曲げモーメントの関係（PWR 被覆管、等温酸化温度：1473 K）

高燃焼度改良型燃料の反応度事故（RIA）及び 冷却材喪失事故（LOCA）条件下における挙動 (6) 高燃焼度改良被覆管の高温酸化挙動

Behavior of high-burnup advanced fuels under reactivity-initiated accident (RIA) and
loss-of-coolant accident (LOCA)

(6) High temperature oxidation behavior of high-burnup advanced cladding tubes

*垣内 一雄¹, 成川 隆文¹, 小畑 裕希¹, 天谷 政樹¹

¹ 日本原子力研究開発機構（原子力機構）

高燃焼度改良型燃料被覆管に対し冷却材喪失事故を模擬した高温酸化試験を実施した。その結果、燃焼の進展及び被覆管材質の変更に伴う酸化速度の著しい変化は見られなかった。

キーワード： LOCA、高燃焼度燃料被覆管、改良型燃料被覆管、高温酸化

1. 緒言

原子力機構安全研究センターでは、原子力規制庁からの委託事業として、既存炉の安全性向上を目的に事業者により開発された改良型燃料に対する現行の規制基準の適用性確認、及び今後の規制に必要な技術的根拠となる知見取得のための研究を実施している。その一環として、高燃焼度改良型燃料被覆管を用いた冷却材喪失事故（LOCA）を模擬した高温酸化試験を実施し、燃焼の進展及び被覆管材質の変更が高温酸化特性に対する影響を評価した。

2. 試験条件

欧州の加圧水型炉（PWR）及び沸騰水型炉（BWR）において照射された高燃焼度改良型燃料から、燃料ペレットを除去した後、長さ約 8.5mm に切断し酸化試験用試料とした。表 1 に採取した試料の情報を示す。この試料を石英製の試料ボートに載せ、試料温度が目標値になるよう予め加熱した電気炉の反応管内に挿入し、所定の時間保持して酸化させた。ここで、酸化温度は 1173K～1473K、酸化時間は 120sec～4000sec の範囲とした。また、雰囲気中の水蒸気量が試料の酸化速度に影響を及ぼさないよう酸化試験中の反応管には十分な量の水蒸気を供給した。所定の時間酸化後、試料ボートに載せた状態で速やかに試料を加熱炉から取出し冷却した。酸化試験前後で測定した試料重量から重量増加量を求め、この重量増加量の二乗が酸化時間に対して比例する（重量増加量が二乗則に従う）として、酸化速度定数（ k_w ）を評価した。

表 1 高温酸化試験に供した試料

被覆管 材質	局所燃焼度 (GWd/t)	腐食層厚さ (μ m)	初期水素濃度* (wtppm)
M-MDA TM	81	27	253
		28	292
M5 TM	84	10	65
		—	94
低スズ ZIRLO TM	80	18	99
		—	260
Zircaloy-2 (LK3)	85	39	488

*運転中に被覆管に吸収された水素濃度

3. 結果及び考察

図 1 に高燃焼度改良型燃料被覆管の k_w の温度依存性を示す。同図には比較のため、未照射被覆管の結果及び Baker-Just [1] の評価値も示した。この結果から分かるように、高燃焼度改良型燃料被覆管の酸化速度は、Zry-4 及び各改良型合金の未照射被覆管のそれと比べてほぼ同等もしくはやや低い傾向が見られた。すなわち、改良型燃料被覆管の酸化速度は、燃焼の進展及び被覆管合金の種類によって著しく変化することはないと考えられる。また、改良型燃料被覆管の酸化速度は、Baker-Just 式に基づく評価値よりも低い傾向が見られた。

本研究は原子力規制庁の平成 27-29 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業として行われたものである。

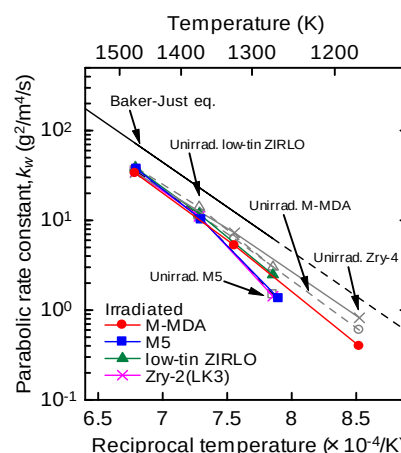


図 1 酸化速度定数の温度依存性

参考文献

[1] Baker L, Just LC. ANL-6548, Argonne National Laboratory (1962).

*Kazuo Kakiuchi¹, Takafumi Narukawa¹, Hiroki Obata¹ and Masaki Amaya¹

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

[2N01-05] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 10:30 AM - 11:55 AM Room N (Common Education Bldg. 2 4F No.42)

[2N01] Construction of fundamental nuclear characteristics databases of all fissionable actinide nuclides

*SooJun Barng¹, Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo institute of Technology)

10:30 AM - 10:45 AM

[2N02] Development of hand motion identification method by deep learning of surveillance camera video

*Kazuyuki Demachi DEMACHI¹, Shi Chen¹ (1. The University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[2N03] Measuring Isotopic Abundance using Nuclear Resonance Fluorescence

*Mohamed Omer¹, Toshiyuki Shizuma^{1,2}, Ryoichi Hajima^{1,2}, Mitsuo Koizumi¹ (1. JAEA, 2. QST)

11:00 AM - 11:15 AM

[2N04] Development of Compact Radiation Measurement Equipment for First Response on Nuclear and Radiological Security Event

*Yoshiki Kimura¹, Tetsuya Matsumoto¹, Hirofumi Tomikawa¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[2N05] Applicability study of Photofission Rate of Reaction Ratio (PFRR) method to identify High Enriched Uranium (HEU) by utilizing the Bremsstrahlung spectrum photon

*KIM WEI CHIN¹, HIROSHI SAGARA¹, REI KIMURA¹ (1. TokyoTech)

11:30 AM - 11:45 AM

核分裂性アクチノイド核種の核特性データベースの作成

Construction of fundamental nuclear characteristics databases of all fissionable actinide nuclides

*房 秀俊¹, 相樂 洋¹, 韓 治暎¹

¹東京工業大学

臨界安全と核セキュリティ上重要な核特性である臨界質量、崩壊熱と自然中性子放出を Ac から Cf までのアクチノイド核種のデータベースとして構築した。

キーワード：臨界安全、核セキュリティ、不正利用価値、裸の臨界質量、最小臨界量

1. 緒言

超ウラン元素(TRU)のクローズドサイクルを想定した次世代核燃料サイクルでは、TRU 多重リサイクルによりこれまでにない高次核種の取り扱いが求められる。将来の多様な TRU 多重サイクルを行う上で、これらの臨界安全性に加え核セキュリティ性を担保することが求められるが、核データの乏しさなど今後の研究開発に求められる要素が多数存在する。本研究では、Ac~Cf 核種について、現状得られる最新の核データ及び物性値を用い、核セキュリティと臨界安全の基礎データベース構築することを目的とする。

2. 手法

臨界性の評価にあたり、中性子実効増倍係数を MCNP4C 及び FSXLIBJ4.0 を用い手計算した。計算手法の妥当性は、過去に実施された金属臨界実験結果及び溶液の臨界計算結果^[1]と比較することにより妥当性を確認した。評価対象核種は、アクチノイド核種の内、核データが入手可能な 69 核種とし、臨界安全並びに核セキュリティ共通の基礎データである、裸の臨界球質量 (BCM)、溶液中の最小臨界質量、BCM からの崩壊熱 (DH-BCM) および自発中性子発生率 (SFN-BCM) を評価した。崩壊熱及び SFN は ORIGEN-ARP を用いて導出し放射性壊変初期のデータを採用した。ORIGEN-ARP がない核種については文献引用した^[2,3]。

3. 結果

アクチノイド 69 核種の BCM、溶液中の最小臨界質量、DH-BCM、SFN-BCM を評価した。一例として、図 1 に Cm-245 について金属～希釈水溶液まで減速材密度 (H/Cm-245 原子数比) を広く網羅した中性子無限増倍係数 (k_{∞}) を、表 1 に Cm-245 の核特性データベース評価結果例を示す。Cm-245 は高速中性子並びに熱中性子に対して優れた核分裂性を有し、Pu-239 と同等以上の臨界性並びに核セキュリティ上の核特性を示した。Np-236、Cm-247 も同様の結果となった。

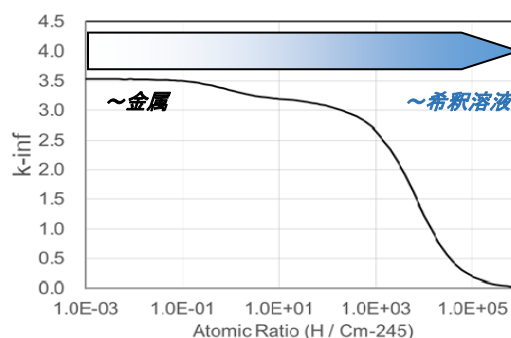


図 1 Cm-245 の無限水溶液臨界解析

4. 結論

U、Pu 以外の TRU 核種においても、Pu-239 と同等以上の臨界安全並びに核セキュリティ上の核特性を有する重要な核種のデータベースを構築した。

表 1 核特性データベース例 Cm-245

Nuclide	Half-life [unit]	BCM [kg]	Minimum Critical mass [kg]	DH-BCM [W]	SFN-BCM [n/s]
Cm-245	8.42E+03 year	1.19E+01	1.40E-01	6.87E+01	1.33E+06

参考文献 [1]JAEA-Data/Code 2009-010, [2] JAERI 1324,[3]ENSDF from Table of Isotope

*Soojun Barng¹, Hiroshi Sagara¹ and Chi Young Han¹

¹Tokyo Institute of Technology

監視カメラ動画の深層学習を用いた手元動作識別手法の開発

Development of hand motion identification method by deep learning of surveillance camera video

*出町 和之¹, 陳 実¹

¹東京大学

原子力発電所における核セキュリティ強化のためには、妨害破壊行為防止の監視と検出技術の確立が必要である。本研究では、内部脅威者が妨害破壊行為を実行する際の手の動作に着目し、監視カメラ画像の画像解析により得られる手動作の時系列データに深層学習を適用することで、妨害破壊行為の実行をリアルタイムで検知する技術の開発を行った。今回は特に、手指の関節角度の時系列データに畳み込みニューラルネットワークを用いた手法の開発と、手元動作の識別結果について報告する。

キーワード: 妨害破壊行為, 画像解析, 機械学習, ロバスト性

機械学習による画像や音声の認識技術の進歩が近年目覚ましい。本研究では、原子力発電所における核セキュリティ強化を目的とし、監視カメラ画像に対する機械学習を用いた妨害破壊行為動作の自動認識技術を開発することを目的とする。妨害破壊行為の画像検知には、顔認識による人物同定、物体認識による所持物同定、全身と手元動作の認識による動作認定が必要である。特に、動作を詳細に分類識別して認識するためには手元動作の認識技術の確立が不可欠である。手元動作の2次元画像動画にオープンソフトウェアである Hand3D[1]を適用すると、手の14関節の3次元座標が得られる。本研究ではこの3次元座標から手の14関節の角度の時系列データを求めて2次元配列データとし、これに畳み込みニューラルネットワーク(Convolutional Neural Network)を適用することで、7種類の手元動作の識別に成功した[2]。

本研究では7種類の手元動作について各々2,000枚の動画を撮影し、うち1,600枚を学習用、400枚をテスト用画像としてCNNの学習を行った。Figure 1に、学習中の繰り返し回数10回毎の、テストデータに対する動作判定の正解率を示す。繰り返し回数2,000回以降の手元動作判定正解率は85%に達しており、十分な精度の手元動作判定手法が開発できた。この理由は、CNNの対象を連続した時系列データとしているため、判定に対する高いロバスト性を持つためと考えられる。

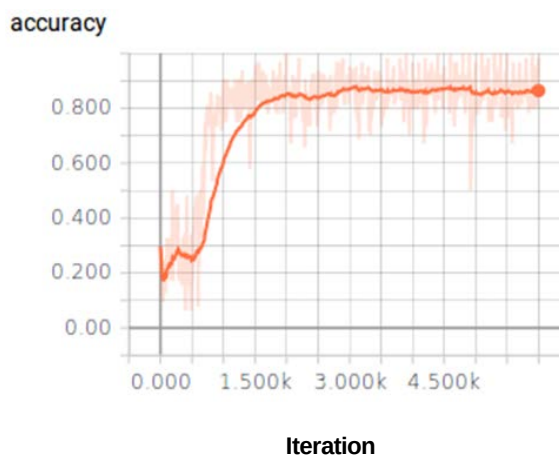


Figure 1: 学習中の繰り返し回数10 毎の
テストデータ正解率

参考文献

- [1] Zimmermann, Christian, and Thomas Brox. "Learning to estimate 3d hand pose from single rgb images." 2017 IEEE International Conference on Computer Vision (ICCV). IEEE, 2017.
- [2] Kazuyuki Demachi, Shi Chen, Yusuke Kawasaki, and Shigeru Kamenoto, "Development of malicious behaviors detection method by movie analysis, IAEA

*Kazuyuki Demachi¹, Shi Chen¹

¹The University of Tokyo

Measuring Isotopic Abundance using Nuclear Resonance Fluorescence

*Mohamed Omer¹, Toshiyuki Shizuma^{1,2}, Ryoichi Hajima^{1,2} and Mitsuo Koizumi¹

¹JAEA, ²QST

Abstract

Nuclear resonance fluorescence (NRF) is a phenomenon that a nuclide-specific γ -ray is resonantly absorbed and re-emitted. This method is considered useful for the nondestructive detection of nuclear materials. In order to demonstrate how accurate the NRF method is able to measure the isotopic abundance, we performed NRF experiments on natural tungsten as a surrogate of nuclear materials at the high intensity γ -ray source, Duke University. Our results show that the relative deviations between the reference and measured abundances are less than $\pm 4\%$.

Keywords: nuclear resonance fluorescence, nondestructive assay, nuclear materials, abundance measurement

1. Introduction

Nuclear resonance fluorescence (NRF) was proposed as a nondestructive assay technique for nuclear materials [1]. Gamma-ray spectroscopy is a common passive method for the detection of radioactive isotopes in a nondestructive manner, however, in case of nuclear materials, e.g. U-235 the emitted low-energy γ -rays are obscured by self-absorption and/or matrix-shielding. NRF interaction overcomes this limitation because of the high-energy γ -rays involved in the interaction. Here we perform a quantitative test of the NRF method by measuring the natural abundance of tungsten isotopes.

2. Experiment

A tungsten target of 2.5 cm in diameter and 0.4 cm in thickness was irradiated by a quasi-monochromatic linearly polarized γ -ray beam of central energy of 3.12 ± 0.09 MeV for a real time of 7 hours at the high intensity γ -ray source (HI γ S) facility, Durham, NC, USA. The flux of the incident γ -ray beam was $\sim 3 \times 10^7$ ph./sec. Three isotopes of tungsten were simultaneously irradiated within the energy of the incident beam. The isotopes W-182, W-184, and W-186 resonantly absorbed and re-emitted γ -rays of energies 3.163, 3.084 and 3.172 MeV; respectively. The NRF photons were detected by 6 high-purity Ge detectors.

3. Results - Conclusions

Table 1 summarizes the results of the natural abundance of the observed tungsten isotopes. The relative deviation, R , between the measured $\chi_{mes.}$ and reference $\chi_{ref.}$ abundances is less than 4% while the uncertainties of the measured abundances are approximately 10%. Most of these uncertainties are systematic which arise from the uncertainties in the integrated cross-section and branching ratios as well as uncertainty in the efficiency of the detectors. Generally, the present results show that the current capabilities of γ -ray sources facilitate the NRF technique to the nondestructive assay of nuclear materials. For better uncertainties, accurate values of cross-section data can be realized by performing further NRF measurements on nuclear materials. This work was supported by the “subsidiary for promotion of strengthening nuclear security or the like” of MEXT.

References

[1] R. Hajima *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 45 (5), pp. 442-451, 2008.

Table 1. Measured abundances of the isotopes considered in the present study.

Isotope	E (MeV)	$\chi_{ref.}$ %	$\chi_{mes.}$ %	R %
W-182	3.163	26.5	27.2	2.4
W-184	3.084	30.7	31.8	3.7
W-186	3.172	28.4	29.2	2.9

核・放射線テロ事象の初動対応に資する小型放射線測定資機材の開発

(1) 核種判定のための複合型ガンマ線検出システムに関する検討

Development of Compact Radiation Measurement Equipment for First Response on Nuclear and Radiological Security Event

(1) Study on Hybrid Gamma-ray Detection System for Radioisotope Identification

*木村 祥紀¹, 松本 哲也¹, 富川 裕文¹

¹ 日本原子力研究開発機構

原子力機構では、文部科学省核セキュリティ補助金事業の一環で、核・放射線テロ事象後を対象とした核鑑識技術開発を実施している。本発表では、核・放射線テロ事象の初動対応において核種判定を簡便に実施可能とする小型放射線測定資機材の開発を目的として、比較的性能が劣る安価なガンマ線検出器でも複数組み合わせることで、ガンマ線の検出感度とエネルギー分解能といった性能向上を達成できる複合型ガンマ線検出システムに関して原理的な考察を行う。

キーワード：核鑑識、核セキュリティ、核種判定、放射線測定

1. 緒言

核・放射線テロ事象の現場では、放射線の専門家ではない法執行機関等の初動対応者が、放射線測定による原因核種の判定や分類といった現場における核鑑識活動を行うことが想定される。そのため現場で使用する測定資機材は小型・軽量であることが望ましく、また放射線等に関する知識がなくても簡便に核種判定や定量することが必要となる。本研究では、核・放射線テロ事象の初動対応に資する小型な放射線測定資機材として、核種判定のための複合型ガンマ線検出システムについて原理的な検討を行った。

2. 光子輸送シミュレーションによる評価と今後

本研究では、ガンマ線測定による高精度な核種判定や定量に適した高純度ゲルマニウム検出器等と比較し、検出性能が劣る安価・小型な検出器の複数同時測定による複合型ガンマ線検出システムの開発を目的としている。本検討では、低エネルギー分解能・高検出感度なヨウ化セシウム（CsI）検出器と中程度のエネルギー分解能・低検出感度なカドミウム亜鉛テルル（CZT）検出器の同時測定による複合型検出システムに関して、MCNP6 コード[1]を用いた光子輸送シミュレーションによる評価を行った。

本システムでは、2MeV 以下のエネルギー領域に関して、CsI 検出器の全エネルギー計数 ($N_{\text{total-CsI}}$) と、CZT 検出器の全エネルギー計数に対する特定チャンネルにおける計数割合 ($P_{\text{ch-CZT}}$) の積を、システム全体の特定チャンネルにおける計数値 ($N_{\text{ch-hybrid}} = N_{\text{total-CsI}} \times P_{\text{ch-CZT}}$) とすることで、検出システム全体の検出感度とエネルギー分解能を相互補完的に向上させている。シミュレーションの結果、 ^{137}Cs 単線源と $^{137}\text{Cs}+^{134}\text{Cs}$ 複合線源の測定 (1.5kBq、距離 1cm) における ^{137}Cs 検知時間に関して、各検出器単体による測定と比較して検知時間を大幅に短縮できることが分かった。また、ウラン標準線源（濃縮度 0.7～6.2%）を対象としたピーク計数及びピーク比について測定誤差を含めた評価を行い、各検出器単体による測定と比較して測定誤差を大きく悪化させることなく、ピーク計数及びピーク比を定量的に測定できることが分かった。

今後はシミュレーションをもとに複数核種を組み合わせた線源の測定に関する核種検知率及び誤検知率の評価、性能及び検出器の価格等の観点から最適な検出器の組み合わせの評価を行い、実際の標準線源を用いた測定試験による複合型検出システムの性能評価を実施する予定である。

参考文献 [1] J.T. Gpprley et al., LA-UR-13-22934 (2013).

*Yoshiki Kimura¹, Tetsuya Matsumoto¹ and Hirofumi Tomikawa¹. ¹Japan Atomic Energy Agency. (Matsumoto belongs to AYUU and has been working on this project at ICSN/JAEA as a dispatched employee from AYUU.)

Applicability study of Photofission Rate of Reaction Ratio Method to identify High Enriched Uranium by utilizing the Bremsstrahlung spectrum photon

*Chin Kim Wei¹, Sagara Hiroshi¹, Han Chi Young¹ and Rei Kimura¹

¹Tokyo Institute of Technology.

The study of applicability of nuclear fuel material isotopic composition measurement method based on photonuclear reaction on identifying HEU was studied in this paper. The principle of PFRR method was validated by Kimura et. al. [1] by assuming a Gaussian photon source while in this paper, Bremsstrahlung induced photon source spectrum was used.

Keywords: Photofission rate of reaction ratio method, photonuclear reaction, high enriched uranium, Bremsstrahlung.

1. Introduction

Photofission Reaction Rate Ratio (PFRR) is one of the latest Non-destructive assay (NDA) methods where it can alleviate several problems: Few self-generated neutron or photoemissions due to shielding; Difficulty of measurement due to intensive gamma ray background; Low measurement reliability because of impurities and unknown information.

2. Methodology

2-1. Photonuclear reaction rate

$$RR = N \int_{E_{min}}^{E_{max}} \sigma(E) \phi(E) dE$$

Eq. 1

Eq. 1 shows the photonuclear reaction rate formula used in this study where N is atomic number density, σ is photofission cross section, ϕ is Bremsstrahlung photon flux.

3. Results

This research involves the simulation of a heavy metal target being hit by an electron beam originates from linear accelerator, the target then releases photon in Bremsstrahlung spectrum which then collides with a uranium target (U235-238 mix), see **Figure 1**. 6 and 11 MeV electron beam energy were studied because the photofission cross section of U²³⁵ and U²³⁸ at these two energies vary significantly. The real experiment is expected to be conducted this April. As for simulation, the Bremsstrahlung spectrum photon was generated with PHITS which acts as source spectrum ran by MCNP. The uranium target is a thin paralleiped geometry (0.1cm). The result from MCNP which is shown in **Figure 2** conforms with that of theoretical trend (see Poster), where the ratio of PFRR increases with the rising enrichment. The theoretical trend takes the photofission cross section from library ENDF VII.0 (point wise data converted to group energies).

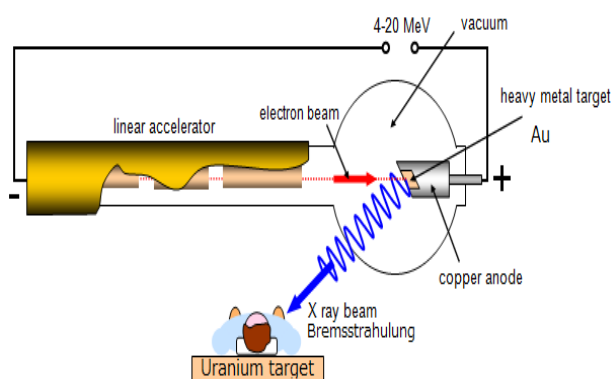


Figure 1 Conceptual experimental setup

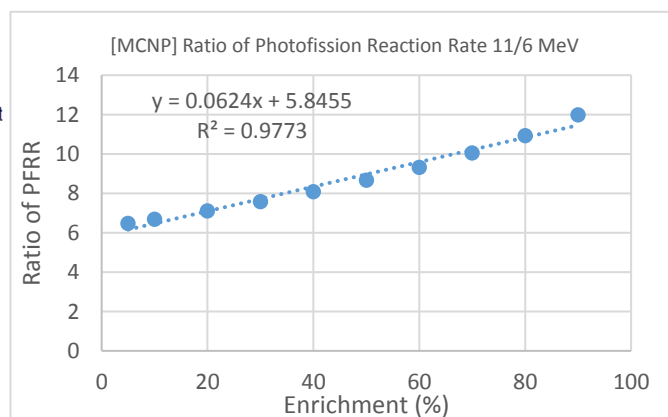


Figure 2 PFRR of incident 11/6MeV from MCNP

References [1] Rei Kimura et.al, 2016, Journal of Nuc. Sci. and Tech., DOI:10.1080/0022313.

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

[2001-04] Tungsten(Radiation Effects)

Chair:Yoshitaka Matsukawa(Tohoku Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 9:45 AM - 10:50 AM Room O (Common Education Bldg. 2 4F No.46)

[2001] Thermal diffusivity estimation of tungsten materials neutron irradiated in HFIR RB-19J capsule.

*Masafumi Akiyoshi¹, Lauren M Garrison², Josina Wilna Geringer², Hsin Wang², Yutai Katoh²
(1. Osaka Prefecture Univ., 2. ORNL)

9:45 AM - 10:00 AM

[2002] Irradiation effects in tungsten materials for fusion reactors

*Takeshi Miyazawa¹, Lauren M. Garrison², Yutai Katoh², Tatsuya Hinoki³, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. Oak Ridge National Laboratory, 3. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2003] Irradiation effects in tungsten materials for fusion reactors

*Seiya Nishimura¹, Shuhei Oizumi¹, Takeshi Miyazawa¹, Shuhei Nogami¹, Akira Hasegawa¹ (1. Department of Quantum Science &Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University)

10:15 AM - 10:30 AM

[2004] Irradiation effects in tungsten materials for fusion reactors

*Yusuke Sato¹, Daichi Ito¹, Takaya Hattori¹, Takeshi Miyazawa¹, Shuhei Nogami¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

HIFR RB-19J キャプセルにより中性子照射を行った タングステン材料の熱拡散率評価

Thermal diffusivity estimation of tungsten materials neutron irradiated in HFIR RB-19J capsule.

*秋吉 優史¹, Lauren M. Garrison², Josina Wilna Geringer², Hsin Wang², 加藤 雄大²

¹大阪府大量子放射線系専攻, ²Oak Ridge National Lab.

Gd による熱中性子シールドを施した HFIR 19J キャプセルに於いて照射を行ったタングステン試料について熱拡散率測定を行った。核変換 Re による熱伝導率低下は極めて限定的であることが確認された。

キーワード: 核融合炉ダイバータ材料、タングステン、熱拡散率、照射影響、核変換、格子欠陥

1. 背景と目的

核融合炉ダイバータ候補材としてタングステン材料が検討されているが、W が核変換することで生じる Re により熱拡散率に大きな影響を及ぼす事が知られている。核分裂実験炉での熱中性子による過剰な核変換を抑制し、核融合炉での条件に近い核変換速度を実現するために、日米科学技術協力事業核融合分野の PHENIX プロジェクトに於いて、Gd による熱中性子シールドを施した照射が行われた。照射後の熱拡散率測定により照射損傷によるフォノン伝導の低下とあわせてその影響を評価した。

2. 実験方法

試料は Pure W thick plate (Stress relieved, A.L.M.T.) 及び K-doped W-3%Re (A.L.M.T.) の $\phi 6\text{mm} \times t2\text{mm}$ の標準サイズに近い大きさの円板試料で、平面に対して結晶粒配向方向が平行の物と垂直の物をそれぞれ用いた。照射は ORNL の HIFR RB-19J キャプセルを用いて 532~662°C の範囲で 0.2dpa 程度まで行った。照射後の熱拡散率測定は ORNL の LAMDA 実験室内に設置された LFA-457 を用いて照射温度以下である 100°C~500°C の範囲で測定し、電子伝導成分を考慮して $\alpha = a/T^n + c$ 関数を用いてフィッティングを行った。さらに、500°C までの測定後に一旦室温に戻した後に LFA-467HT を用いて 600°C までの測定を行い温度依存性を評価すると共に、600°C においては 2 試料に対して 30shot ずつの測定を行うことで、1 時間の等温アニール試験を行った。さらに再度室温まで戻してからより高い温度までの測定を行うことを繰り返すことで、等時アニール試験を行った。

3. 結果

測定結果を図 1 に示す。照射後の試料はいずれも室温付近では照射前と比べて明確な熱拡散率低下を示しているが 500°C 程度で漸近している。これは高温でフォノン伝導の寄与が十分小さくなった場合電子伝導が支配的になるが、Re による電子伝導の低下は余り見られていないことを意味している。一方で未照射の Pure W 試料と 3%Re 添加試料とは明らかに異なる値を示しており、核変換による Re の生成量は非常に限定的で Gd シールドの効果が確認されたと考えられる。なお、K-doped W-3%Re 試料は、結晶粒配向方向で差が見られるが、これが組織による本質的な物なのか、照射温度などの差による物なのかは判断できていない。アニール試験は現在垂直配向の試料についてのみ、800°C まで完了している(図 2)が、これまでのところ回復は見られていない。より高温での測定に於いて測定信号にノイズが乗るという技術的問題点が明らかになっており、現在その対策中である。

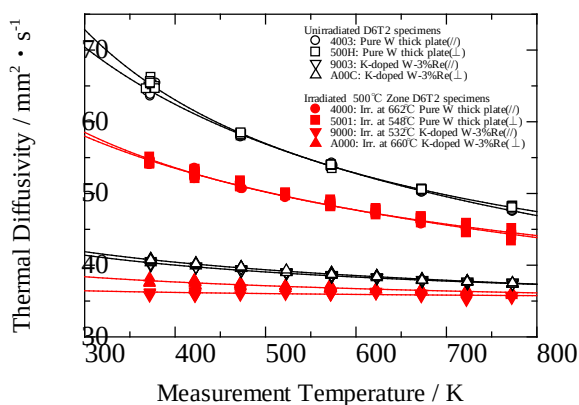


図 1. 照射前後のタングステン材料熱拡散率の温度依存性

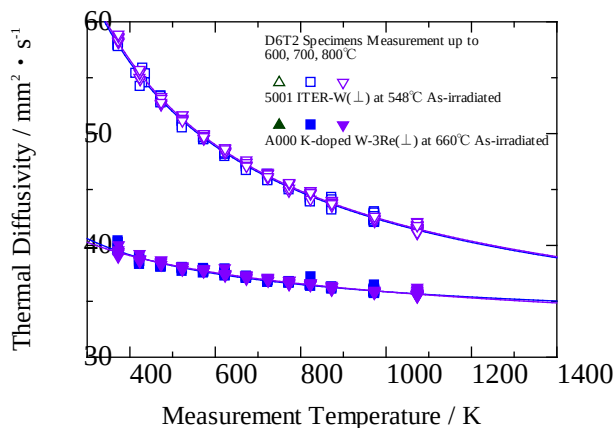


図 2. 照射後タングステン試料に対する等時アニールに伴う回復挙動評価

*Masafumi Akiyoshi¹ (akiyoshi@riast.osakafu-u.ac.jp), Lauren M. Garrison², Josina Wilna Geringer², Hsin Wang², Yutai Katoh²

¹Graduated School of Engineering, Osaka Prefecture University, ²Oak Ridge National Lab

核融合炉用タングステン材料の照射効果 (1) 中性子照射したタングステン材料の高温引張特性

Irradiation effects in tungsten materials for fusion reactors

(1) High-temperature tensile properties of neutron-irradiated tungsten materials

*宮澤 健¹, L. M. Garrison², 加藤 雄大², 檜木 達也³, 長谷川 晃¹

¹東北大学, ²オークリッジ国立研究所, ³京都大学

熱中性子束の高い材料照射炉で照射したタングステンではレニウム及びオスミウムによる核変換生成物の照射誘起析出が形成され、核変換生成物が照射硬化量に大きく影響することが分かっている。そこで本研究では、熱中性子遮蔽を施して照射したタングステン材料の高温引張特性について報告する。

キーワード：核融合炉，ダイバータ，タングステン，中性子照射，高温引張特性

1. 緒言

核融合炉ダイバータのプラズマ対向材料としてタングステン(W)を使用するにあたっては、中性子照射による機械特性の劣化が懸念される。熱中性子束の高い HFIR で照射した純 W (Pure W) ではレニウム(Re)及びオスミウム(Os)による核変換生成物の照射誘起析出が形成され、核変換生成物が照射硬化量に大きく影響することが分かっている。MeV オーダーの核融合中性子束が主体であると考えられる核融合炉照射環境下に比べて、原子炉照射では核変換生成率が高いために照射硬化量の過大評価に繋がる可能性がある。そこで、ガドリニウム(Gd)による熱中性子遮蔽によってキャプセル内の熱中性子のフラックスを約一桁低減させ、核融合炉中性子スペクトルに近い条件での照射実験が実施された。本研究では、熱中性子遮蔽を施して中性子照射した Pure W 及び W 合金の照射硬化量と引張特性を評価することを目的とした。

2. 実験方法

供試材にはアライドマテリアル社により粉末焼結・熱間圧延で製造された Pure W, カリウムドープ(K-doped) W, W-3%Re, K-doped W-3%Re の板材を用いた。900℃ x 20 分の応力除去熱処理材を受入れまま材とした。熱中性子遮蔽を施した RB-19J キャプセルにて中性子照射が実施された。照射温度は約 500℃ と約 800℃ であり、それぞれの温度域における中性子フルエンスは $1.8\text{--}2.3 \times 10^{25}$, $3.5\text{--}3.8 \times 10^{25}$ n/m² (E > 0.1 MeV) であった。これらは 0.6 dpa と 1.1 dpa に相当する。微小引張試験片を用いてビッカース硬さ試験と高温引張試験を実施した。

3. 結果

熱中性子遮蔽有りのキャプセルにおける Pure W の照射硬化量は 500℃ 照射と 800℃ 照射において $\Delta HV = 200$ HV 程度であり、従来の熱中性子遮蔽無しのキャプセルにおける W 材料の照射硬化量は 0.7~0.9 dpa において $\Delta HV = 300\text{--}400$ であったことと比較して、硬化量は小さかった。熱中性子遮蔽により核変換生成物による照射誘起析出が抑えられ、照射硬化が抑制されたと考えられる。500℃ 照射材の引張特性の結果から、Pure W は弾性域にて破断したのに対して、K-doped W-3%Re は降伏した後は直ぐに塑性不安定性が生じてくびれが形成された。SEM による破面観察の結果から、Pure W では絞りがほぼゼロであり、粒内破壊を示した。それに対して、K-doped W-3%Re では絞りを有しており、破面にはディンプルを有していたことから延性破壊を示したと考えられる。800℃ 照射材の引張特性の結果から、Pure W では全伸びが数%程度であったのに対して、K-doped W-3%Re は照射による全伸びの変化はほとんど無く 10%以上の全伸びを有していたことから、合金改質によって照射脆化耐性が向上したと考えられる。

*Takeshi Miyazawa¹, Lauren M. Garrison², Yutai Katoh², Tatsuya Hinoki³, and Akira Hasegawa¹

¹Tohoku Univ., ²ORNL, ³Kyoto Univ.

核融合炉用タングステン材料の照射効果 (2) 軽イオン照射したタングステン材料の照射効果

Irradiation effects in tungsten materials for fusion reactors

(2) Irradiation effects of light ion-irradiated tungsten

*西村 星耶¹, 大泉 周平¹, 宮澤 健¹, 野上 修平¹, 長谷川 晃¹

¹東北大・工

タングステン材料の微細組織発達においては、中性子照射と自己イオン照射とでは照射速度が異なるために両者の損傷組織には相違があった。そこで本研究では、中間的な照射速度で欠陥を導入できる軽イオンのプロトンにて照射したタングステンの微細組織発達を報告する。

キーワード: 核融合炉, タングステン, プロトン照射, 微細組織

1. 緒言

タングステン(W)は核融合炉のダイバータ用の材料として注目され、原子炉による中性子照射や加速器によるイオン照射による損傷の微細組織発達や機械特性に関する研究が進められてきた。しかしながら、中性子照射と自己イオン照射とでは、照射速度が3桁程度異なるために両者の損傷組織発達には相違があった。そこで本研究では、両者の中間的な照射速度で欠陥を導入できる軽イオンのプロトンを照射したW材料の微細組織発達を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

供試材は(株)アライドマテリアル製の粉末焼結・熱間圧延によって製造された純Wであり、900℃×20分間の応力除去熱処理を施した。供試材から直径3mm×厚さ0.2mmのTEMディスクを採取し、1500℃×1時間の再結晶熱処理を施した試料を照射実験に用いた。照射実験では東北大学高速中性子実験室のダイナミトロ加速器を用いて1MeVのプロトンを照射した。照射温度は800℃とした。TEMによる微細組織観察には電解研磨によるセクションングで表面から2.7μmの深さを用いた。微細組織観察領域における損傷量と損傷速度は、SRIM計算よりそれぞれ1.0 dpaと 7.6×10^{-5} dpa/sとなった。東北大学金属材料研究所材料分析研究コアのTEM(JEM-2000EXII)を用いた。加速電圧は200kVで行った。

3. 結果

図1にプロトンを照射した純Wの微細組織観察の結果を示す。Wのマトリックス中にはボイドが観察され、その数密度と平均サイズは $4.6 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$ と8.7nmであった。転位ループは観察されなかった。自己イオンであるWを照射した損傷組織では、ボイドに加えて転位ループが観察されている。また、JOYOにて750℃, 1.54 dpa中性子照射した損傷組織では同様にボイドのみが観察されたが、ボイドの数密度とサイズは $1.2 \times 10^{23} \text{ m}^{-3}$ と4.7nmであり、小さなボイドが高密度に存在し、ボイド格子が形成されている。講演では、損傷速度と損傷効率に着目してこれらの損傷組織の違いを議論する。

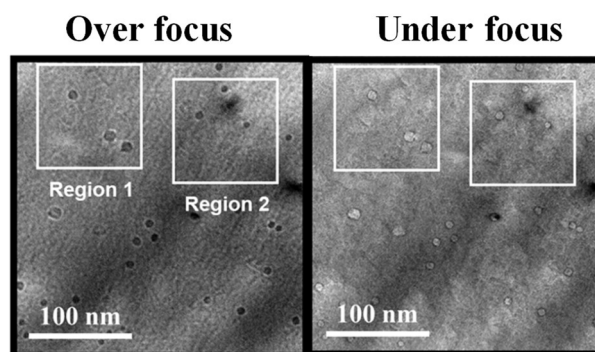


図1. 800℃にて1 dpa照射した純Wの微細組織

* Seiya Nishimura¹, Shuhei Oizumi¹, Takeshi Miyazawa¹, Shuhei Nogami¹ and Akira Hasegawa¹

¹Tohoku Univ.

核融合炉用タングステン材料の照射効果

(3) ヘリウム注入したタングステンの微細組織および高温引張特性

Irradiation effects in tungsten materials for fusion reactors

(3) Microstructure and high-temperature tensile properties of helium-implanted tungsten

*佐藤 祐輔¹, 井藤 大智¹, 服部 剛弥¹, 宮澤 健¹, 野上 修平¹, 長谷川 晃¹¹東北大・工

核融合炉ではタングステン(W)中にはじき出し損傷とともに(n, α)反応によってヘリウム(He)が生成する。Heは金属中にほとんど固溶せず粒界に析出することで脆化を引き起こすことが知られている。本研究ではHeを注入したWの微細組織と高温引張特性について報告する。

キーワード: 核融合炉, タングステン, ヘリウム注入, 微細組織, 高温引張特性

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向材料としてタングステン(W)が期待されている。核融合炉ではW中に使用期間中にはじき出し損傷とともに高エネルギー中性子との(n, α)反応によって、10~20appmのヘリウム(He)が生成すると見込まれている。鉄鋼材料ではHeが粒界等の界面上に析出し、粒界強度を低下させるHe脆化が知られているがWについてはHeの影響はほとんど知られていない。本研究では20appmのHeを注入したWの微細組織と高温引張特性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

試料は(株)アライドマテリアル製の粉末冶金・熱間圧延によって製造された純Wであり、900℃×20分間の応力除去熱処理を施した板材を受入れまま材とした。受入れまま材から引張方向が圧延方向と直交する方向になるようにSS-J型微小引張試験片を採取した。結晶粒観察には直径3mm×厚さ0.2mmのTEMディスクを用いた。AVFサイクロトロン加速器によって生成された50MeVのHe²⁺をエネルギーディグレーダを用いて試験片の厚さ方向にHeを均一に注入した。照射温度は100℃以下に制御し、He注入量は20appmとした。He注入後熱処理は真空中で1500℃まで実施し、引張試験は真空中で1300℃にて実施した。

3. 結果

図1にHe注入したWの全伸びの試験温度依存性を示す。1300℃での試験において、非注入材では回復と再結晶により最大引張り強さは大きく低下し、大きな全伸びを示したのに対し、He注入まま材および注入後に1500℃(1時間)の熱処理をした試験片では、強度の低下は小さく、伸びもほとんど変化しなかった。試験片表面の組織観察でも結晶粒の成長は認められなかった。これらのことから、Heの存在により、受入れまま材中の粒内の転位のセル壁からなる亜粒界組織内では転位の回復は起こるものの、亜粒界の組織は保たれることで、強度低下が抑制されているものと考えられる。またこれらの結果からHeは1500℃までセル壁の回復、および再結晶粒の発生と成長を抑制すると考えられる。

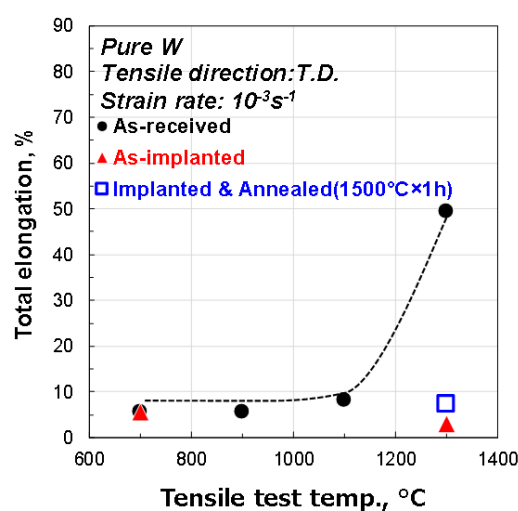


図1 全伸びの試験温度依存性

*Yusuke Sato¹, Daichi Ito¹, Takaya Hattori¹, Takeshi Miyazawa¹, Shuhei Nogami¹, and Akira Hasegawa¹¹Tohoku Univ.

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

[2005-08] Blanket Materials

Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 10:50 AM - 12:00 PM Room O (Common Education Bldg. 2 4F No.46)

[2005] CO₂ absorption characteristics in the near surface region of high density Li₂ZrO₃ sample

*Masaaki YAMAMOTO¹, Tsubasa TAKEDA¹, Yuma AKITA², Akira TANIIE¹, Yuuichi FURUYAMA¹
(1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe Univ, 2. Faculty of Maritime Sciences, Kobe Univ)

10:50 AM - 11:05 AM

[2006] Valence electron and chemical state analysis of Be₁₂M (M = Ti/V) beryllides by soft X-ray emission spectroscopy

*Keisuke Mukai¹, Ryuta Kasada², Kiyohiro Yabuuchi¹, Satoshi Konishi¹, Jae-Hwan Kim³, Masaru Nakamichi³ (1. Kyoto University, 2. Tohoku University, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

11:05 AM - 11:20 AM

[2007] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Petr Kurinskiy¹, Jae-Hwan Kim¹, Yoshiaki Akatsu¹, Masaru Nakamichi¹ (1. QST, Rokkasho Fusion Institute, Department of Blanket Systems Research, Breeding Functional Materials Development Group)

11:20 AM - 11:35 AM

[2008] Preliminary investigation of process development on mass production system for neutron multipliers

*Jae-Hwan Kim¹, Petr Kurinskiy¹, Yoshiaki Akatsu¹, Masaru Nakamichi¹ (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

高密度 Li_2ZrO_3 の表面近傍領域における CO_2 吸収特性

CO_2 absorption characteristics in the near surface region of high density Li_2ZrO_3 sample

*山本 真旭, 武田 翼, 秋田 佑馬, 谷池 晃, 古山 雄一

神戸大学大学院海事科学研究科

低、中、高密度の Li_2ZrO_3 試料を乾燥 CO_2 ガス、大気、湿潤空気に曝露することで CO_2 吸収における試料密度や曝露雰囲気の影響を調べた。曝露した試料に対して NRBS 分析と XRD 分析を用い、試料の表面近傍領域における元素組成の変化と CO_2 吸収量及び結晶性を調べた。

キーワード： ブランケット候補材料、 Li_2ZrO_3 、 CO_2 吸収特性、NRBS、XRD

1. 緒言

固体ブランケット候補材料としての Li 金属化合物は、室温で CO_2 を吸収し材料表面に Li_2CO_3 を形成する [1]。このことにより、材料強度、熱特性、トリチウム放出特性が低下する恐れがあるため、Li 金属化合物の CO_2 吸収特性を調べることは重要である。本研究では試料の密度に着目し、低、中、高密度の Li_2ZrO_3 試料の CO_2 吸収特性について調べた。試料分析には非ラザフォード後方散乱分光法 (NRBS) 及び X 線回折法 (XRD) を用いて、表面近傍領域の CO_2 吸収量や結晶構造について評価した。

2. 実験

電気炉を用いて Li_2ZrO_3 試料の作製を行った。 ZrO_2 と Li_2CO_3 の粉末を粉砕、攪拌し固相反応を用いて低密度試料を作製した。低密度試料をさらに粉砕、攪拌し電気炉での焼結条件を制御することにより、密度 40%T.D.~82%T.D.までの試料を作製した。これらの低、中、高密度試料を乾燥 CO_2 ガス、大気、湿潤空気の 3 つの雰囲気中に曝露し、200 時間毎に NRBS を用いて試料の表面近傍領域の元素組成を調べた。NRBS スペクトルから算出した炭素面密度を CO_2 吸収量として評価した。また、それぞれの試料に対して、焼結直後と曝露後において XRD 分析を行い、得られた XRD スペクトルから結晶構造を評価した。

3. 結果と考察

低、中、高密度の Li_2ZrO_3 試料を 3 つの雰囲気中で各々曝露し、NRBS 分析を行った。この NRBS スペクトルから算出した炭素面密度の時間変化を図に示す。この図において縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間である。高密度の Li_2ZrO_3 試料においては、400 時間曝露までは炭素スペクトルは観測されず、600 時間曝露で炭素スペクトルが観測された。低、中密度の試料においては試料密度が低いほど CO_2 吸収速度は大きく、吸収量も多くなることが分かった。高密度の試料を作製する際には高温で焼結するため結晶粒が大きく成長し、結晶粒界やマイクロポアが小さくなる。このことにより試料中を CO_2 が拡散しにくくなり、 CO_2 吸収が抑制されていると考えられる。また、3 つの雰囲気のうち湿潤空気に曝露した際に CO_2 吸収量が最も多くなることが分かった。このことから、雰囲気中の水蒸気が試料の CO_2 吸収を促進している可能性が考えられる。

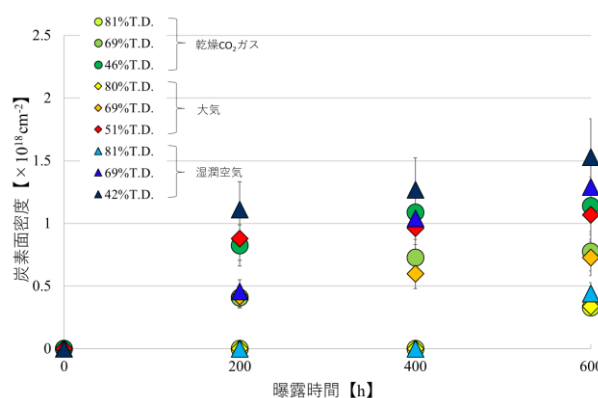


図 各曝露雰囲気、試料密度における炭素面密度の時間変化

参考文献

[1] Yuichi Furuyama, et.al, Journal of Nuclear Materials 442 (2013) S442-S446

* MASAOKI YAMAMOTO, TSUBASA TAKEDA, AKITA YUMA, AKIRA TANIKE, YUICHI FURUYAMA

Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

軟 X 線発光分光法によるベリライドの価電子構造と化学状態の分析

Valence electron and chemical state analysis of Be_{12}M ($\text{M} = \text{Ti}$ and V) beryllides by soft X-ray emission spectroscopy

*向井 啓祐¹, 笠田 竜太², 藪内 聖皓¹, 小西哲之¹, 金 宰煥³, 中道 勝³

¹京都大学, ²東北大学, ³量研機構

固体増殖方式の核融合ブランケットでは中性子増倍材の $\text{Be}(n, 2n)$ 反応を利用して燃料トリチウムの自己供給性を実現する。本研究では、優れたエネルギー分解能を持つ軟 X 線発光分光法により、耐酸化性に優れた先進増殖材ベリライド Be_{12}M ($\text{M} = \text{Ti}, \text{V}$) の価電子構造の分析を行った。また、ベリライドや酸化物相から得られる $\text{Be-K}\alpha$ 情報をもとに構成した、水蒸気酸化ベリライド試料の元素・化学状態マッピング結果についても報告する。

キーワード：核融合, ブランケット, 中性子増倍材, ベリリウム, 価電子構造

1. 緒言

先進中性子増倍として期待されるベリリウム金属化合物（ベリライド）は金属ベリリウムと比較して優れた高温耐酸化性を示すが、その電子構造は十分に理解されていない。そこで本研究では、軟 X 線発光分光法によってベリライドの電子状態の分析を行った。

2. 研究手法

プラズマ焼結されたベリライド試料 Be_{12}M ($\text{M} = \text{Ti}, \text{V}$) を対象に価電子構造の分析を行った。試料分析にはフィールドエミッション電子プローブマイクロアナライザ（JXA-8500F）に搭載された軟 X 線発光分光（SXES）を用いた。また、密度汎関数法に基づく第一原理計算によって Be の状態密度を計算し、実験結果との直接比較を行った。

3. 結果と考察

図 1 に BeO 試料と Be_{12}V 試料からの $\text{Be-K}\alpha$ スペクトルの測定結果及び計算結果を示す。 BeO 試料では、 Be_{12}V 試料と比較して $\text{Be-K}\alpha$ が低エネルギー側に約 4 eV のケミカルシフトが生じることを確認した。第一原理計算による $\text{Be-K}\alpha$ のエネルギーは 10% 程度過小評価されたが、ピークの形状や酸化物のケミカルシフトは実験結果とよい一致を示した。100.0~112.0, 100.0~106.5, 106.5~112.0 eV エネルギー範囲におけるピーク面積を P_A , P_B , P_C と定義し（図 1）、化学状態マッピングを実施した。本発表では、水蒸気酸化ベリライド試料の化学状態マッピングの結果を併せて報告する。

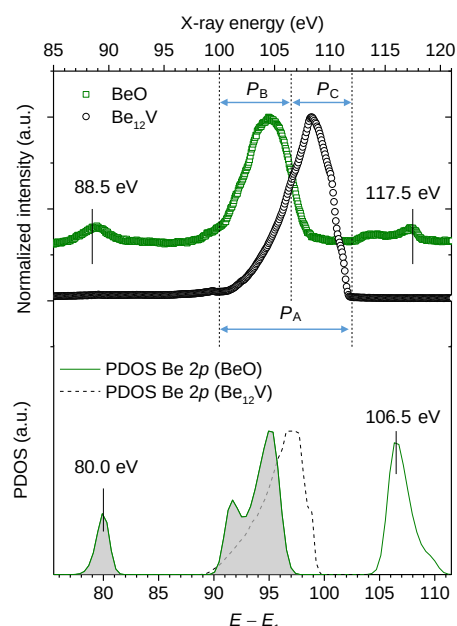


図 1 $\text{Be-K}\alpha$ スペクトルの実験結果（上）と第一原理計算結果（下）

*Keisuke Mukai¹, Ryuta Kasada,² Kiyohiro Yabuuchi¹, Satoshi Konishi¹, Jae-Hwan Kim³, Masaru Nakamichi³

¹Kyoto Univ., ²Tohoku Univ., ³QST

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(30) Stability of Be₁₂V pebbles with different sizes at high temperatures

*Petr Kurinskiy¹, Jae-Hwan Kim¹, Yoshiaki Akatsu¹, Masaru Nakamichi¹

¹QST, Fusion Energy Research & Development Directorate, Rokkasho Fusion Institute

Application of vanadium beryllide Be₁₂V as a material of neutron multiplier in the breeding blanket of DEMO reactor requires an assessment of its stability at high temperatures. In this work, analysis of microstructure and study of interaction of Be₁₂V pebbles having different sizes with water vapor at high temperatures was performed. In order to investigate the size effect, both, small- and big-sized Be₁₂V pebbles which were produced by Rotating Electrode Method (REM) at QST have been investigated.

Obtained results allow making preliminary conclusions regarding the stability of vanadium beryllide pebbles at high temperatures.

Keywords: neutron multiplier, vanadium beryllide, stability at high temperatures, binary-sized pebbles

1. Introduction

Be₁₂V pebbles having different sizes were produced at QST using variable electrode rotation speeds by REM granulation. These sizes of pebbles were already successfully applied by the testing of the binary-sized pebble beds with the use of cylindrical containers to fulfill the requirements of DEMO blanket design [1]. In this study, interaction of Be₁₂V pebbles with water vapor (1%) and the evolution of their microstructure were investigated at the upper temperature range of the blanket operation conditions.

2. Summary

2-1. Experimental

Thermal stability of Be₁₂V pebbles was proven from the point of view of kinetics of their interaction with gaseous atmosphere containing 1% of water vapor. The thermal analyzer (NETZSCH STA 449 F3 Jupiter) was used to measure the mass gain of specimens while the hydrogen generation rate (as a product of chemical reaction with H₂O) was evaluated by a gas chromatography method.

2-2. Characterization

Additional investigations included the implementation of the optical digital microscope and Electron Probe Microanalyzer (EPMA) for the observations of the pebbles surfaces and cross-sections as well as the evaluation of the specific surface what was needed for the exact determination of the chemical kinetics by the reaction with water vapor.

2-2. Discussion

Obtained results allow making the preliminary assessment of the chemical reactivity of Be₁₂V pebbles with water vapor from the point of view of their use in DEMO blanket. Also, the influence of the sizes of pebbles on the chemical reactivity is discussed in this study.

References

[1] P. Kurinskiy, J.-H. Kim, M. Nakamichi, Fabrication and characterization of Be₁₂V pebbles with different diameters, Fusion Engineering and Design, in Press (available online).

中性子増倍材の量産システムにおけるプロセス検討

Preliminary investigation of process development on mass production system for neutron multipliers

*金 宰煥¹, Petr Kurinskiy¹, 赤津 孔明¹, 中道 勝¹

¹ 量子科学技術研究開発機構

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リウム金属間 (ベリライド) 微小球の製造技術の開発研究を進めている。本研究では、量産システム検討の一環として、Be₁₂V ベリライド造粒時において、球状化できなかった原料の残材を再使用することによる造粒性評価を行った結果について報告する。

キーワード：核融合炉，中性子増倍材，ベリリウム，再使用

1. 緒言：量研では、プラズマ焼結法による造粒原料としての電極棒製造及びそのプラズマ焼結製原料電極棒を用いた回転電極造粒法による微小球製造によって、造粒基盤技術を確立した。その造粒最適化試験では、Be₁₂V ベリライドの場合、一回の造粒において、約 80% の造粒収率を達成している。一方で、原料の約 20% は、球形状ではない歪な形状の欠片として残ることが明らかになった。そこで本研究では、経済的観点から、これらの欠片を再使用した場合の造粒性に与える影響について調べた。

2. 実験法：ベリライド微小球造粒時において、生じた欠片を回収し、それを電極棒製造のための始発材料として再使用した (図 1)。原料再使用電極棒製造では、プラズマ焼結用原料として、そのままの欠片と Be₁₂V 混合粉末を 1 対 1、或いは 2 対 1 に混合した原料と、欠片を遊星ボールミルで再微粉化した再使用粉末のみを原料としたこれら 3 種類の原料を準備し、プラズマ焼結法で電極棒を製造した。これら電極棒を用いて、回転電極造粒法によって微小球を製造し、造粒収率などを調べた。

3. 結果及びまとめ：欠片を粉砕せずにそのまま再使用した 2 種類のプラズマ焼結製電極棒は、外観上は、大きめの欠片が所々に混在していることが見受けられるが、造粒時における熱衝撃によって電極棒が破壊することなく、十分な耐熱衝撃性を有することが明らかになった。また、欠片を再微粉化してプラズマ焼結した電極棒も同じく、十分な耐熱衝撃性を有していた。これら電極棒を用いた造粒試験の結果、造粒収率 (直径 0.85mm から 1.2mm 範囲) は、欠片と Be₁₂V 混合粉末を 1 対 1 の場合で約 72%、2 対 1 の場合で約 71% であった。一方、欠片を再微粉化してプラズマ焼結した場合は、初期電極棒の造粒収率と同等の約 80% であることが明らかになり、欠片が生じて再微粉化することによって、初期造粒時と同等の造粒収率を得られることをあきらかにした。

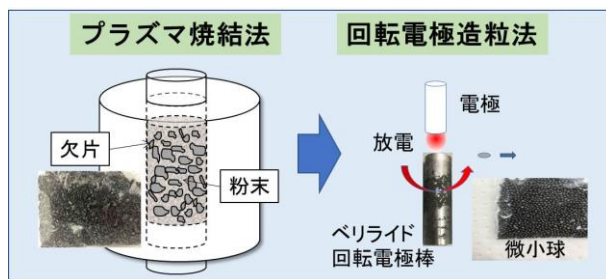


図 1 再使用プロセスの概略図

*Jae-Hwan Kim¹, Petr Kurinskiy¹, Aktsu Yoshiaki¹, Masaru Nakamichi¹

¹National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Isotope Effect, Safe Handling)

[2009-12] Tritium process

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

Thu. Mar 21, 2019 2:45 PM - 3:50 PM Room O (Common Education Bldg. 2 4F No.46)

[2009] Study on hydrogen storage system for hydrogen isotope separation using gas chromatograph

*Norihiro Ikemoto^{1,2}, Tomohiko Kawakami¹, Kazuo Yonehara¹, Yuri Natori¹, Katsuyoshi Tatenuma¹, Masanori Hara² (1. KAKEN Co. Ltd., 2. Univ. of Toyama)

2:45 PM - 3:00 PM

[2010] Continuous tritium recovery campaign from PbLi droplets by Oroshhi-2

*Fumito Okino¹, Teruya Tanaka², Juro Yagi¹, Keisuke Mukai¹, Satoshi Konishi¹ (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Science)

3:00 PM - 3:15 PM

[2011] Experimental investigation of tritium removal by detritiation system in an extraordinary situation

*Yuki Edao¹, Hiroo Asahara¹, Katsumi Sato¹, Yasunori Iwai¹ (1. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[2012] Study on Zr-loading Li rod for T-production in HTGR

*Ryo Okamoto¹, Hideaki Matsuura¹, Yuki Koga¹, Takuro Suganuma¹, Kazunari Katayama², Teppei Otsuka³, Minoru Goto⁴, Shigeaki Nakagawa⁴, Estuo Ishitsuka⁴, Kenji Tobita⁵ (1. Kyushu Univ. Engineering, 2. Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, 3. Kindai Univ. Faculty of Science and Engineering, 4. JAEA, 5. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

ガスクロマトグラフ法による水素同位体分離のための水素貯蔵システムに関する研究

Study on hydrogen storage system for hydrogen isotope separation using gas chromatograph

*池本憲弘^{1,2}, 川上智彦¹, 米原和男¹, 名取ゆり¹, 蓼沼克嘉¹, 原正憲²

¹化研, ²富山大学

核融合エネルギー実現のためのトリチウム制御・分離精製・貯蔵・計測系の系統的な研究を進めている。本研究では、水素同位体分離用の高性能 Pd-Pt 系ガスクロマトグラフ (GC) システムの実現を図るため、モレキュラーシーブ (MS) による水素同位体の吸脱着特性を測定・評価した。

キーワード: 燃料精製システム、モレキュラーシーブ、水素同位体分離、GC 法、低温吸着、吸着等温線

1. 緒言

核融合燃料サイクルの工程には不可欠な水素同位体分離の方法として、我々は分子状単離 T₂, D₂ (H₂) が可能な Pd-Pt 系多孔質材料を分離材とする GC 法を既に開発した。GC 法はバッチ処理であるため、その前段に水素を貯蔵するシステムを設ける必要がある。水素を貯蔵する方法の一つとして、液体窒素温度でモレキュラーシーブ (MS) へ水素を吸着させる方法がある。しかし、MS は室温で水分を容易に吸着することから、使用前に MS を加熱させ、水分を除去する必要がある。本研究は、MS 中の残存水分による水素吸着の違いを明らかにすることを目的とし、異なる熱処理条件による吸着等温線を測定した。

2. 実験

本研究では東ソー (株) 製の A 型ゼオライトを使用した。MS を容器に充填した後、以下の条件で、1000 Pa の圧力のもと熱処理した。加熱時間と温度は① 200 °C、3 時間、② 240 °C、8 時間、③ 400 °C、8 時間とした。熱処理後に MS を容器ごと液体窒素温度まで冷却し、定容法にて水素の吸着等温線を測定した。

3. 結果と考察

図 1 に、Ca-A 型 (MS-5A) の各熱処理条件における吸着等温線を示す。低圧側はどの熱処理条件においても吸着傾向はほぼ同じであったが、圧力が増加するにつれて加熱温度が高く、時間が長いほど吸着量が多い結果が得られた。図のような結果が得られた原因としては MS 内部に含まれる結晶水の除去の有無が考えられる。加熱が 250 °C 程度では結晶水が除去できなかったが、400 °C では結晶水が除去できた可能性があると言える。一方で、条件①と②の吸着量の差は MS 内部に含まれる自由水の除去の程度であることが考えられる。したがって、水素の低温吸着に MS を使用する際は使用前に 400 °C 以上で加熱し、内部の結晶水を除去させることが吸着量の増加の観点から重要である。本発表では、他の MS および重水素を用いての吸着等温線の結果、および MS の熱示差分析による結果と合わせて報告する。

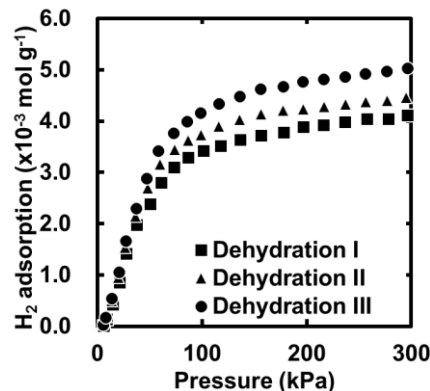


Fig. 1. H₂ adsorption isotherm on each dehydration conditions.

*Norihiko Ikemoto^{1,2}, Tomohiko Kawakami¹, Kazuo Yonehara¹, Yuri Natori¹, Katsuyoshi Tatenuma¹, and Masanori Hara²

¹Kaken Co. Ltd., ²Univ. of Toyama

液体リチウム鉛液滴からのトリチウム連続回収試験 その1 単体試験装置による機能検証

Continuous tritium recovery campaign from PbLi droplets by Oroshhi-2

Step-1 Functional verification on a stand-alone test unit

*興野 文人¹、田中 照也²、向井 啓祐¹、八木 重郎¹、小西 哲之¹

¹京都大学 エネルギー理工学研究所、²核融合科学研究所

液体リチウム鉛(PbLi)液滴からトリチウムを高効率回収する手法(VST)を液体ブランケットに適用可能な実用技術レベルに向上させる為、NIFS 所有の液体金属試験ループ^o (Oroshhi-2)を使用した連続運転検証を準備中である。現在京都大学に於いて装置の単体機能試験を終了したので内容を報告する。

キーワード：液体リチウム鉛、PbLi、液滴、真空、トリチウム

1. 緒言

液体リチウム鉛(PbLi)液滴から真空落下中に液滴中に溶解したトリチウムの高効率回収が可能であることを発表者らは過去に報告した。液体ブランケットに於ける燃料回収技術 VST(Vacuum Sieve Tray)のフィジビリティと特性の評価を目的として、NIFS の液体金属試験ループ Oroshhi-2 に VST を装着し連続運転を準備している。検証項目は複数ノズルによる液滴落下状態でのトリチウム回収率の推移、液滴相互干渉の影響及び 24h 連続運転の安定性であり、本報告ではこの VST の単体基礎試験の結果を報告する。

2. 試験構想と検証実施状況

2-1. 連続流動試験

Oroshhi-2 での連続流動試験の計画を Fig. 1 に示す。D₂ を溶解した液体 PbLi を電磁ポンプで循環し VST 装置上部の複数ノズルで液滴化し真空チャンバー内を落下中に液滴より D₂ を放出させる。放出前後の PbLi 中 D₂ 濃度 C_{in} 、 C_{out} の比から回収率を算出しノズル本数の影響を検討する。また 24h 連続運転中の回収率推移及び動作の安定性を検証する。

2-2. 単体機能検証

連続流動試験に先立ち VST の単体機能検証を実施した(Fig. 2)。PbLi 温度制御能力、真空下での自由液面生成、シール構造の耐久性、微小流量の計測を実施した。シール構造は高真空、PbLi 耐久性、かつ試験装置として非溶接での分解組立を要求されるためセラファイトとメタル O-ring の複合構造を案出し 10⁻⁴ Pa オーダーの真空度を得た。高速撮影により連続で径の安定した液滴の生成を確認し、±15%で微小流量を測定した。

3. 結論

VST の単体試験で連続運転に必要な機能として自由液面の生成、液滴の生成と流量測定能力を確認した。装置単体での機能検証を終了し 2019/04 より Oroshhi-2 に組み込み連続流動での検証を開始する。

参考文献 [1] A. Sagara, et al., *Fusion Science and Technology*, 68:2, 303-307, (2015),

本研究は NIFS LHD 計画共同研究(NIFS18KOB039)により実施した。

*Fumito Okino¹, Teruya Tanaka², Keisuke Mukai¹, Jyuro Yagi¹ and Satoshi Konishi¹

¹Kyoto Univ., Institute of Advanced Energy, ² National Institute for Fusion Energy.

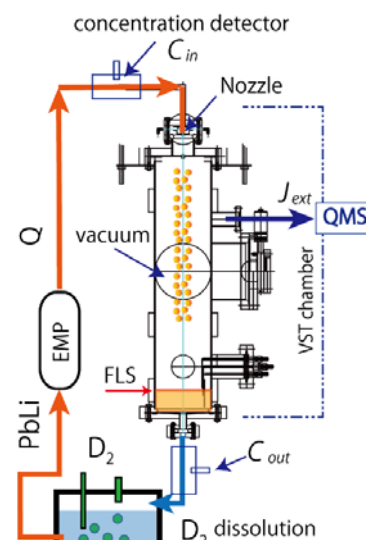


Fig. 1 連続流動検証 概念図
回収装置(VST)、D₂溶解部、電磁ポンプ(EMP)、濃度測定部(C_{in} , C_{out})、回収ガス計測(QMS)よりなる



Fig. 2 VST 単体機能試験状況
下部が VST、上部チャンバーより液体 PbLi を供給しノズルで液滴化、VST 内を落下中に D₂ を真空中に放出する。断熱材は撮影の為除去

異常時トリチウム除去系におけるトリチウム除去挙動実験的評価

Experimental investigation of tritium removal by detritiation system in an extraordinary situation

*枝尾 祐希¹, 浅原 浩雄¹, 佐藤 克美¹, 岩井 保則¹

¹ 量研機構

ITER のトリチウム除去系では、施設で想定される火災等の異常事象発生時においても確実にトリチウムを取り除くことが求められる。建屋内火災において電源ケーブル燃焼とトリチウム漏洩が同時に生じた場合を模擬し、異常時トリチウム除去システムによるトリチウム除去挙動を実験的に精査した。

キーワード：トリチウム除去系，触媒塔，火災，炭化水素，水蒸気

1. 緒言

ITER の異常時トリチウム除去系 (DS) を構成するトリチウム酸化触媒塔について、想定される多様な異常事象に対応するための工学的検討を進めている。代表的な異常事象として着目されている建屋内火災において電源ケーブル燃焼とトリチウム漏洩が同時に生じた際の異常時 DS によるトリチウム除去挙動を総合的に精査した。火災時の異常時 DS への要求事項は 1) 火災発生初期においてトリチウム除去効率 90% 以上、事態収束期は 99% 以上、2) 触媒塔に制御不可能な温度上昇を生じさせないことである。

2. 実験

仮想建屋に見立てた気密容器(12m³)内に火災時に電源ケーブル燃焼で発生が想定される炭化水素 1% (CH₄+C₂H₄+C₃H₆)、二酸化炭素 1%、水蒸気 1.4%を充填し、さらにトリチウム漏洩を模擬するため 10GBq のトリチウムを放出した。建屋の外気のインリーク量を ITER 想定に従い、一日に建屋容積と同量の外気が漏れ込む量に設定し、気密容器に接続したトリチウム除去システムの処理量を 12Nm³/day とした。トリチウム除去システムのガス処理は異常時 ITER-DS と同様のワンスルー処理を模擬した。トリチウム酸化触媒塔に充填した触媒(TKK-H1P)の量は 290cm³とし、触媒温度は 230℃とした。

3. 結果・考察

図 1 に示すようにトリチウム酸化触媒塔では実験期間中、要求値 99.9%を上回るトリチウム転化率を維持できた。これは建屋内へのインリークにより空气中水素濃度が一定に保たれるためで、火災時のトリチウム酸化触媒塔におけるトリチウムの酸化は空气中水素濃度に支配されトリチウム濃度に依らないことが分かった。触媒塔の制御不可能な温度上昇の懸念については、炭化水素が触媒充填層の上部で燃焼してしまい、炭化水素燃焼の反応熱により触媒充填層の上部のみが不均一に昇温してしまうことが原因であることが分かった。よって温度上昇の抑制が必要となる場合は、触媒自体の改良および触媒塔の設計の工夫の両面からの対応が必要である。

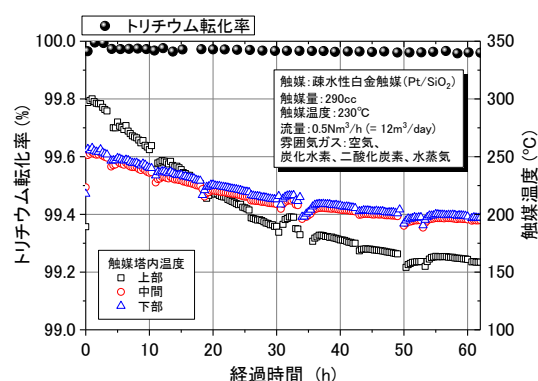


図 1 トリチウム転化率の経時変化

* Yuki Edao¹, Hiroo Asahara¹, Katsumi Sato¹, and Yasunori Iwai¹

¹QST

Zr を用いた高温ガス炉用 T 製造 Li ロッドの検討 ～H/Zr 比と Zr 水素吸蔵性能の関係～

Study on Zr-loading Li rod for T-production in HTGR

～Correlation between H/Zr ratio and hydrogen absorption performance of Zr～

*岡本 亮¹, 松浦 秀明¹, 古賀 友稀¹, 菅沼 拓朗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, 飛田 健次⁵

¹九大理工, ²九大院総理工, ³近大理工, ⁴JAEA, ⁵QST

高温ガス炉を用いたトリチウム (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 T 閉じ込め法として Zr を用いた方法を提案している。本研究では高温ガス炉運用時の Li ロッドの T 閉じ込め性能を評価するため、H/Zr 比と Zr 水素吸蔵性能の関係を調べた。

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

核融合研究において炉工学実証試験や原型炉の初期装荷に必要なトリチウム (T) の調達方法の確立が必要である。そこで高温ガス炉に Li を装荷し、 ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ 反応によって T を製造する方法が提案されている^[1]。安全面や T 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。熱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 Li ロッドへの Zr の装荷が検討された。また酸化等の Zr 水素吸蔵性能の低下に対し Ni 被覆を施した粒状 Zr を中空部に装荷する方法が提案されている。Zr の水素吸蔵実験を行い、初期圧力と平衡圧力で規格化した水素圧力が 1/e になる時間を吸収時間 τ と定義し、吸収時間を用いて Li ロッドの T 閉じ込め性能を評価した^[3]。高温ガス炉での使用において Zr 中の T 濃度は運転期間と共に上昇すると考えられ、T 濃度上昇時における吸収時間や平衡圧力を調べることは Li ロッドの T 閉じ込め性能を評価するうえで重要である。本研究では Zr への水素吸蔵を繰り返し行い、高温ガス炉での使用で想定される Zr 中の水素濃度範囲における Zr の水素吸蔵性能を調べた。

2. 実験

本実験では直径 9.5 mm、高さ 15 mm、厚さ 1 mm の円筒状の Zr 試料を用いた。図 2 の実験装置において設定温度 900 °C とし、装置に 500 Pa の水素を封入し、Zr の水素吸蔵による圧力変化を測定し、圧力の変化量から Zr の水素吸蔵量を求めた。平衡圧力に達したのち繰り返し水素吸蔵を行うことで Zr 中の水素原子数比(H/Zr)に対する吸収時間 τ 及び平衡圧力の関係を求めた。

3. 結果及び考察

図 3 に H/Zr に対する吸収時間及び平衡圧力を示す。高温工学試験研究炉 HTTR^[4]において年間 30 g の T 製造を想定した場合、Li ロッドに装荷する Zr に対し製造される T は原子数比で最大 5 %程度となる。HTTR で想定される H/Zr の範囲において吸収時間 τ の実験値は 3~7 s の範囲で上昇する傾向を示した。ただし Li ロッドにおいて T 製造速度に対しては十分に速く、水素濃度上昇による吸収時間変化の T 閉じ込め性能への影響は少ないと考えられる。また、平衡圧力は H/Zr と共に、一定の割合で上昇する傾向が見られた。本検討では HTTR での T 製造を想定し、Zr 中の水素原子数比 H/Zr と水素吸収時間 τ の関係を調べた。今後は、高温ガス炉使用時における Zr の酸化挙動、及び Zr 酸化時における吸収時間の定量的な評価が必要である。

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 2018 秋の年会 [4] S. Saito, et al., JAERI-1332(1994)

*Ryo Okamoto¹, Hideaki Matsuura¹, Yuki Koga¹, Takuro Suganuma¹, Kazunari Katayama², Teppei Otsuka³, Minoru Goto⁴
Shigeaki Nakagawa⁴, Etsuo Ishitsuka⁴ and , Kenji Tobita⁵ ^{1,2}Kyushu Univ., ³Kindai Univ., ⁴JAEA, ⁵QST

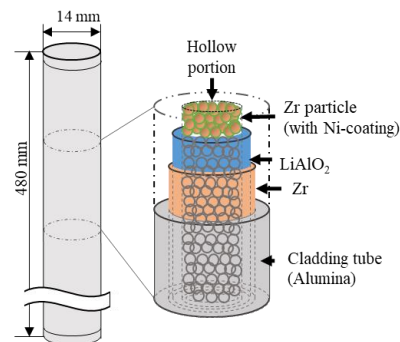


図 1 Li ロッド

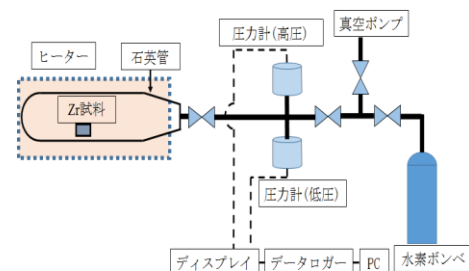


図 2 水素吸蔵実験装置

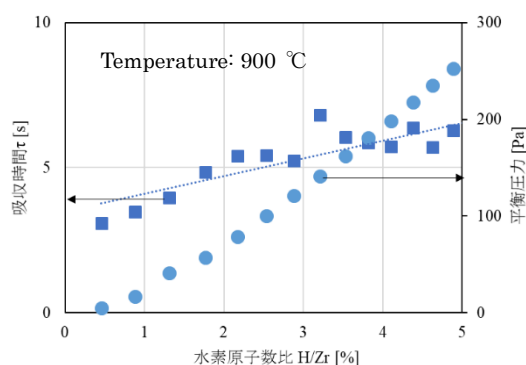


図3 吸収時間と平衡圧力

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Isotope Effect, Safe Handling)

[2013-17] Tritium behavior

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 3:50 PM - 5:10 PM Room O (Common Education Bldg. 2 4F No.46)

[2013] Hydrogen dissolution and conductivity of rare earth oxide

*Kaname Kawaguchi¹, Shinnosuke Jo¹, M. Khalid Hossain¹, Kenichi Hashizume¹, Yuji Hatano² (1. Kyushu Univ., 2. Toyama Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2014] Study on reflection behavior of low energy hydrogen atoms on plasma facing wall

*Shintaro Nakano¹, Ikuji Takagi¹, Yuki Nakagawa¹ (1. Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2015] Measurement of tritium amount in fusion reactor materials

*Hikaru Furuta¹, Yuji Torikai¹, Kazuhiro Kobayashi², Kanetugu Isobe² (1. Ibaraki university, 2. QST)

4:20 PM - 4:35 PM

[2016] Long-term tritium release from fusion reactor materials

*YUJI HATANO¹ (1. Univ. Toyama)

4:35 PM - 4:50 PM

[2017] Development of monitoring method for permeation of tritium in metals to water

*Teppei Otsuka¹, Kenichi Hashizume², Kazunari Katayama², Toshiaki Hiyama² (1. Kindai University, 2. Kyushu University)

4:50 PM - 5:05 PM

希土類酸化物の水素溶解と導電性

Hydrogen dissolution and conductivity of rare earth oxide

*川口 要人¹, 城 慎之介¹, ホサイン エムディ カリド¹, 橋爪 健一¹, 波多野 雄治²

¹ 九大総理工, ² 富山大水素研

希土類酸化物の結晶構造を XRD により確認し、重水素および重水を用いた昇温脱離ガス分析 (TDS) 法により水素同位体の溶解を調べ、単斜晶構造を有する希土類酸化物の水素溶解量が高いという結果を得た。また、水素溶解が見られた Gd_2O_3 に関しては、水素、水蒸気雰囲気下でプロトン導電性を示す結果を得た。

キーワード: 希土類酸化物, 水素同位体, 溶解度, 伝導度, 結晶構造

1. 緒言

Er_2O_3 や Y_2O_3 では水素溶解量が低く不透過性であることは知られているが^[1]、その他の希土類酸化物の水素溶解量のデータ集積は不十分である。本研究においては各希土類酸化物の結晶構造を確認し、重水素および重水を曝露した後、昇温脱離ガス分析 (TDS) 法を用いて水素同位体の希土類酸化物への溶解について調べた。また、水素溶解が見られた Gd_2O_3 に関しては、導電率の測定を行った。

2. 実験

Gd_2O_3 、 Y_2O_3 、 Yb_2O_3 、 Er_2O_3 、 Eu_2O_3 、 Sm_2O_3 、 Dy_2O_3 の各試料粉末を成型した後、焼結し、円板形状の焼結体試料を得た。各試料粉末と焼結体の結晶構造を、XRD を用いて調べた。水素溶解実験では、600℃、5 時間、1Torr の D_2 曝露または、12～14Torr の D_2O 曝露を行った。曝露試料は TDS 法により分析し、放出された D 含有ガスを概算した。 Gd_2O_3 試料については、Ar、湿潤 Ar、Ar+ H_2 (1.03%)、Ar+ H_2 (3.92%) の 4 種の雰囲気下で試料に直流電圧を印加し、導電率 σ (S/m) を測定した。

3. 結果および考察

XRD の結果、粉末状態ではすべて立方晶であり、焼結体では Gd_2O_3 、 Eu_2O_3 、 Sm_2O_3 の構造が変化し単斜晶となった。焼結体試料の密度はどの酸化物も理論密度の 94% 以上であった。 D_2 、 D_2O 曝露試料の TDS 結果から、各試料の D 含有ガス放出総量を希土類元素との比率で表し、これを水素溶解量として図 1 に示した。 Sm_2O_3 、 Eu_2O_3 、 Gd_2O_3 の水素溶解量は高く、一方、他の試料からの水素放出量は TDS の測定限界に近く、溶解量は非常に小さかった。また、どの試料も重水素に比べ重水での溶解量が低い傾向にあった。図 2 に、650、800℃における Ar、湿潤 Ar、Ar+ H_2 (1.03%)、Ar+ H_2 (3.92%) の各雰囲気下での Gd_2O_3 導電率を示す。湿潤、および水素雰囲気下では導電率の上昇が見られ、 Gd_2O_3 のプロトン導電性を示唆する結果となった。

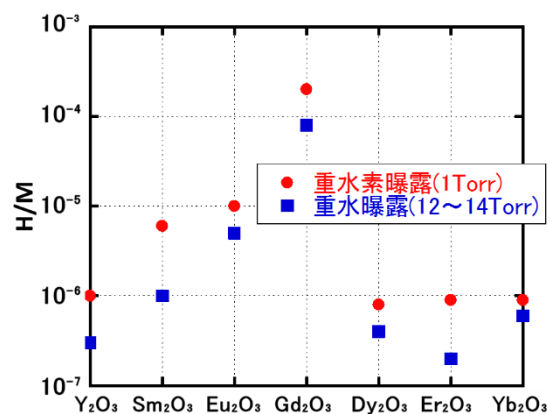


図 1 各試料の水素溶解量

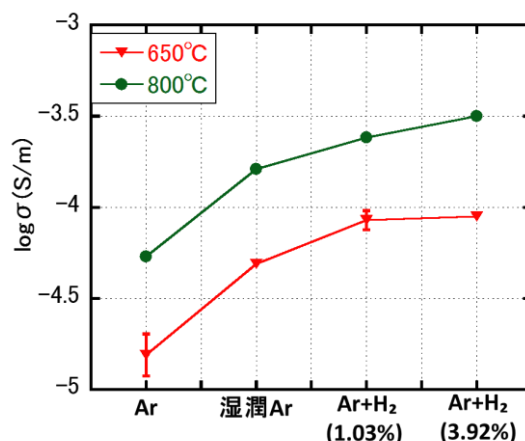


図 2 4 種雰囲気下での Gd_2O_3 導電率

参考文献 [1] T. Chikada *et al.*, JNM 417(2011)1241-1244.

*Kaname kawaguchi¹, Shinnosuke Jo¹, M. Khalid Hossain¹, Kenichi Hashizume¹, Yuji Hatano²

¹Kyushu Univ., ² Univ. Toyama

低エネルギー水素原子のプラズマ対向壁表面における反射挙動の研究

Study on reflection behavior of low energy hydrogen atoms on plasma facing wall

*中野 晋太郎, 高木 郁二, 中川 雄貴
京都大学

固体表面における低エネルギー水素原子の反射角度分布を測定する方法を開発した。水素原子に覆われたホウケイ酸ガラス表面では鏡面反射に近い反射をしていることがわかった。

キーワード: 水素原子, 反射, 透過プローブ, プラズマ-壁相互作用, モンテカルロ法

1. 緒言 核融合炉における水素リサイクリングを理解するためには固体表面での水素原子の反射挙動を把握する必要があるが、低エネルギー領域での知見は少ない。前回の研究[1]ではノズルから噴出する水素原子の径方向分布を測定し、シミュレーションによる計算結果と比較することによってノズル内表面における水素原子の反射係数を推定した。反射係数を定量するためには表面で反射した後の角度分布が必要であるため、本研究で測定した。

2. 実験 実験体系を図1に示す。RF放電管内で発生し、ホウケイ酸ガラス製のノズル内で反射してから噴出する1eV程度のエネルギーの水素原子をノズルの軸上に設置した試料板で反射させ、回転式の透過プローブで検出する。試料板はノズルと同じ材質であり、板面の法線とノズル軸とのなす角は40度であった。透過プローブとはPdの薄板におけるプラズマ誘起透過現象を利用することにより水素分子は検出せず、水素原子のみを選択的に検出する検出器である。今回用いたプローブはノズル軸と試料板の交点を中心に回転することができる。プローブの前にはスリットを2枚設置し、特定の範囲内の角度で反射された水素原子がプローブに到達するようにした。

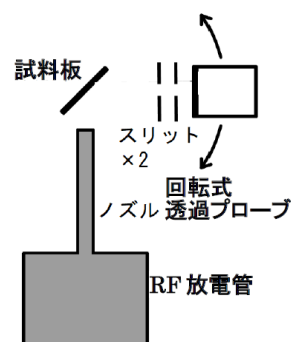


図1. 実験体系図

3. 結果と考察 プローブの位置と検出された水素原子のフラックスとの関係を調べた結果を図2に示す。横軸の値は鏡面反射位置を原点とした回転角である。図から明らかなように鏡面反射位置で最もフラックスが大きくなった。フラックスの分布は鏡面反射すると仮定したモンテカルロ法による計算値（点線）の範囲内に収まっており、ランダムな方向へ散乱されると仮定した計算値（破線）からは大きく離れている。

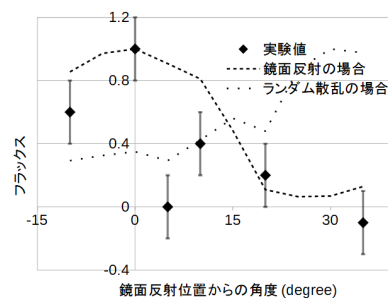


図2. 反射角度分布

図2に示した実験では試料板を水素原子に十分な時間曝しており、試料板表面もノズル内表面も水素原子に覆われている。以上のことから水素原子で覆われたホウケイ酸ガラス表面に入射した水素原子は鏡面反射に近い反射をしているといえる。また、前回の報告で得られた結果を鏡面反射の条件の下で解析した結果、反射係数は0.93という高い値であることがわかった。

このように反射係数が高くなるのは表面が吸着した水素原子で覆われており、水素原子が吸着する余地がほとんどないためである。鏡面反射するのは水素原子が吸着した表面のポテンシャルが平滑な面となり、水素原子はその面と弾性散乱するように反射するためと考えられる。

[1]中野ら、原子力学会秋の大会 2018 年秋の大会 1N18

*Shintaro Nakano, Ikuji Takagi and Yuki Nakagawa

Kyoto Univ.

プラズマ対向壁中に捕獲されたトリチウムの迅速測定法の開発 JT-60 真空容器中の残存トリチウム量測定

Measurement of tritium amount in fusion reactor materials

Tritium amount in JT-60U vacuum vess

*古田 光¹ 鳥養 祐二¹ 小林 和容² 磯部 兼嗣²

¹茨城大学 ²量子科学技術研究開発機構

核融合実用化のためには金属材料中のトリチウム濃度を見積もる必要がある。そこで本研究ではオートクレーブを用いたトリチウム測定方法を開発したのでここに報告する。

キーワード：トリチウム、核融合、材料、除染、クリアランス

1. 緒言

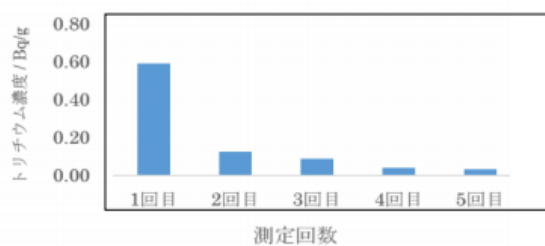
核融合炉実用化のためにはトリチウム燃料サイクル及び放射性物質の安全管理の観点から、炉壁材料中のトリチウム蓄積量を見積もることが重要であるが、その方法はまだ確立されていない。そこで本研究では金属材料中の低濃度トリチウムを測定する方法を開発し、JT-60 真空容器中のクリアランス適応可能性について検討した。

2. 実験

測定試料として那珂核融合研究所で実際に重水素放電実験をおこなった JT-60 を解体した際のインコネル 625 製真空容器片を使用した。真空容器片 59.113g と水 2ml を三愛科学株式会社製のオートクレーブ入れて 定温乾燥機中で 473K まで加熱してトリチウムを回収したのちに、内部の水 1ml を日立製作所社製の液体シンチレーションカウンターLB7 で測定する。この操作を 5 回繰り返し、別サンプルでも同様の操作を行った。5 回目の測定の後に、残存トリチウム量の確認のために真空容器片を硝酸でエッチングし、そのエッチング溶液内のトリチウム量を同様に LB7 で測定した。

3. 結論

真空容器片をオートクレーブ内で 7.5 時間加熱し、トリチウムの回収と測定を合計 5 回行った。この際電離箱を使用してトリチウムのリークがないこと、水の質量を測定してリークがないことを確認している。一回目の加熱で多量のトリチウムが回収でき、その後も微量のトリチウムの放出が確認できた。トリチウム放出量は下に示した通りであり、5 回の加熱で最初の放出量の 10%以下まで低下した。五回目の測定のあと、真空容器片をエッチングし、エッチング溶液中のトリチウム量は LB7 の検出下限以下だったため、5 回の加熱で全量トリチウムが回収できたことを確認した。別サンプルも同様に測定したところ、同じような結果が得られた。以上の結果から求めた真空容器内のトリチウムレベルは 0.89 Bq/g と 0.86 Bq/g であり、これはトリチウムのクリアランスレベルに比べて十分低い値であるため JT-60 の真空容器片は クリアランスの適用が可能である。このことより、オートクレーブ法は 1Bq/g 程度の低濃度のトリチウムでも 測定可能であり、実際の核融合炉材料中のトリチウム量を測定できるので、オートクレーブ法はトリチウムのクリアランス測定の検認法として適当である。



トリチウム放出量と測定回数の関係

参考文献

- [1] “Behavior of Tritium in the Vacuum Vessel of JT-60U”, K. Kobayashi, Y. Torikai, M. Saito, V. Alimov, N. Miya and Y. Ikeda, Fusion Sci. and Technol., 67, (2015)428-431.
- [2] “Application of Hydrothermal Treatment for The Decontamination from Tritium of Fusion Reactor Materials-Tritium decontamination using an autoclave”, Y.Torikai, M.Saito, A.Taguchi, R-D.Penzhorn, K.Akashi, K.Tatenuma, K.Isobe, T.Hayashi

*Hikaru Furuta¹, Yuji Torikai¹ Kazuhiro Kobayashi², Kanetsugu Isobe²

¹Ibaraki Univ., ²National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合炉材料からの長期トリチウム放出

Long-Term Tritium Release from Fusion Reactor Materials

*波多野雄治¹

¹ 富山大学

照射損傷を導入した W および低放射化フェライト鋼にトリチウムを導入し、室温での長期トリチウム放出（5～6 年）をイメージングプレート法および β 線誘起 X 線計測法で追跡した。W 中の照射欠陥に捕捉されたトリチウムはほとんど濃度変化を示さなかったが、RAFM 鋼では有意な脱離が観測された。

キーワード：トリチウム、汚染、除染、放出、捕捉

1. 緒言

使用済みの核融合炉材料は最終的な処理・処分までの間、室温近傍で長期間保管されると予測される。その間のトリチウム（T）放出を予測することは、作業者の内部被ばく管理の観点から重要である。また、真空容器中で使用される材料は中性子照射を受けるため、その影響を明らかにする必要がある。そこで本研究では、中性子照射を模擬するため重イオン照射した W および RAFM 鋼ならびに非照射領域からの室温における長期 T 放出をイメージングプレート（IP）法および β 線誘起 X 線計測（BIXS）法で調べた。

2. 実験

試料には再結晶 W および RAFM 鋼（F82H、Eurofer97、Rusfer）板材を用いた。照射損傷を導入するため試料中心部に室温で 20 MeV の W イオンを W では 0.5 dpa、RAFM 鋼では 0.54 dpa まで照射した。W は 400℃、RAFM 鋼は 200℃で H-T または D-T 混合ガスに曝露したのち、照射を受けた中心部および受けていない周辺部における T 濃度の変化を IP 法で測定した。表面近傍の T 濃度は BAS IP TR（GE ヘルスケア・ジャパン社）を用いて β 線を検出することにより調べ、深部の T 濃度は BAS IP MS（同社）を用いて β 線誘起 X 線強度を測定し評価した。また、T の深さ方向分布を BIXS 法で調べた。

3. 結果および考察

いずれの試料においても、照射部の T 濃度は非照射部と比べて著しく高く、照射欠陥が強い T の捕捉サイトとして働くことが確認された。W においては非照射部からは比較的速やかな T の脱離が観察されたが、照射欠陥に捕捉された T の深さ方向濃度分布には約 6 年間にわたり顕著な変化は見られなかった。一方で、RAFM 鋼では照射部と非照射部の両方から顕著な T の脱離が観察された（図 1）。鋼種による明確な差異は見られなかった。発表では RAFM 鋼からの T 放出機構について議論する。

謝辞

W イオン照射はマックス・プランクプラズマ物理学研究所（ドイツ）の協力の下で実施した。

*Yuji Hatano¹

¹Univ. Toyama.

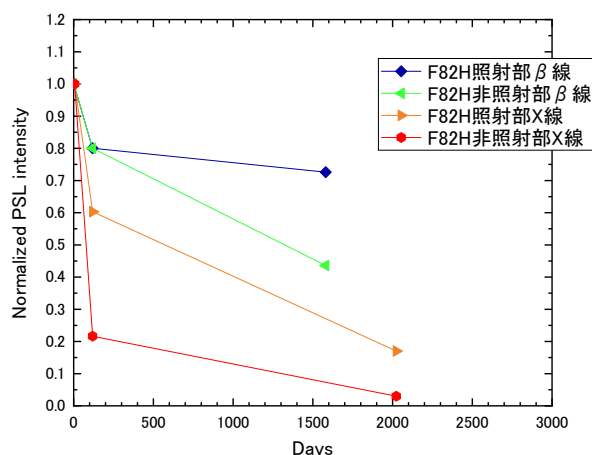


図 1 F82H 鋼における照射部および非照射部の表面およびバルク T 濃度の経時変化。縦軸は IP からの輝尽性発光（PSL）強度で、T ガスに曝露した直後の値で規格化した。

金属から水中へのトリチウム透過挙動観察手法の開発

Development of a monitoring technique of permeation behaviors of tritium in metals to pure water

*大塚 哲平¹, 橋爪 健一², 片山 一成², 檜山 敏明²

¹近畿大学理工学部, ²九州大学

純水を固体シンチレーション測定装置に導き、水中に透過放出されてきたトリチウム濃度を連続的かつ自動的に長期間にわたって測定する手法を確立した。

キーワード: 固体シンチレーション, トリチウム, 水, ニッケル, 透過

1. 序論

原子炉や核融合炉において、金属製の容器や配管中に溶解したトリチウムが金属／水界面を介して水中にどのように透過放出されてくるのかを明らかにすることは安全上極めて重要である。本研究の目的は金属材料から水中へのトリチウム (T) 透過を調査するための実験的手法を開発することである。また、本手法をニッケル (Ni) に溶解した T の純水への透過放出挙動の観察に応用することである。

2. 実験方法

固体シンチレータとして、フッ化カルシウム (CaF_2) またはイットリウムシリケート (Y_2SiO_5) をベースとした蛍光体粉末を用いた。セル内で蛍光体粉末は PTFE 製チューブ内に充填されているため、セルの最大使用圧力は 1.2 MPa とされている。この最大使用圧力を越えない範囲内で CaF_2 蛍光体セルおよび Y_2SiO_5 蛍光体セルに純水を送水したところ、送水速度は、それぞれ 0.7 cc min^{-1} および 1.9 cc min^{-1} であった。セルの送水速度の違いは流路内の蛍光体粉末の充填密度の違いによって生じたものであり、 Y_2SiO_5 蛍光体セルのほうが CaF_2 蛍光体セルよりも 3 倍ほど多くの純水を送水でき、T 透過挙動観察に適していることがわかった。

T 透過実験では、純 Ni の薄膜 ($\phi 21 \text{ mm}$, 0.1 mm 厚さ) を隔壁とした二つの容器において、一方を上流側として T ガス (26 Torr , $T/H=10^{-4}$) で満たした。また、もう一方を下流側とし純水を循環し、固体シンチレーション測定 (SSC) 装置に導き、水中の T 濃度を測定した。

3. 結果および考察

図 1 に CaF_2 蛍光体セルおよび Y_2SiO_5 蛍光体の蛍光強度を既知濃度の T 水で検量した結果を示す。図中、蛍光強度と純水中 T 濃度は良い直線性を示した。また、 CaF_2 蛍光体セルおよび Y_2SiO_5 蛍光体セルの相関係数は同程度であった。以後、送水速度の観点から Y_2SiO_5 蛍光体セルを用いることとした。

図 2 に室温における下流側の水中の T 濃度の時間推移を示す。比較として、同様の実験体系において Ni から液体シンチレーション計測 (LSC) 溶液に透過してきた T 濃度の時間推移 (T 透過曲線) も示した。SSC 法の検出感度は LSC 法よりも低いため、バックグラウンドデータのばらつきが大きい。LSC 溶液には Ni 中の水素拡散係数データ[1]から予想されたように 20 時間後に T の透過が見られたが、水中には 100 時間以上経過後も T の透過は観察されなかった。発表では、303 K~353 K における 150 時間以上の長期間にわたる水中 T 濃度測定結果をもとに、金属から水中への T 透過挙動について議論する。

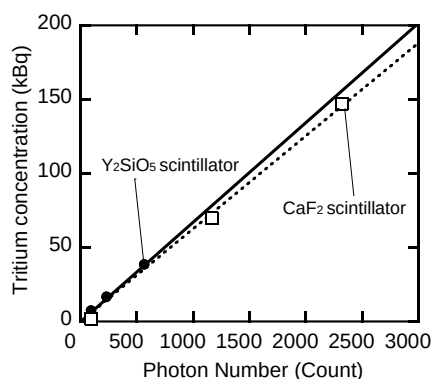


図 1 固体シンチレータの蛍光強度とトリチウム濃度との関係

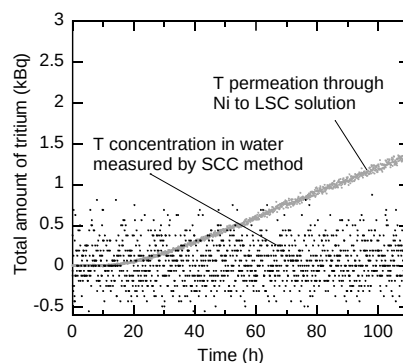


図 2 室温における Ni に溶解した T の LSC 溶液および水中の T 濃度の時間変化

参考文献

[1] W.M. Robertson, Hydrogen permeation, diffusion and solution in nickel, Z. Metallkde. Bd., 64 (1973) 436-443.

*Teppei Otsuka¹, Kenichi Hashizume², Kazunari Katayama² and Toshiaki Hiyama²

¹Kindai Univ., ²Kyushu Univ.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

[2018-20] Engineering and design for nuclear fusion (Blanket and plasma facing components)

Chair: Teppei Otsuka (Kindai Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 5:10 PM - 6:00 PM Room O (Common Education Bldg. 2 4F No.46)

[2018] Proposal of electromagnetic noise compensation in time dependent heat flux measurement

*Hiroto Matsuura^{1,2}, Yuya Yamamoto², Hideki Muraoka², Shahinul Md. Islam³, Yousuke Nakashima³, Kenichi Nagaoka⁴ (1. OPU RRC, 2. OPU Eng, 3. U.Tsukuba PRC, 4. NIFS)

5:10 PM - 5:25 PM

[2019] Structural optimization of Three-Surface-Multi-Layered channel with reinforced metal layer on MHD flow field evaluation

*Kenta Muraoka¹, Satoshi Ito¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[2020] Evaluation on creep-fatigue damage of Test Blanket Module under cyclic heat loads

*Wenhai Guan¹, Hyoseong Gwon¹, Hideo Sakasegawa¹, Hisashi Tanigawa¹, Yoshinori Kawamura¹ (1. QST)

5:40 PM - 5:55 PM

時間依存熱流束測定における電磁ノイズ補償の提案

Proposal of electromagnetic noise compensation in time dependent heat flux measurement

*松浦 寛人¹, 山本 優矢¹, 村岡 英樹¹, ムハンマド シャヒヌル イスラム²,
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

閉じ込め磁場コイルに由来する電磁ノイズを熱電対信号から除去するため、異なる温度データの差分を取ることを試みた。これにより、ノイズ除去に必要な補償センサーの設計指針が得られたばかりではなく、センサーの時間応答以下の短パルス熱負荷についての知見も得られた。

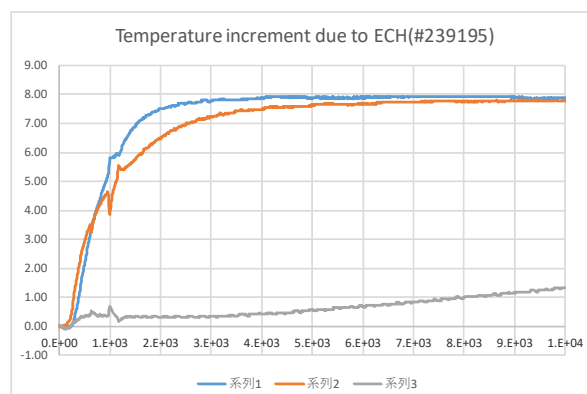
キーワード：熱絶縁型カロリメーター、ガンマ 10/PDX、ELM 模擬パルス実験、

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、後者では用いる熱電対の温度データに閉じ込め磁場の変動に伴う電磁ノイズが重層されており、シールドの工夫では十分に対応し切れていない。また、ELM 模擬のための短パルス ECH 追加熱実験では、センサーの時間応答が十分でないため、評価された熱流束の時間変化には問題が残っている。

2. パルス ECH による追加熱流束の考察

ガンマ 10/PDX では、3 か所に熱電対を埋め込んだ熱絶縁型カロリメーターを用いて熱流束の評価を行っている。パルス ECH 追加熱実験では、各熱電対の温度変化は 10 ミリ秒のパルスが終わって初めて影響が表れ、実時間で ECH 由来の熱流束増分を評価できていない。右図は、各温度データから、ECH 印加のない参照ショットのデータを差し引いたものである。デルタ関数的な熱負荷に対する理論的な温度応答に類似の時間変化を示しており。モデル計算との比較検討を始めている。



3. 自己補償型カロリメーターの試作

異なるショットの温度データの差をとると、磁場コイル電流に由来するノイズ(図の 1 秒あたり)が残るが、複数のカロリメーターを用いて、補償用の参照データを同時測定する試みを始めている。本研究は NIFS 双方向型共同研究(NIFS18KUHL084/ NIFS18KUGM134)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/Open system conference 2018(Tsukuba)O17.

*Hiroto Matsuura¹, Yuya Yamamoto¹, Hideki Muraoka¹, Md. Shahinul Islam², Yousuke Nanashima², Kenichi Nagaoka³

¹Osaka Pref. Univ., ²Univ. of Tsukuba, ³National Institute for Fusion Science

MHD 流動場評価に基づく補強材付三面複層コーティング流路の構造最適化

Structural optimization of Three-Surface-Multi-Layered channel with reinforced metal layer on MHD flow field evaluation

*村岡 健太¹, 伊藤 悟¹, 橋爪 秀利¹

¹ 東北大学

Magnetohydrodynamics (MHD) 圧力損失を低減するための流路構造である補強材付三面複層コーティング流路を対象に、補強材による MHD 流動場の変化を実験的に評価して、MHD 圧力損失低減効果を確認した。

キーワード： Li/V 自己冷却ブランケット，MHD 圧力損失，三面複層コーティング流路

1. 背景・目的

補強材付三面複層コーティング流路（図 1）とは Li/V 自己冷却ブランケットで課題となる MHD 圧力損失の低減と流路壁の剛性を両立するための流路であり^[1,2]、過去に数値解析を用いた補強材配置の検討が行われた^[2,3]。本研究では、当該研究で得られた知見に基づき模擬補強材付三面複層コーティング流路を模擬した流路を製作し、補強材が流動場に及ぼす影響を電位差プローブ法^[4]を用いて実験的に評価した。

2. 実験

補強材付三面複層コーティング流路を模擬した環状流路（図 2）を超伝導マグネット（印加磁場：0~5 T）に挿入することで流動実験を行った。当該流路の補強材付金属層を模擬した環状流路底板は SUS304 製の厚さ 0.02 mm 箔に SUS304 製の厚さ 0.30 mm 板をホットプレスで拡散接合し製作した。電位差プローブを流路底部から 2 mm の位置に径方向に 6 点、周方向に 5 点配置することで流速分布を測定した。

3. 結果・考察

得られた流動場の一例を図 3 に示す。補強材による流動場の変化は数値解析^[3]で予想されていたものと異なり、図 3 に示す流動条件においては補強材を配置することで 91%の圧力損失増加が見込まれていたが、実験では 76%の増加にとどまり、補強材と金属層の接合界面に存在する電気抵抗の影響が示唆された。

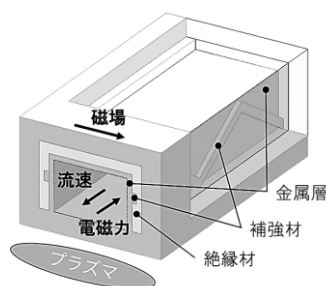


図1 補強材付三面複層
コーティング流路

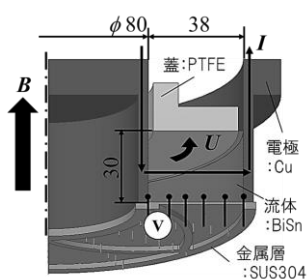


図2 実験流路 (単位:mm)

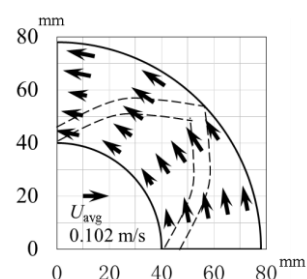


図 3 流速分布
($Hq : 2060, Re : 1.1 \times 10^4$)

謝辭

本研究は核融合科学研究所一般共同研究（NIFS16KEMF084）、および東北大学金属材料研究所附属強磁場超伝導材料研究センターの共同利用研究（課題番号：16H0208）の一環として実施された。

参考文献

- [1] H. Hashizume, Fusion Eng. Des. , 81(8-14), (2006), 1431-1438.
- [2] Y. Inage et al., NTHAS-8, Beppu, Japan, Dec. 9-12, (2012), N8P1107.
- [3] D. Isshiki et al., ITC-25, Toki, Japan, Nov. 3-6, (2015), P1-33.
- [4] R. Ricou et al., Int. J. Heat Mass Tran. , 25-1 (1982), 1579.

*Kenta Muraoka¹, Satoshi Ito¹ and Hidetoshi Hashizume¹

¹Tohoku Univ.

繰り返し熱負荷を受ける TBM のクリープ疲労損傷評価

Evaluation on creep-fatigue damage of Test Blanket Module under cyclic heat loads

*管文海¹, 権暁星¹, 酒瀬川英雄¹, 谷川尚¹, 河村繕範¹

¹量研

核融合炉ブランケットはプラズマからの熱および中性子負荷を繰り返し受け、プラズマ対向面の温度がクリープ領域に達する可能性があることから、クリープ疲労損傷の評価は重要である。本研究では、量研が開発している水冷却固体増殖 TBM を対象とし、クリープ疲労損傷に関わる構造健全性を評価した。

キーワード：Thermo-mechanical analysis, F82H, Creep-fatigue damage envelope

1. 緒言

核融合炉ブランケットは繰り返し高い熱負荷を受けるため、クリープと疲労との重畳を考慮して構造健全性を評価する必要がある。ASME や RCC-MRx 等の压力容器設備の設計基準には、鉄鋼材料のクリープ疲労損傷に関する制限が評価基準として示されている。ITER に設置する Test Blanket Module (TBM) の筐体に生じる応力とひずみ状態に基づいてクリープ疲労に関する健全性を評価する。TBM の構造材料である低放射化フェライト鋼(F82H) のクリープ疲労制限評価基準は整備中であるため、類似鋼として考えられる 9Cr-1Mo-V 鋼の評価基準を参照し、負荷条件としては ITER に加えて原型炉における想定値も考慮した。

2. 解析

TBM の筐体のみ対象とし、解析には 3 次元の 1/4 対称モデルを用いた。冷却水による圧力とプラズマからの負荷により生じる熱応力を有限要素解析コード ANSYS による弾性解析により評価した。評価した相当応力と相当ひずみを基にして、設計疲労線図とクリープ破断曲線からクリープと疲労に関する損傷をそれぞれ算出した。設計条件である冷却材圧力 17.2 MPa、温度 343°C を冷却流路に負荷し、ITER と原型炉で想定される表面熱負荷と中性子壁負荷条件から算出した体積発熱を考慮した。

3. 結果

9Cr-1Mo-V 鋼のクリープ疲労損傷の制限と、評価した TBM 筐体におけるクリープ疲労損傷とを図 1 に示す。TBM の場合には、クリープと疲労による損傷がともに小さいことから、クリープ疲労損傷も基準内に抑えられる可能性が高いことが示された。クリープ損傷の裕度が大きいのは、TBM の使用時間が短いためである。講演では、原型炉で想定される負荷を考慮した解析の結果も報告する。また、F82H を対象とした既存のクリープ疲労試験のデータからクリープおよび疲労損傷を算出し、9Cr-1Mo-V 鋼のクリープ疲労損傷の制限と比較、検討した結果についても報告する。

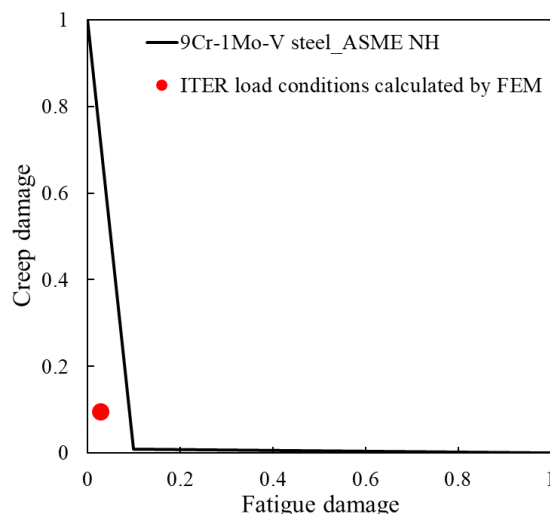


図 1、クリープ疲労損傷の制限と評価

*Wenhai Guan¹, Hyoseong Gwon¹, Hideo Sakasegawa¹, Hisashi Tanigawa¹ and Yoshinori Kawamura¹

¹National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology