

Wed. Mar 15, 2023

Room A

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

[3A01-04] Reactor Component Technology

Chair:Atsushi Okamoto(Nagoya Univ.)

9:30 AM - 10:40 AM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[3A01] Progress of wall recycling control using low Z impurity powders in LHD

*Naoko Ashikawa^{1,2}, Zhen Sun³, Tetsutaro Oishi^{1,2}, Tomoko Kawate^{1,2}, Mikiro Yoshinuma¹, Robert Lunsford³, Yasuhiro Suzuki⁴ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. PPPL, 4. Hiroshima Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3A02] Development of Divertor Heat Removal Component Using Tungsten-Copper Alloy Bonding with SPS Method

*Takanori Murase¹, Tomohiro Morisaki^{1,2}, Yuki Hayashi^{1,2}, Hiroaki Sakata³, Shinji Kitagaki³, Yuta Takahashi³, Yohei Nakajima³ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. TOHO KINZOKU)

9:45 AM - 10:00 AM

[3A03] Fabrication of W/RAFM steel joint by combined joint method

*Toyo Yamashita¹, Masayuki Tokitani², Hiroyuki Noto², Yukinori Hamaji², Jingjie Shen², Suguru Masuzaki², Takeo Muroga², Takashi Nozawa³, Hiroyasu Tanigawa³ (1. SOKENDAI, 2. NIFS, 3. QST)

10:00 AM - 10:15 AM

[3A04] Evaluation of conductor structure, temperature, and magnetic field dependence of joint resistance in mechanical edge joint for remountable high-temperature superconducting magnet

*Kazuya Suzuki¹, Satoshi Ito¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku University)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet/601-5 Fusion Neutronics/601-6 Fusion Reactor System, Design, Application

[3A05-09] Reactor Components and Risk Assessment

Chair:Naoko Ashikawa(NIFS)

10:40 AM - 12:00 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[3A05] Effect of target cooling for long time heat flux

monitoring

*Hiroto Matsuura¹, Son Xuan Nhat Bui² (1. Osaka Metropolitan University, 2. Osaka Prefecture University)

10:40 AM - 10:55 AM

[3A06] Development of gas pressure distribution calculation method applicable to divertor exhaust path

*Atsushi Okamoto¹, Konan Yagasaki¹, Minami Sugimoto¹, Shunya Higuchi¹, Muneo Koike¹, Koki Sato¹, Yuto Yamada¹, Takaaki Fujita¹ (1. Nagoya Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM

[3A07] Experimental Study on Li fire with the heat insulator employed in the liquid Li target loop of a fusion neutron source

*Shunsuke Kenjo¹, Makoto Oyaidzu¹, Kazuhiro Obata¹, Kentaro Ochiai¹, Satoshi Sato¹ (1. QST)

11:10 AM - 11:25 AM

[3A08] Study on inner flow structure of high-speed Li jet flowing along in concave channel

*Daichi Hagari¹, Takafumi OKITA¹, Eiji HOASHI¹ (1. OSAKA UNIVERSITY)

11:25 AM - 11:40 AM

[3A09] Informing a Fusion Regulatory Framework via Radiation Risk Studies

*Takashi Ino¹, Satoshi Konishi¹, Gérald Degreef¹, Colin Baus¹, Paul Barron¹, Reuben Holmes^{1,2} (1. Kyoto Fusioneering, 2. UTokyo)

11:40 AM - 11:55 AM

Room C

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

[3C01-05] Design and Inspection of Nuclear Power Plant

Chair:kazuhito asano(Toshiba ESS)

10:30 AM - 11:55 AM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[3C01] Study of the Postulated Crack Size based on the Non-Destructive Inspection Results of the Reactor Vessel

*Masakazu Tajima¹, Takatoshi Hirota¹, Takashi Hojo², Ryo Nakazaki² (1. MHI, 2. KEPCO)

10:30 AM - 10:45 AM

[3C02] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray

Using AI

*Shiro Takahashi¹, Keita Okuyama¹, Junta Yamada², Tomoyasu Inoue², Eisuke Wakabayashi², Michiaki Kurosaki², Shonosuke Yukita³ (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

10:45 AM - 11:00 AM

[3C03] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray Using AI

*Junta Yamada¹, Tomoyasu Inoue¹, Michiaki Kuroaki¹, Eisuke Wakabayashi¹, Shiro Takahashi², Keita Okuyama², Shonosuke Yukita³ (1. HGNE, 2. HITACHI, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

11:00 AM - 11:15 AM

[3C04] Small SFR with high flexible capability (Mitsubishi Compact Reactor MCR)

*hiroshi sakaba¹, taro kan², yukinori usui¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries,Ltd., 2. Mitsubishi FBR Systems,INC.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3C05] Decay Heat Removal System Concept and Basic Operation of Pool-Type Sodium-Cooled Fast Reactor

*Kenta Ichikawa¹, Shuhei Nakata¹, Masato Ando², Yoshitaka Chikazawa², Atsushi Kato² (1. MFBR, 2. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[3C06-10] Operation Management and Maintenance of Nuclear Power Plant

Chair:Seiji Fujiwara(TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 4:10 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[3C06] First stage of Monju decommissioning project

*Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Hiromi Tsuno¹, Junki Kudo¹ (1. Japan Atomic Enelgy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C07] First stage of Monju decommissioning project

*Yuki Shiota¹, Tomoharu Hamano¹, Hiromi Tsuno¹, Junki Kudo¹ (1. Japan Atomic Enelgy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3C08] First stage of Monju decommissioning project

*Hiromi Tsuno¹, Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Junki Kudo¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3C09] First stage of Monju decommissioning project.

*Junki Kudo¹, Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Hiromi Tsuno¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[3C10] Development of an automatic maintenance scheduling method for nuclear power plants using integer programming

*Ryuta Hashidate¹, Hiroki Yada¹, Shigeru Takaya¹, Mari Ito², Masaaki Suzuki³ (1. JAEA, 2. Kobe Univ., 3. Chukyo Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

Room D

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

[3D01-07] Imaging and Experiment Physics

Chair:Ikuro Kanno(Kyoto Univ.)

10:00 AM - 11:55 AM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[3D01] Study of RI imaging technique using magnetic field measurement method based on perturbation angle correlation

*Taisei Ueki¹, Mizuki Uenomachi², Kenji Shimazoe¹, Hideki Tomita^{3,4}, Kei Kamada⁵, Hiroyuki Takahashi¹ (1. UTokyo, 2. Kyoto Univ., 3. Nagoya Univ., 4. JST, 5. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D02] ¹⁶⁹Yb angle correlation measurement and magnetic field response research

*Boyu Feng¹, Taisei Ueki¹, Mizuki Uenomachi⁴, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Hideki Tomita², Kei Kamada³ (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3D03] Study on image reconstruction condition for a new clearance objects using X-ray CT technique.

*Shunya Nakasone¹, Taiki Yoshii^{1,3}, Kengo Shibuya¹, Hirotaka Sakai¹, Takeshi Fujiwara², Jun Kawarabayashi³ (1. Nuclear Regulation Authority, 2. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 3. Tokyo City University)

10:30 AM - 10:45 AM

[3D04] Verification of recoil electron-tracking Compton imaging with a silicon on insulator pixel sensor

*Mizuki Uenomachi¹, Qinghong ZHU², Kenji Shimazoe², Hiroyuki Takahashi², Koyo Magata³, Rikuto

Kawashima³, Ayaki Takeda³, Takeshi Tsuru¹ (1. Kyoto Univ., 2. UTokyo, 3. The Univ. of Miyazaki)

10:45 AM - 11:00 AM

[3D05] Radiation distribution measurement inside Fukushima Daiichi Nuclear Power Station using wavelength-resolved position-sensitive optical fiber radiation sensor
*Yuta Terasaka¹, Yuki Sato¹, Akira Uritani² (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3D06] Energy shift observation of Rydberg atoms for calcium isotope analysis
*Yoshihiro Iwata¹, Masabumi Miyabe¹, Katsuaki Akaoka¹, Ikuo Wakaida¹, Shuichi Hasegawa² (1. JAEA, 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[3D07] Evaluation of radiocarbon analytical system based-on cavity ring-down spectroscopy using optical-feedback quantum cascade laser
*Keisuke Saito¹, Ryohei Terabayashi^{2,1}, Volker Sonnenschein¹, Kazuki Iwamoto¹, Kazune Mano³, Yuta Kawashima³, Tetsuo Furumiya³, Koji Tojo³, Kenji Yoshida⁴, Hideki Tomita^{1,5} (1. Nagoya Univ., 2. The Univ. of Tokyo, 3. Shimadzu Corp., 4. Sekisui Medical Co., Ltd., 5. JST PRESTO)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[3D08-13] Neutron Source and Instrument Technology

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)

2:45 PM - 4:25 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[3D08] Measurement of delayed neutrons from J-PARC spallation neutron source

*Masahide Harada¹, Makoto Teshigawara¹, Motoki Ooi¹, Yuji Yamaguchi¹, Kenichi Oikawa¹, Yusuke Tsuchikawa¹, Katsuhiro Haga¹ (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[3D09] Current status of development of large-area small d-spacing multilayer neutron mirrors
*Masahiro Hino¹, Tatsuro Oda², Hitoshi Endo³, Takuya Hosobata⁴, Riichiro Nakamura¹, Masahiro Takeda⁴, Hisao Yoshinaga¹, Yutaka Yamagata⁴ (1. Kyoto Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. KEK, 4. RIKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[3D10] Technical developments of neutron spin echo

spectroscopy for observation of a wide space-time region

*Tatsuro Oda¹, Hitoshi Endo², Masahiro Hino³ (1. UTokyo, 2. KEK, 3. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3D11] Study on non-destructive inspection technology for concrete infrastructures using compact fusion neutron sources

*Hironori Kato¹, Takeshi Fujiwara², Jun Hasegawa¹, Tatsuya Katabuchi¹, Noriyosu Hayashizaki¹ (1. Tokyo Tech, 2. AIST)

3:30 PM - 3:45 PM

[3D12] Study of proton distribution in the backing material of accelerator neutron source solid target by ERDA analytical techniques

*HONGFU LIU¹, Naoto HAGURA¹, Tomohiro KOBAYASHI², Jun KAWARABAYASHI¹ (1. TCU, 2. RIKEN)

3:45 PM - 4:00 PM

[3D13] PIC-MCC analysis for high power operation of IEC compact neutron source

*Jun Hasegawa¹, Kazuhiro Matsuda¹ (1. Tokyo Tech)

4:00 PM - 4:15 PM

Room E

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

[3E01-06] Nuclear Fission

Chair:Osamu Iwamoto(JAEA)

9:30 AM - 11:05 AM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[3E01] Primary fission yield and TKE for statistical decay calculation using 4D-Langevin model

*Kazuki Fujio¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM

[3E02] Fission mechanisms of uranium isotopes studied by the 4D Langevin model

*Kazuya Shimada¹, Chikako Ishizuka¹, Fedir A Ivanyuk², Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech, 2. Institute for Nuclear Research)

9:45 AM - 10:00 AM

[3E03] Total kinetic energy of fission fragments of mendelevium isotopes studied by the 4D Langevin model

*Inagaki Jun¹, Shimada Kazuya¹, Ishiduka Chikako¹,

Fedir Ivanyuk², Chiba Satoshi¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Institute of Nuclear Research)

10:00 AM - 10:15 AM

[3E04] TKE systematics of actinides and superheavy nuclei

*Chikako Ishizuka¹, Mark Usang³, Fedir Ivanyuk², Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech, 2. Institute for Nuclear Research, 3. Malaysia Nuclear Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[3E05] Fission yields of neutron-rich nuclei calculated by the dynamical model

*Shoya Tanaka¹, Nobuya Nishimura¹, Itoshi Nishimura², Futoshi Minato³, Yoshihiro Aritomo² (1. RIKEN, 2. Kindai Univ., 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3E06] Study of fission dynamics using five-dimensional Cassini parameters in actinide region II

*Kazuki Okada¹, Takahiro Wada¹, Nicolae Carjan^{2,3} (1. Kansai Univ., 2. IFIN-HH, 3. LP2i, Bordeaux Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[3E07-09] Nuclear Data Evaluation and Application

Chair:Shinsuke Nakayama(JAEA)

11:05 AM - 11:55 AM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[3E07] Evaluation of energy dependence of fission products yields of ²³⁵U by Bayes deep learning

*Jingde Chen¹, yuuta mukouhara¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Institute of Technology)

11:05 AM - 11:20 AM

[3E08] Uncertainty evaluation of GDR peak energy and new Skyrme parameter set

*Tsunenori INAKURA¹ (1. ZC, Tokyo Tech)

11:20 AM - 11:35 AM

[3E09] Study of a remote reactor monitoring system by using reactor antineutrinos

*Karen Sasaki¹, Tadashi Yoshida², Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech, 2. TCU)

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

[3E10-15] Nuclear Data for Innovative Reactors

Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.)

2:45 PM - 4:25 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[3E10] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Jun-ichi Hori¹, Osamu Iwamoto², Tatsuya Katabuchi³, Tadafumi Sano⁴ (1. Kyoto Univ., 2. JAEA, 3. Tokyo Tech., 4. Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3E11] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Atsushi Kimura¹, Shunsuke Endo¹, Shoji Nakamura¹, Gerard Rovira¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3E12] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Tatsuya Katabuchi¹, Hideto Nakano¹, Takaaki Ogiso¹, Yu Kodama¹, Kenichi Tosaka¹, Gerard Rovira², Atsushi Kimura², Shunsuke Endo², Shoji Nakamura² (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[3E13] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Yoshiyuki Takahashi¹, Jun-ichi Hori¹, Hiroshi Yashima¹, Kazushi Terada¹, Yasunori Matsuo², Takashi Kanda², Tadafumi Sano² (1. Kyoto University, 2. Kindai University)

3:30 PM - 3:45 PM

[3E14] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Tadafumi Sano¹, Takashi Kanda¹, Yasunori Matsuo¹, Shoichi Ikeda¹, Hiroyuki Fukuda¹, Masaki Goto¹, Atsushi Sakon¹, Jun-ichi Hori² (1. Kindai University, 2. Kyoto University)

3:45 PM - 4:00 PM

[3E15] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Shinsuke Nakayama¹, Osamu Iwamoto¹ (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

Room F

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

[3F01-04] Irradiation Effects

Chair:Kenichi Fukumoto(The University of Fukui)

9:30 AM - 10:40 AM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[3F01] Evaluation of Electron Beam Irradiation Behavior

for Polyethylene

*Yukiko Furuhashi¹, Yuta Mashiko¹, Tadashi Yamane¹
(1. TEPCO HD)

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Changes in strength of PNC-FMS for wrapper tube of fast reactor by long-term thermal aging

*Koji Fujita¹, Yuta Shizukawa¹, Takashi Tanno¹,
Yasuhide Yano¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Formation mechanism of point defect clusters in collision cascades: large-scale molecular dynamics simulations

*Yuting Chen¹, Kazunori Morishita¹ (1. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Statistical assessment of athermal point defects in iron during neutron irradiation

*Liangfan Zhu¹, Yuting Chen¹, Kazunori Morishita¹ (1. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3F05-09] Light Water Reactor Materials

Chair: Kazunori Morishita (Kyoto University)

10:40 AM - 11:55 AM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[3F05] Study on the local mechanical properties at the interface of RPV cladding

Takashi Noro¹, *Ryuta KASADA Kasada¹, Hao Yu¹,
Diancheng Geng¹, Sosuke Kondo¹, Hideki Yuya², Minako Endo² (1. Tohoku Univ., 2. Chubu Electric Power)

10:40 AM - 10:55 AM

[3F06] Effect of Ni addition on dislocation loop formation in Fe-Mn alloys

*Yuta Ishida¹, Ken-Ichi Fukumoto¹, Fujii Katsuhiko²
(1. UNIVERSITY OF FUKUI, 2. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

10:55 AM - 11:10 AM

[3F07] Evaluation of irradiation embrittlement of a harvested reactor pressure vessel material from a domestic PWR plant

*Toru Oumaya¹, Terumitsu Miura¹, Katsuhiko Fujii¹,
Koji Fukuya¹ (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

11:10 AM - 11:25 AM

[3F08] Evaluation of irradiation embrittlement of a harvested reactor pressure vessel material from

a domestic PWR plant

*Terumitsu Miura¹, Toru Oumaya¹, Katsuhiko Fujii¹,
Koji Fukuya¹ (1. Institute of Nuclear Safety System)

11:25 AM - 11:40 AM

[3F09] Correlation between crack growth and corrosion behavior of cobalt-based alloy in simulated PWR primary water

*Takuyo Yamada¹, Takahiro Sasaoka², Takumi Terachi²,
Yoshiari Kaneshima¹, Kohei Kokutani¹, Koji Arioka¹ (1. INSS, 2. KEPCO)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[3F10-11] Zirconium Alloys

Chair: Masafumi Nakatsuka (Zirco Technology)

2:45 PM - 3:15 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[3F10] Oxide Film Formation Behavior of Ion-Irradiated Zirconium Alloy

*Katsuhito Takahashi¹, Yun Wang¹, Yasuhisa Aono¹,
Takashi Mutaguchi², Shun Shimabukuro², Hideo Watanabe² (1. Hitachi, 2. Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F11] Evaluation of irradiation induced hardness and microstructure of Zry-2 under applied stress (2)

*Luwei Xue¹, Hideo Watanabe¹ (1. Kyushu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

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

[3F12-14] Ceramics

Chair: Ryuta KASADA Kasada (Tohoku Univ.)

3:15 PM - 4:00 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[3F12] Effect of high temperature ion irradiation on swelling and microstructure of Liquid Phase Sintering SiC

*Yansong Zhong¹, Baopu Wang¹, Yina Du¹, Kanjiro Kawasaki¹, Fujio Shinoda¹, Yasunori Hayashi¹, Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3F13] Effects of Irradiation Temperature and Fluence on Mechanical Properties and Surface Residual Stress of SiC

*Baopu WANG¹, Yansong ZHONG¹, Yina DU¹, Kanjiro KAWASAKI¹, Fujio SHINODA¹, Yasunori HAYASHI¹,

Tatsuya HINOKI¹ (1. Kyoto Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[3F14] X-ray Absorption Spectroscopy Study of Cationic Disorder in Spinel Structure Induced on Swift Heavy Ion Irradiations

*Satoru Yoshioka¹, Tomokazu Yamamoto¹, Kazuhiro Yasuda¹, Syo Matsumua², Eiichi Kobayashi³, Koji Okudaira⁴, Norito Ishikawa⁵ (1. Kyushu Univ., 2. NIT Kurume college, 3. SAGA Light Source, 4. Chiba Univ., 5. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[3F15-16] Non-destructive inspection

Chair:Katsuhito Takahashi(Hitachi)

4:00 PM - 4:30 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[3F15] Development of visual inspection technology of pellets using machine learning

*Kenta Goto¹, Shun Hirooka¹, Yuta Horii¹, Shinya Nakamichi¹, Tatsutoshi Murakami¹, Kimikazu Shibamura¹, Takanori Ono¹, Kazuya Yamamoto¹, Nobuhiro Hatanaka¹, Kazuyuki Okumura¹ (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

[3F16] Preliminary experiments for the development of fuel debris sorting technology by hammering method

*Masafumi Nakatsuka¹, Yoichi Endo², Toru Higuchi², Masaya Kumagai³, Ken Kurosaki³ (1. Zirco Technology, 2. NFD, 3. Kyoto Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM

Room G

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

[3G01-03] Geological Environment

Chair:Tatsumi Arima(Kyushu Univ.)

9:45 AM - 10:35 AM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[3G01] Porosity and Permeability changes with Solute Deposition Caused a drying processes around the repository

*Kanta Hongo¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi NIIBORI¹ (1. Tohoku University)

9:45 AM - 10:00 AM

[3G02] Adsorption of Metal Ions on a Pre-Neogene Sedimentary Rock

*Linyi Hou¹, Kanako Toda¹, Takumi Saito¹ (1.

UTokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

[3G03] Study on the treatment of changes in topography and repository depth due to uplift and erosion in nuclide migration evaluation

*Satsuki Kabasawa¹, Michihito Sakamoto², Yuta Takahashi¹, Masaaki Yamaguchi¹ (1. JAEA, 2. Tokai Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3G04-08] Migration/Sorption

Chair:Masaki Takeda(JAEA)

10:35 AM - 12:00 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[3G04] Migration of elements in bentonite as filtering media

*Kazuya Idemitsu¹, Yaohiro Inagaki¹, Tatsumi Arima¹ (1. Kyushu university, Faculty of engineering)

10:35 AM - 10:50 AM

[3G05] Effect of Magnesium on the interaction between Europium and Calcium-Silicate-Hydrate under the Condition Saturated with Saline Groundwater

*Ryo Tahara¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[3G06] Estimation of Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Magnesium Ions with Considering Temperature of Disposal Environment

*Masahide Izumiura¹, Taiji Chida¹, Tsugumi Seki¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[3G07] Temperature dependencies of sorption behavior of cations onto biotite flakes

*Rintaro Kobayashi¹, Taiji Chida¹, Tsugumi Seki¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3G08] Study on elucidation of the mechanism of concrete contamination by radioactive materials and estimation of contamination distribution (15)

*Kazuo Yamada¹, Norio Muranaka², Keita Himori², Hideyuki Hokora³, Sayuri Tomita³, Haruka Aihara⁴, Yasumasa Tojo², Yoshifumi Hosokawa⁵, Go Igarashi⁶,

Ippei Maruyama⁷ (1. NIES, 2. Hokkaido Univ., 3. Taiheiyō Consultant, 4. JAEA, 5. Taiheiyō Cement, 6. Nagoya Univ., 7. UTokyo)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3G09-13] Waste

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 4:10 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[3G09] Mortar filling solidification of aluminum metal contained in low-level radioactive waste

*Hideaki Nishiura¹, Mitsunori Hanabata¹, Masashi Kitamura¹, Masatsugu Kato¹, Mitsuru Iwasaki², Mitsushi Motoyama³ (1. The Kansai Electric Power Co., Inc., 2. Tohoku Electric Power Co., Inc., 3. JGC HOLDINGS CORPORATION)

2:45 PM - 3:00 PM

[3G10] Mortar filling solidification of aluminum metal contained in low-level radioactive waste

*mitsushi motoyama¹, mitsunori hanabata², masatsugu kato², mitsuru iwasaki³ (1. JGC, 2. KEPCO, 3. Tohoku-EPCO)

3:00 PM - 3:15 PM

[3G11] Development of a New Theoretical Scaling Factor Method for Estimation of Fuel Debris Difficult-to-Analyze Nuclide Inventory

*Masahiro Sakamoto^{1,2}, Keisuke Okumura¹, Junichi Kaneko^{2,1}, Masato Mizokami³, Shinya Mizokami³ (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM

[3G12] The Effect of Structural Interaction of Radionuclides and Sodium Alkalinized Metakaolin-Based Geopolymer on Leakage from Host Matrix

*ANIL CAN YILDIRIM¹, KANAKO TODA¹, TAKUMI SAITO¹ (1. University of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[3G13] In-situ measurement of density distribution of buffer material swelling process using X-ray Computed Tomography

*Norihisa OSAWA¹, Tomoko ISHII^{1,2}, Kenji ISHII³, Daisuke HAYASHI⁴, Yuichi NIIBORI² (1. Taiheiyō Consultant, 2. Tohoku Univ., 3. KAJIMA, 4. RWMC)

3:45 PM - 4:00 PM

Room I

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

[3I01-04] Nuclide Adsorption and Separation 1

Chair: Masashi Murakami (JAEA)

10:00 AM - 11:05 AM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[3I01] Study of penetration and leaching behavior for Cs-contaminated concrete

*Kosuke Kondo¹, Isamu Sato¹, Kunihisa Nakajima² (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3I02] Adsorption behavior of aerosols derived from cesium compounds on epoxy resin

*Daiki Fujino¹, Haruaki Matsuura¹, Isamu Sato¹ (1. TCU)

10:15 AM - 10:30 AM

[3I03] Investigation of local structure and chemical state of lanthanide-NTA amide complex using XAFS and multiple scattering calculations

*Kazuki Minowa¹, Sou Watanabe², Yasutoshi Ban², Masahiko Nakase³, Shinta Watanabe³, Haruaki Matsuura¹ (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA, 3. Tokyo Tech.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3I04] Decontamination of alkali chloride baths containing nuclear materials by precipitation

*Yuri Yamamoto¹, Youko Takahatake², Sou Watanabe², Masayuki Watanabe², Haruaki Matsuura¹ (1. TCU, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[3I05-07] Nuclide Adsorption and Separation 2

Chair: Tatsuro Matsumura (JAEA)

11:05 AM - 11:55 AM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[3I05] Electrochemical boosting the uptake

performance of Prussian blue for Platinum group elements

Koki Watanabe¹, Masato Nakaya¹, Yasutaka Kitagawa², *Jun Onoe¹ (1. Nagoya University, 2. Osaka University)

11:05 AM - 11:20 AM

[3I06] Electrochemical boosting the uptake

performance of Prussian blue for Platinum group elements

*Yasutaka Kitagawa¹, Taigo Kamimura¹, Koki Watanabe², Masato Nakaya², Jun Onoe² (1. Osaka University, 2. Nagoya University)
11:20 AM - 11:35 AM

[3107] Uranium separation from simulated silica sludge using Na₂CO₃ solution

*Yuya Kuroki¹, Noriko Asanuma¹, Shin-ichi Kobayashi², Satoshi Fukada², Keiji Suzuki², Hideshi Fujinaga³ (1. Tokai Univ., 2. Japan Society of Newer Metals, 3. Former Japan Society of Newer Metals)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3108-11] Nuclide Adsorption and Separation 3

Chair:Jun Onoe(Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:50 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[3108] Adsorption behaviors of a 2D covalent organic framework toward Pd(II) in acid solution

*Hao Wu¹, Seong-Yun Kim¹ (1. TOHOKU UNIVERSITY)
2:45 PM - 3:00 PM

[3109] Extraction Behavior of Pd(II) from Aqueous Nitric Acid Solutions with Tridentate Pincer-type Extractants Showing Coordination Isomerism

*Tasuku Orino¹, Yueming Cao¹, Koichiro Takao¹ (1. Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech)
3:00 PM - 3:15 PM

[3110] Influence Examination of Coexistence Components on Adsorption Performance of Powder Adsorbent for Treatment of Contaminated Water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Akira Tsutsumiguchi¹, Kazushige Ishida¹ (1. Hitachi)
3:15 PM - 3:30 PM

[3111] Calculation of economics of volume reduction process for fly ash produced in thermal treatment of radioactively contaminated off-site incineration residue

*Kenichi Arima¹, Kazuto Endo¹, Masahiro Osako¹ (1. National Institute of Environmental Studies)
3:30 PM - 3:45 PM

Room J

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

[3J01-05] Anomaly Detection Technique and Robot

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

10:30 AM - 11:55 AM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[3J01] Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

*kosuke Aizawa¹, Yoshitaka Chikazawa¹, Yoshitaka Ueki² (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)
10:30 AM - 10:45 AM

[3J02] Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

*Nao Mikami¹, Yoshitaka Ueki¹, Masahiko Shibahara¹, Kosuke Aizawa² (1. Osaka Univ., 2. JAEA)
10:45 AM - 11:00 AM

[3J03] Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

*Shota Tanaka¹, Yoshitaka Ueki¹, Masahiko Shibahara¹, Kosuke Aizawa² (1. Osaka Univ., 2. JAEA)
11:00 AM - 11:15 AM

[3J04] Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

*Yoshitaka Ueki^{1,3}, Shunsaku Hashimoto¹, Masahiko Shibahara¹, Kosuke Aizawa² (1. Osaka Univ., 2. JAEA, 3. TUS)
11:15 AM - 11:30 AM

[3J05] Construction of an operation system for a small 6-legged-wheel robot for research

*Yudai Yamashita¹, Shoki Hibino¹, Hinata Takami¹, Hiroyuki Shimano², Masayuki Kawai¹ (1. Univ. of Fukui, 2. Shimano)
11:30 AM - 11:45 AM

Room K

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

[3K01-05] Criticality Analysis of Fuel Debris 1

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)

9:30 AM - 10:55 AM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[3K01] Study on criticality judgement under a low neutron count rate condition based on Pá l-Mogil' ner-Zolotukhin-Bell-Babala distribution

*Tomohiro Endo¹, Kenichi Watanabe², Manobu Tanaka³

(1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. KEK)

9:30 AM - 9:45 AM

[3K02] Study on the criticality monitoring method by measurements of short-half-life noble-gas fission products for the criticality monitoring of fuel debris inside a primary containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations

*Eka Sapta Riyana¹, Masahiro Sakamoto¹, Taichi Matsumura¹, Kenichi Terashima¹, Keisuke Okumura¹ (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3K03] Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method

*Jun Nishiyama¹, Seiya Manabe², Hideki Harano², Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech, 2. AIST)

10:00 AM - 10:15 AM

[3K04] Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method

*Seiya Manabe¹, Jun Nishiyama², Hideki Harano¹, Toru Obara² (1. AIST, 2. Tokyo Tech)

10:15 AM - 10:30 AM

[3K05] Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method

*Hiroki Takezawa¹, Toru Obara² (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tokyo Tech)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3K06-09] Criticality Analysis of Fuel Debris 2

Chair: Motomu Suzuki (CRIEPI)

10:55 AM - 12:00 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[3K06] Kinetics analysis to investigate effects of fuel debris particle size on criticality behavior in terms of thermal transfer

*Kodai Fukuda¹, Yuichi Yamane¹ (1. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM

[3K07] Improvement of criticality calculation speed in fuel debris falling down in water

*Takuya Miura¹, Jun Nishiyama¹, Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech)

11:10 AM - 11:25 AM

[3K08] Critical mass calculation of a fuel randomization

system using Solomon

*Tomoaki Watanabe¹, Ueki Taro¹, Suyama Kenya¹ (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3K09] Extreme value analysis of bounded amplification in random media criticality calculation

*UEKI TARO¹ (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[3K10-13] Critical Experiment Facility

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:50 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[3K10] Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel(2)

*Tsuyoshi Misawa¹, Hironobu Unesaki¹, Yasunori Kitamura¹, Yoshiyuki Takahashi¹ (1. Kyoto University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3K11] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Satoshi GUNJI¹, Shouhei ARAKI¹, Tomoki YOSHIKAWA¹, Kazuhiko IZAWA¹, Kenya SUYAMA¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3K12] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Tomoki Yoshikawa¹, Shouhei Araki¹, Yu Arakaki¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹, Kenya Suyama¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3K13] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Shouhei Araki¹, Satoshi Gunji¹, Arakaki Yu¹, Tomoki Yoshikawa¹, Kazuhiko Izawa¹, Kenya Suyama¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[3K14-15] Advanced Reactor

Chair: Naoto Aizawa (Tohoku University)

3:50 PM - 4:25 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[3K14] The preliminary evaluation of detailed power distribution in fuel blocks of HTGR

*Hayato Kusunoki¹, Nozomu Fujimoto¹, Irwan Liapto Simanullang¹ (1. Kyushu University Graduate School)

3:50 PM - 4:05 PM

[3K15] Study on minimization of burn-up reactivity loss
for small PWR with TRISO Fuel

*Takeshi Yamanaka¹, Takanori Kitada¹, Satoshi
Takeda¹ (1. osaka university)

4:05 PM - 4:20 PM

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

[3A01-04] Reactor Component Technology

Chair: Atsushi Okamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 9:30 AM - 10:40 AM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[3A01] Progress of wall recycling control using low Z impurity powders in LHD

*Naoko Ashikawa^{1,2}, Zhen Sun³, Tetsutaro Oishi^{1,2}, Tomoko Kawate^{1,2}, Mikiro Yoshinuma¹, Robert Lunsford³, Yasuhiro Suzuki⁴ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. PPPL, 4. Hiroshima Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3A02] Development of Divertor Heat Removal Component Using Tungsten-Copper Alloy Bonding with SPS Method

*Takanori Murase¹, Tomohiro Morisaki^{1,2}, Yuki Hayashi^{1,2}, Hiroaki Sakata³, Shinji Kitagaki³, Yuta Takahashi³, Yohei Nakajima³ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. TOHO KINZOKU)

9:45 AM - 10:00 AM

[3A03] Fabrication of W/RAFM steel joint by combined joint method

*Toyo Yamashita¹, Masayuki Tokitani², Hiroyuki Noto², Yukinori Hamaji², Jingjie Shen², Suguru Masuzaki², Takeo Muroga², Takashi Nozawa³, Hiroyasu Tanigawa³ (1. SOKENDAI, 2. NIFS, 3. QST)

10:00 AM - 10:15 AM

[3A04] Evaluation of conductor structure, temperature, and magnetic field dependence of joint resistance in mechanical edge joint for remountable high-temperature superconducting magnet

*Kazuya Suzuki¹, Satoshi Ito¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku University)

10:15 AM - 10:30 AM

LHDにおける低Z粒子を用いた壁リサイクリング制御の進展

Progress of wall recycling control using low Z impurity powders in LHD

*芦川直子^{1,2}, Z. Sun³, 大石鉄太郎^{1,2}, 川手朋子^{1,2}, 吉沼幹朗^{1,2}, R. Lunsford³, 鈴木康浩⁴

¹核融合研, ²総研大, ³PPPL, ⁴広大

核融合プラズマ運転で利用可能な能動的プラズマ制御法の一つとして不純物粒子ドロPPER (IPD) 装置がある。本発表ではリチウム粒子による電子密度の径方向分布の変化に関する実験結果を報告する。

キーワード：リチウム粒子、径方向輸送制御、LHD、壁リサイクリング、水素同位体

1. 緒言

IPD装置によるリチウム (Li) 粒子導入実験は、主に壁リサイクリング抑制に対して実績がある[1]。今回、LHDで初めてIPDによるLi落下実験を開始し、放電波形と共に各種パラメータの径方向分布への変化に着目した観測を行った。

2. 実験

図に重水素プラズマに対してLi粒子有(#182644)、Li粒子無(#182639)を比較した各種放電波形を示す。#182644では図(a)で示す分光測定および荷電分光(CXS)測定から得られたLi強度が示すように3.7-4.7秒間で主にLiが重水素プラズマへ導入されている。この時間帯の初期にD α 強度が減少するが、Li粒子供給が停止されるとともにD α 強度が増加傾向に転じる。Li粒子落下時の分光、CXS、およびD α 測定から得られた放電波形では、ボロン粒子落下時と比べて時間応答が良いことが分かる。

これら2つの放電で、Li粒子落下開始からその後に至るまで蓄積エネルギー (Wp) 値はほぼ同程度である。Li有放電の中盤(4.40s)、後半(4.80s)およびその後(5.17s)の時刻における電子密度の径方向分布 (トムソン散乱) を図(b),(c)に示す。Li無の放電 (図(c)) ではt=4.4~5.17s間で電子密度分布に変化がない。これに対し、Li有の放電 (図(b)) ではLi導入中はプラズマ中心部での谷間が深いホロー分布が形成されるが、Li供給が停止すると中心ピークな分布へと変化していくことが明らかとなった。このようなプラズマに対する能動的な作用に伴う電子密度の中心ピークへの変化は、LHDよりも大きなプラズマ半径を有するITER等で燃料の中心供給に関する課題に対し貢献できる可能性がある。

3. 結論

重水素プラズマへのリチウム粒子供給時、周辺部で顕著な電子密度の増加が観測された。この時、ホローな電子密度分布の谷間は深くなる。また、リチウム供給が止まると電子密度分布は中心ピークな分布へと変化した。つまり、リチウムによって径方向輸送が制御できる可能性が明らかとなった。本研究はLHD-PPPL共同研究、およびJSPS-CAS二国間交流事業に基づき実施された。

参考文献

[1] Z. Sun et al., Nuclear Materials and Energy 19 (2019) 124.

*Naoko Ashikawa^{1,2}, Zhen Sun³, T. Oishi^{1,2}, T. Kawate^{1,2}, M. Yoshinuma^{1,2}, R. Lunsford³, Y. Suzuki⁴

¹NIFS, ²SOKENDAI, ³PPPL, ⁴Hiroshima Univ.

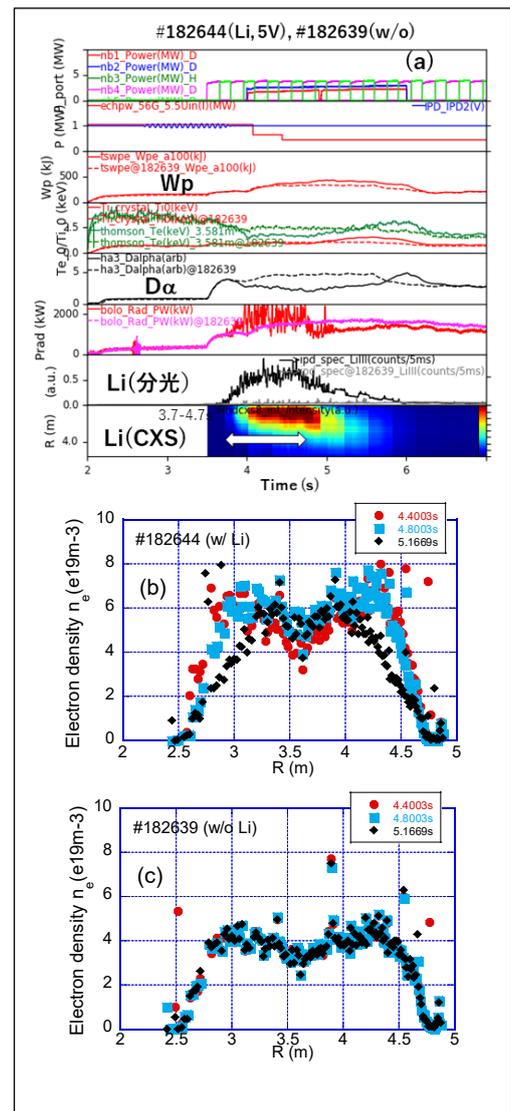


図. LHD 重水素プラズマ放電へLi粒子を落下。(a)各種データの時間発展、(b)Li有および(c)Li無放電の電子密度径方向分布(トムソン散乱)

SPS 法を用いたタングステン-銅合金接合によるダイバータ受熱機器の開発

Development of Divertor Heat Removal Component

Using Tungsten-Copper Alloy Bonding with SPS Method

*村瀬 尊則¹, 森崎 友宏^{1,2}, 林 祐貴^{1,2}, 坂田 浩章³, 北垣 慎二³, 高橋 雄太³, 中島 擁平³

¹核融合科学研究所, ²総合研究大学院大学, ³東邦金属株式会社

As a divertor heat removal component of a fusion device, tungsten (W) and chromium-zirconium-copper (CuCrZr) joints were fabricated by the spark plasma sintering (SPS) method. Three test pieces were fabricated using the proposed method and installed in the divertor section of the large helical device LHD.

キーワード: ダイバータ, タングステン, 銅合金, 放電プラズマ焼結法, 熱負荷

1. 緒言

核融合科学研究所では、東邦金属株式会社との共同研究により、タングステン (W) とクロムジルコニウム銅 (CuCrZr) を放電プラズマ焼結 (SPS) 法による接合技術を開発した。そして本技術を基に、大型ヘリカル装置 LHD に適用するダイバータ受熱機器の設計活動を進めている。

2. ダイバータ試験体の製作

2-1. SPS 法を用いた W/CuCrZr 接合技術

SPS 法は一軸加圧下でパルス電流を印加し、電気的エネルギーにより金属やセラミック等の粉体を焼結する技術である。本研究では SPS 法を用いて W と CuCrZr の接合を試みた。当初、接合面に残存する酸化物の影響により接合が阻害されることが判明した。そこで SPS 法の雰囲気ガスに水素を用い、還元雰囲気における接合技術を確立することで、酸化物を効果的に除去し接合品質を高めた。さらに W と CuCrZr の間に W-Cu 混合粉末からなる応力緩和層を設け、熱膨張率の大きく異なる W と CuCrZr の強固な接合を実現した。

2-2. ダイバータ試験体の作製

LHD のダイバータ受熱機器は局所的に極めて高い熱負荷に曝されるため、受熱機器に入る熱を素早く冷却水に伝える高い除熱性能が求められる。ITER のスワールリボン方式など、これまで種々の冷却方式が調査されている。本研究では複数の冷却流路について有限要素法を用いて熱流体解析を実施し、その除熱性能を比較評価した。そのうち、3種類の冷却流路についてダイバータ受熱機器を作製し、LHD にインストールした。第 24 サイクルのプラズマ実験では、ダイバータ受熱機器を上部ポートから赤外線カメラで観測するとともに熱電対で CuCrZr 部の温度を計測した。今後、実験後に SEM 等を用いて損傷状況を観察する予定である。

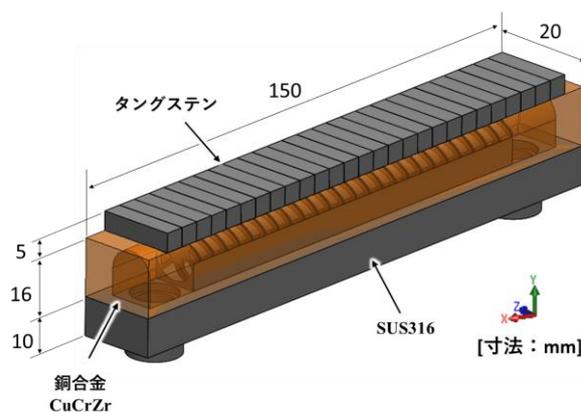


図 1. ダイバータ受熱機器の外観図

*Takanori Murase¹, Tomohiro Morisaki^{1,2}, Yuki Hayashi^{1,2}, Hiroaki Sakata³, Shinji Kitagaki³, Yuta Takahashi³ and Yohei Nakajima³

¹NIFS, ²SOKENDAI, ³TOHO KINZOKU

二段階接合法による W と RAFM 鋼の接合技術開発

Fabrication of W/RAFM steel joint by combined joint method

*山下 東洋¹, 時谷 政行^{1,2}, 能登 裕之^{1,2}, 浜地 志憲^{1,2}, 申 晶潔^{1,2}, 増崎 貴^{1,2},
室賀 健夫^{1,2}, 野澤 貴史³, 谷川 博康³
¹総研大, ²核融合研, ³QST

原型炉ダイバータ受熱機器の中で比較的熱負荷量が低い領域であるバップル及びドーム構造部に向けたタングステン(W)と低放射化フェライト鋼(RAFM 鋼)の接合技術として、両材料に中間緩衝材を介して二回の熱処理で接合する「二段階接合法」を開発した。

キーワード: ダイバータ, タングステン, RAFM 鋼, ろう付接合, 拡散接合

1. 緒言

原型炉のダイバータ受熱機器では、タングステン(W)製アーマーと低放射化フェライト鋼(RAFM 鋼)製の接合構造がそのバップル及びドーム構造部に適用される予定である [1]。両材料は熱膨張係数が異なるため、接合熱処理後の接合界面近傍に生じる残留応力の緩和が課題である。同緩和手段として W と RAFM 鋼の間に中間緩衝材を導入する接合構造(W/中間緩衝材/RAFM 鋼)が一般的に考えられている。これまでにも同構造を基にした接合技術開発が進められたが[2]、多くの場合 RAFM 鋼内のフェライト/マルテンサイト組織が変質する温度 (約 738°C) 以上の熱処理が採用されており、RAFM 鋼の組織変質が問題となっている。そこで本研究では、残留応力の緩和に有利である純銅(Cu)を中間緩衝材に採用し、一段階目に W と Cu の接合熱処理を 900°C 程度の高温で実施し、二段階目に残りの Cu 面と RAFM 鋼を 730°C 以下の温度で接合する、という二段階接合法を考案・実施した。製作された W/Cu/RAFM 鋼接合構造に対して接合状態や RAFM 鋼内の組織変化について評価を行った。

2. 実験方法

2-1. 二段階接合法による接合試験体の試作

Cu/RAFM 鋼の接合では、単純な拡散接合において 730°C 以下の熱処理温度が理想であるが、同温度では拡散接合の観点から見ると低温であるため、まずは僅かに高めの 800°C の温度において拡散接合が可能かどうかの検証を目指した。そこで、一段階目に W と Cu を Ni-P 系ろう材を用いて 960°C の熱処理温度で接合させ、同試験体の残りの Cu 面と RAFM 鋼(JLF-1)に 800°C, 20MPa, 1 時間の条件による拡散接合を実施した。

2-2. 720°C での Cu と RAFM 鋼の拡散接合実験

730°C 以下の熱処理温度において Cu/RAFM 鋼の拡散接合が可能であるのかどうかを検証するために、720°C, 40MPa, 1 時間の条件において Cu と RAFM 鋼(F82H 鋼)の拡散接合を行った。

2-3. 透過型電子顕微鏡(TEM)による組織観察

接合界面の状態および RAFM 鋼の組織変化を観察する目的で、接合界面の TEM 観察を実施した。

2-4. 実験結果及び考察

2-1. の接合実験における W/Cu のろう付接合部は、過去にも実施した接合実験 [2] と同様の接合手法であるため、本予稿では、2-1. 及び 2-2. の Cu/RAFM 鋼の拡散接合結果について述べる。図 1 と 2 に、それぞれ 800°C, 720°C での拡散接合後の Cu/RAFM 鋼接合界面の TEM 明視野像を示す。明視野像中に赤枠で囲んだ領域における元素マッピング像も同時に示している。800°C の場合には、接合界面の Cu 側に高密度キャビティや歪み場が確認できるが、720°C ではそのような欠陥構造は確認できないだけでなく、ナノレベルで緻密な接合界面であることがわかる。さらに、Cr のマッピング像を比較すると、800°C の場合には析出物の粗大化が確認できるが、720°C では逆に均一分散していることが確認できる。おそらく、これら Cr の分布は、Cr を主とする炭化物である(M₂₃C₆ [3])と考えられることから、720°C の場合には熱処理による RAFM 鋼の組織変質が抑えられていると判断できる。RAFM 鋼の組織変質の差の要因は熱処理温度によるものであると考えられるが、先に述べた高密度キャビティや歪み場等の欠陥構造の差が生じる要因は熱処理温度の差だけでは説明できない。現時点で推察される要因は、接合界面の清浄度等が挙げられるが、詳細については今後さらなる実験的検証が必要である。

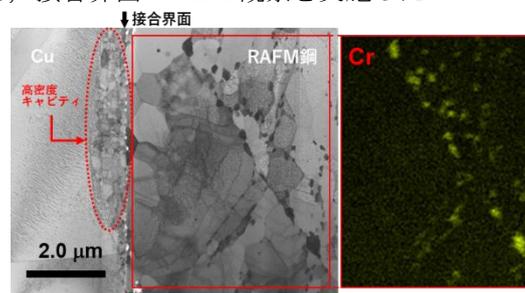


図 1. 2-1. の接合実験の Cu/RAFM 鋼接合部における TEM 明視野像および Cr の元素マッピング像

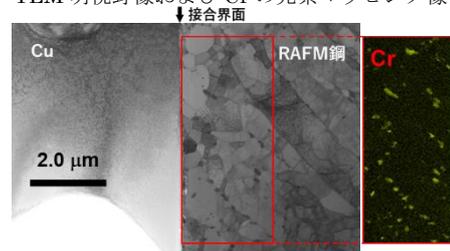


図 2. 2-2. の接合実験の Cu/RAFM 鋼接合部における TEM 明視野像および Cr の元素マッピング像

3. 結論

720°C の拡散接合を用いることで、Cu/RAFM 鋼の接合に関しては理想的に近い接合界面が得られることを示した。今後は同接合界面が得られた物理的なメカニズムを検証すると同時に、同接合条件を用いて製作した接合試験体の熱処理試験を行う予定である。

参考文献

- [1] N. Asakura, et al., Nucl. Fusion 57 (2017), 126050.
[2] T. Yamashita, et al., Fusion Eng. Des. 170 (2021), 112687.
[3] M. Souissi, et al., Scientific Reports, 2018, DOI:10.1038/s41598-018-25642-y.

*Toyo Yamashita¹, Masayuki Tokitani^{1,2}, Hiroyuki Noto^{1,2}, Yukinori Hamaji^{1,2}, Jingjie Shen^{1,2}, Suguru Masuzaki^{1,2}, Takeo Muroga^{1,2}, Takashi Nozawa³, Hiroyasu Tanigawa³
¹SOKENDAI, ²NIFS, ³QST.

分割型高温超伝導マグネット用機械的エッジジョイントの 接合抵抗の導体構造・温度磁場依存性評価

Evaluation of conductor structure, temperature, and magnetic field dependence of joint resistance in
mechanical edge joint for remountable high-temperature superconducting magnet

*鈴木 和也¹, 伊藤 悟¹, 橋爪秀利¹

¹東北大学

核融合炉用分割型高温超伝導マグネットへの適用が想定される接合法である、機械的エッジジョイントの接合抵抗の導体構造・温度磁場依存性を抵抗要素の温度磁場依存性に基づき数値解析によって評価した。また本結果に基づき、低抵抗接合が可能な導体構造について議論した。

キーワード：高温超伝導導体, 超伝導マグネット, 機械的接合, 接合抵抗評価

1. 緒言

核融合炉における巨大かつ複雑な超伝導マグネットの製造を容易にするため、マグネットを分割製造し、組み立てて使用する分割型高温超伝導マグネットが提案されている[1]。設計実現のためには、低接合抵抗を達成できる高温超伝導導体の接合法の開発が必要である。先行研究[2,3]では、超伝導導体の側面同士を接合させる、機械的エッジジョイント[2]の接合抵抗の低減方法が検討されてきた。一方で、ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 の最大外部磁場は 11.8 T[4]であるが、機械的エッジジョイントにおける接合抵抗の温度磁場依存性については明らかにされていない。そこで本研究では、接合抵抗の温度磁場依存性を数値解析によって評価し、得られた結果に基づき接合抵抗の低減方法について検討した。

2. 数値解析手法

商用有限要素法ソフトウェア COMSOL Multiphysics を使用し、二次元静電場解析を行った。銅ジャケット内に 50 枚の REBCO 線材(12 mm 幅)と銅テープを交互に積層し、はんだ含侵で固定した導体の機械的エッジジョイントをモデル化した。温度・磁場に加え、先行研究[3]と同様に銅テープ厚さをパラメータとした。境界条件として与えた電位差 5 μ V と二次元解析モデル全体のジュール損失(W/m)から、単位接合長あたりの抵抗値(Ω m)を求め、それを想定する接合長(500 mm)で割ることで接合抵抗(Ω)を評価した。

3. 数値解析結果

温度 20 K、接合長 500 mm、磁気抵抗を等方的に与えた条件での接合抵抗と導体内に積層した銅テープの厚さの関係を図 1 に示す。本結果より磁場 12 T において、目標抵抗値を超えていることがわかる。

銅テープ厚さを増やすことで接合抵抗の低減が期待できる[2,3]

が、曲げひずみの制約上 310 μ m 以上は増やすことができない。

磁気抵抗効果の異方性を考慮し、コイル内磁場分布と電流経路を踏まえての低接合抵抗可能な構造の検討も進めており、詳細は発表当日に報告する。

参考文献

- [1] H. Hashizume et al., Fusion Eng Des., 89, 2241-2245, (2014)
- [2] S. Ito et al., IEEE Trans Plasma Sci., 40, 1446-1452, (2012)
- [3] S. Sato et al., J. Phys.: Conf. Ser., 1559, 012110, (2020)
- [4] S. Ito et al., IEEE Trans Appl. Supercond., 26, 4201510, (2016)

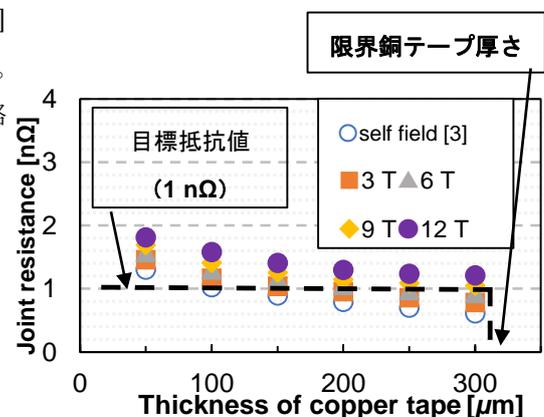


図 1 接合抵抗—磁場依存性特性

* Kazuya Suzuki¹, Satoshi Ito¹ and Hidetoshi Hashizume¹

¹Tohoku Univ.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet/601-5 Fusion Neutronics/601-6 Fusion Reactor System, Design, Application

[3A05-09] Reactor Components and Risk Assessment

Chair:Naoko Ashikawa(NIFS)

Wed. Mar 15, 2023 10:40 AM - 12:00 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[3A05] Effect of target cooling for long time heat flux monitoring

*Hiroto Matsuura¹, Son Xuan Nhat Bui² (1. Osaka Metropolitan University, 2. Osaka Prefecture University)

10:40 AM - 10:55 AM

[3A06] Development of gas pressure distribution calculation method applicable to divertor exhaust path

*Atsushi Okamoto¹, Konan Yagasaki¹, Minami Sugimoto¹, Shunya Higuchi¹, Muneo Koike¹, Koki Sato¹, Yuto Yamada¹, Takaaki Fujita¹ (1. Nagoya Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM

[3A07] Experimental Study on Li fire with the heat insulator employed in the liquid Li target loop of a fusion neutron source

*Shunsuke Kenjo¹, Makoto Oyaidzu¹, Kazuhiro Obata¹, Kentaro Ochiai¹, Satoshi Sato¹ (1. QST)

11:10 AM - 11:25 AM

[3A08] Study on inner flow structure of high-speed Li jet flowing along in concave channel

*Daichi Hagari¹, Takafumi OKITA¹, Eiji HOASHI¹ (1. OSAKA UNIVERSITY)

11:25 AM - 11:40 AM

[3A09] Informing a Fusion Regulatory Framework via Radiation Risk Studies

*Takashi Ino¹, Satoshi Konishi¹, Gérald Degreef¹, Colin Baus¹, Paul Barron¹, Reuben Holmes^{1,2} (1. Kyoto Fusioneering, 2. UTokyo)

11:40 AM - 11:55 AM

長時間熱流束評価におけるターゲット冷却の効果

Effect of target cooling for long time heat flux monitoring

*松浦 寛人¹, ブイスアンニャットソン²

¹大阪公大, ²大阪府大

現在、多くの既存の核融合実験装置では放電パルス長は精々秒のオーダーである。しかし、将来の核融合炉では時間オーダー以上の放電パルスが想定され、プラズマ対抗機器は例外なく積極的な冷却が必要となる。にもかかわらず、この冷却効果を考慮した熱バランスの解析についての研究は非常に限られており、ELMなどのパルス熱負荷の影響の評価に問題が残る。本研究では、簡易モデルを用いて、これらの問題について考察する。

キーワード：ダイバータタイル熱流束、熱伝導、熱損失時間

1. 緒言

GAMMA10/PDX ダイバータモジュール用カロリメータは、200~400 ミリ秒の放電時間でのダイバータ模擬実験時の熱流束評価に供せられてきた。2022年度に稼働した筑波大学の新装置では、100 秒を超える長時間放電が計画されており、カロリメータターゲットからの熱損失を無視した従来の解析では問題が生じる。図 1 は、カロリメータターゲットに熱源を短時間接触させ、熱損失時間を実測した例である。同様の測定は、ヘリオトロン J の複合ダイバータアレイに対してもなされた。一般に、プラズマ照射材料の熱損失時間は 10 秒のオーダーであり分を超える長時間放電での測定には、熱損失のモデル化が必須となることがわかる。

2. 熱損失を考慮した 0 次元温度応答関数

一定の温度を持つプラズマ照射材料(体積 V 、照射面積 S)に、時間的に一定な熱流束 q_0 が入射した時の温度応答関数の一般形は以下になる。ここで、熱損失は温度応答関数(すなわち温度増分)に比例し、比例定数は熱損失時間 τ_l に反比例するとモデル化している。

$$S(t) = \frac{q_0 S}{c\rho V} \tau_l \left(1 - \exp\left(-\frac{t}{\tau_l}\right) \right)$$

短パルスの放電($t \ll \tau_l$)の時は、応答関数は τ_l には依存せず、在来の解析[1]が有効であるが、逆の場合にはプロセスプラズマの分野での熱流束測定で開発された解析法を導入し、 τ_l の効果の定量化を行う必要がある。ゆっくりとした測定はこれでよいが、高速の熱流束変化をとらえるには 1 次元または 2 次元[2]の温度応答関数の改良やセンサーターゲットの改良が必要となる。本研究は NIFS 双方向型共同研究(NIFS22KUHL107/NIFS22KUGM171)および一般共同研究(NIFS22KIPR007)の援助を受けている。

参考文献

[1] M.S.Islam *et al.*, Plasma Fusion Res., 11(2016) 2402042.

[2] 松浦他, 原子力学会 2022 年秋の年会 (茨城大) 3H12.

*Hiroto Matsuura¹, Bui Xuan Nhat Son²

¹Osaka Metro. Univ., ²Osaka Pref. Univ.

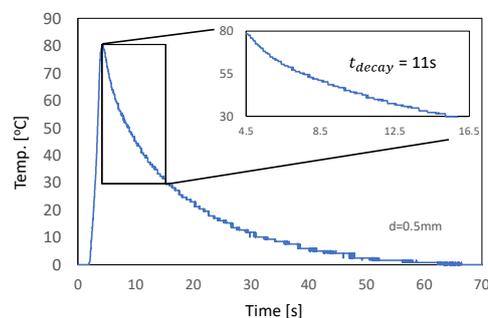


図 1. GAMMA10/PDX ダイバータモジュール用カロリメータの熱損失時間の測定例

ダイバータ排気経路に適用可能なガス圧力分布計算手法の開発

Development of gas pressure distribution calculation method applicable to divertor exhaust path

*岡本 敦, 矢ヶ崎 誇楠, 杉本 みなみ, 樋口 舜也, 小池 宗生, 佐藤 剛貴, 山田 悠斗, 藤田 隆明
名古屋大学

核融合炉ダイバータの排気経路はクヌーセン流れ領域に相当し、配管コンダクタンスの圧力依存性により支配方程式は圧力に対する非線形方程式となる。線形化を施すことで分子流領域と同等の計算コストで圧力分布を計算する手法を開発し、小規模の体系で実測と比較することで妥当性を確認した。

キーワード: 原型炉, ダイバータ, 排気経路, コンダクタンス, 粘性流, 中間流, クヌーセン流れ, 分子流

1. 緒言

原型炉ダイバータ設計の工学検討としてダイバータカセットの排気経路の評価と改善が進行中である。排気経路の最上流部であるダイバータ板近傍では分子流と粘性流の中間のクヌーセン流れ領域（クヌーセン数 $0.01 < Kn < 0.5$ ）に相当する。この領域ではコンダクタンスが圧力に依存することから、排気経路の圧力分布評価には計算コストの高いモンテカルロ法が必要とされてきた。我々は分子流から粘性流までの広い圧力範囲の体系に適用可能でモンテカルロ法に比べて高速な圧力分布計算手法を開発した[1]。小規模な体系で実測と計算の比較を行った。

2. 計算手法

分子流の体系ではコンダクタンスが定数のため圧力に関する線型方程式が得られ容易に求解される。粘性流の場合には、コンダクタンスを定係数と圧力の積で表現し、圧力の二乗に関する線型方程式を求解することで圧力分布を得る。クヌーセン流れ領域では、コンダクタンスが分子流と粘性流のコンダクタンスの線形結合で表現されることを利用し、分子流と粘性流のそれぞれの計算で得られた圧力分布の平均を初期条件としてコンダクタンスを決定し、線型方程式により圧力分布を得る。以後、得られた圧力分布からコンダクタンスを決定し繰り返し計算で収束解を得る。

3. 結果

実験では直径 0.2 m, 総延長 4 m の円筒真空容器の一端からガスを供給し他端からターボ分子ポンプで排気した。経路の途中にコンダクタンスを制限するオリフィスを設置した。ガス圧力のガス流量依存性を実験と計算で比較した。ガス流量の増大に伴い、分子流領域からクヌーセン流れ領域へと変化するため、圧力の増加が鈍化する傾向が実験で得られた。計算結果は、低ガス圧力 ($p < 0.5$ Pa, $0.2 < Kn < 0.9$) では実験を定量的に再現した。高ガス圧力 ($p > 1$ Pa, $0.05 < Kn < 0.1$) ではターボ分子ポンプの排気速度低下を考慮した計算により実験結果を再現した。

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP19H01869, JP20H01883 および日比科学技術振興財団による支援の下で実施された。

参考文献

[1] K. Yagasaki, A. Okamoto, T. Fujita, *et al.*, "Development of a conductance and pressure distribution calculation method over the whole range of the Knudsen number", submitted to Journal of Nuclear Science and Technology

*Atsushi Okamoto, Konan Yagasaki, Minami Sugimoto, Shunya Higuchi, Muneo Koike, Koki Sato, Yuto Yamada, and Takaaki Fujita
Nagoya Univ.

Experimental Study on Li fire with the heat insulator employed in the liquid Li target loop of a fusion neutron source

*Shunsuke Kenjo¹, Makoto Oyaidzu¹, Kazuhiro Obata¹, Kentaro Ochiai¹, and Satoshi Sato¹

¹National Institutes for Quantum Science and Technology

For the safety design of the liquid Li target in a fusion neutron source (FNS) based on the D-Li stripping reaction, experimental studies on Li fire have been performed with the insulator that were employed in the IFMIF/EVEDA Lithium Test Loop (ELTL). The results indicate the insulator has no characteristics encouraging Li fire ignition under the same humidity conditions that are being considered in the A-FNS.

Keywords: A-FNS, fusion neutron source, liquid metal, liquid lithium loop, Li fire

1. Introduction

In the FNS, liquid Li is applied as target material. For the safety operation of the Li target, Li fire risk reduction is indispensable. One of the conditions affecting the Li fire ignition is humidity [1]. Therefore, the humidity at which Li fire ignites was investigated. In addition, the leaked Li from a loop contact with an insulator. Thus, a heat insulator has to have no characteristics encouraging Li fire ignition. In order to evaluate the compatibility with Li and the insulator, an experimental study on Li fire ignition was performed. These experiments are included in the IFMIF/EVEDA project [2,3].

2. Method

Li samples were installed in a chamber connected with a dry air tank. The humidity in the chamber was changed by controlling the amount of the air flowing through a water bubbler. Li metal samples were heated until 600 °C under different humidities (less than 0.001, 0.15, 0.3, 0.6, and 3 vol.%). Heating experiments with insulators were performed under the humidity at which no ignition was seen in the experiments without insulator. The insulator was a refractory ceramic fiber mainly made of Al₂O₃ and SiO₂ that was employed in ELTL. In order to acquire repeatability data, the experiments were repeated three times under the same conditions.

3. Result

The results of heating experiments without insulators under different humidity conditions are summarized in Table 1. The experimental images are shown in Fig.1. The ignition under the humidity condition of 0.3 vol.% was much milder than that of more than 0.6 vol.%, which was caused by lower humidity. Under the humidity condition of 0.15 vol.%, ignition was not

seen. This humidity is expected to be easily reached with normal compressors and reasonable as the humidity of the Li loop cell in A-FNS. The heating experiments with insulators were conducted under the humidity condition of 0.15 vol.% humidity. No Li ignition was also confirmed in the experiments. From the results, it is concluded the insulator has no characteristics encouraging Li fire ignition under the same conditions that are being considered in the A-FNS Li loop cell.

[1] D.N. Dongiovanni and M.T. Porfiri, Fusion Eng. Des. 156 (2020) 111680. [2] J. Knaster et al, Nucl. Fusion 57 (2017) 102016.

[3] P. Cara et al, "IFMIF/EVEDA Project: Achievements and Outlooks beyond 2020", presented at FEC 2021.

Table. 1 The results of Li fire experiments under the different atmosphere without insulators.

Atmosphere	Result
Dry Air (humidity less than 0.001 vol.%)	No ignition
Wet Air (humidity 0.15 vol.%)	No ignition
Wet Air (humidity 0.3 vol.%)	Mild ignition was seen once in 3 experiments.
Wet Air (humidity 0.6 vol.%)	Vigorous ignition
Wet Air (humidity 3 vol.%)	Vigorous ignition



Fig. 1 The images of the heating experiments under different conditions without insulators.

湾曲流路を流れる高速 Li 噴流の内部流動構造に関する研究

Study on inner flow structure of high-speed lithium jet flowing along in concave channel

*葉狩 大地¹, 沖田 隆文¹, 帆足 英二¹

¹大阪大学

核融合中性子源における Li 噴流内部の流動構造を把握するために、ELTL 体系の LES シミュレーションを行った。計算結果から内部流動構造が自由表面変動に与える影響を評価した。

キーワード：核融合中性子源, Li 噴流, 湾曲流路, 渦構造, 自由表面変動

1. 緒言

核融合中性子源として、現在日本では先進核融合中性子源(A-FNS)の開発が進められている。A-FNS では厚さ 25mm で縦型湾曲流路を流れる Li 噴流に重陽子ビームを照射、14MeV の中性子場を形成する。Li 噴流は重陽子ビームによる熱負荷の除熱のため安定な流動が求められ、これまで実規模 Li 循環装置(ELTL)を用いてその安定性については実証されてきた[1]。一方、既に ELTL は解体されたが、実機における Li 噴流の監視方法の実証のためには Li での実験検証が望まれる。しかし、現存する Li ループは水平直線流路で 10mm 膜厚を持つ阪大 Li ループのみであり、これを今後の実機開発に活用していくためには膜厚の違いや湾曲流路で起きる特有の乱流構造の影響を解明する必要がある。そこで ELTL 体系の LES シミュレーションを行い、実験と比較するとともに Li 噴流の内部流動が表面変動へ与える影響を評価した結果について報告する。

2. 計算モデル

計算体系は ELTL の二段縮流ノズル及び湾曲流路部を模擬、流路幅方向は 10mm とし周期境界条件を与えた。乱流モデルは LES(Large Eddy Simulation)でサブグリッドモデルには WALE を用いた。2000 万超のメッシュ数で非定常二相流解析を実施するため OpenFOAM を阪大スパコン SQUID 上で走らせることで 1000 並列を超える大規模並列計算を実現した。

3. 結果と考察

図 1 に実験と計算における流れ方向の平均膜厚分布の比較を示す。誤差は 1%以内であり本計算の妥当性が確認された。

図 2 に $t=0.6$ 秒における流路底からの渦の最大距離を示す。速度勾配テンソルの第二不変量が 10000 以上の部分を渦とみなし、壁面からの最大距離を縦軸にしている。湾曲流路ではゲルトラー渦の発生が予見されており、それが表面変動にどのように寄与するかが解明されてなかったが、渦は壁面から 5mm 以内に留まっており、噴流厚さ 25mm に対して十分な距離があることから表面変動に直接的な影響を与えることは考えにくい。またビーム照射領域では流路底から 4mm に重陽子ビームの発熱ピークがあるが、ここでは壁乱流による乱流熱拡散による効率的な除熱が期待できる。

参考文献

[1] T. Kanemura, *et al.*, Fusion Engineering and Design, Vol. 98-99, Oct, 2015, pp.1991-1998

*Daichi Hagari¹, Takafumi Okita¹ and Eiji Hoashi¹

¹Osaka Univ.

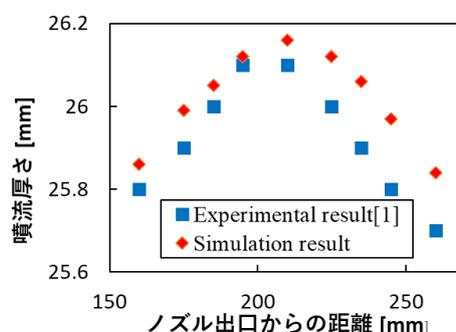


図 1 流れ方向の膜厚分

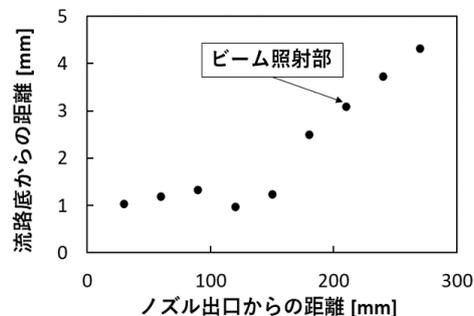


図 2 渦の流路底部からの最大距離

放射線リスク研究を踏まえた核融合規制検討への情報提供
 欧州の核融合研究に基づく放射線リスクと放射線リスクカーブの比較分析
 Informing a Fusion Regulatory Framework via Radiation Risk Studies
 Comparative Analysis of Radiation Risk Based on European Studies for fusion and Radiation Risk Curves
 *井野 孝¹, Reuben Holmes^{1,2}, Gérald Degreef¹, Paul Barron¹, Colin Baus¹, 小西 哲之¹
¹京都フュージョニアリング, ²東京大学

核融合規制の方針を定めるにあたり、英国では、欧州のSEAFP及びPPCSプログラムで得られた放射線リスク分析に基づき、核融合規制の方針を決定している。本検討では、これらの放射線リスク研究の結果と原子力施設で使用されている放射線リスク許容カーブと比較する。

キーワード: 核融合安全, 放射線リスク, Fusion Regulation, Risk Studies, Radiation Risk, SEAFP, PPCS

1. 諸言

英国政府は2021年に核融合エネルギー戦略を打ち出し、将来の核融合エネルギー施設に対して既存の研究施設と同等の法的枠組みの中で規制する方針を決定している。これは、英国の核融合戦略にとって重要かつ効果的な規制方針になることが予想されるが[1]、このアプローチの正当性は、SEAFPとPPCS研究で実施された放射線リスク分析によって裏付けられており、これらはUKAEAの技術報告書として公開されている[2]。核融合施設の放射線リスクをより理解し、今後の国内等の核融合規制策定に資する目的から、核融合施設の放射線リスクと放射線リスク許容カーブを比較分析する。

2. 分析内容

SEAFPでは、LOCA起因のworstケースと全インベントリ放出ベースの仮想シナリオが提示されている。これらのシナリオの発生頻度とその放射線影響について、REPPIRリスクフレームワークマトリックスに当てはめることで、緊急計画等対応の必要性が検討されている。

SEAFPとPPCSの評価には、水素発生率、ソースタームの移動、気象モデルなどには不確実性が存在し、今後の核融合施設の設計を踏まえて更新されることが望ましいが、ここでは、これらの評価結果と放射線リスク許容カーブとの比較分析を行った。この結果、LOCAシナリオにおけるICRPやBSOの制限値以下であり(図1)、現状における英国のアプローチは国際的な放射線リスクの観点からは合理的なアプローチであることが示唆された。

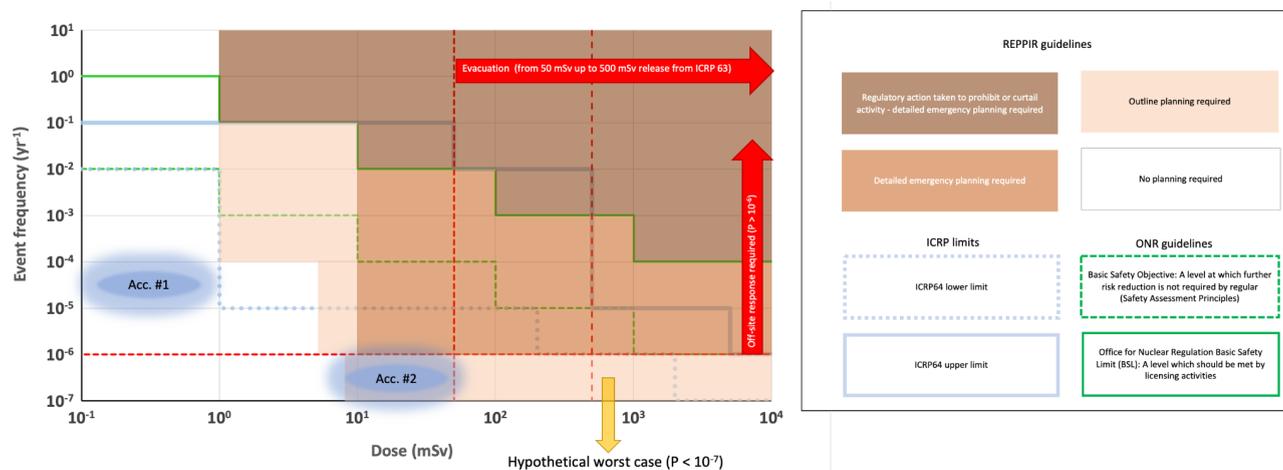


図1 核融合施設における放射線リスクマトリックス

3. 結論

様々な放射線リスク許容カーブを統合した上で、核融合施設の事故シナリオに基づくリスク分析結果をリスクマトリックスに反映し、核融合施設の放射線リスクと放射線リスク許容カーブとの比較検討を行った。本結果は、国内等における核融合規制の枠組み構築やステークホルダとの議論においても有用なインプットの1つになることを期待する。

参考文献

- [1] “Towards Fusion Energy: The UK Government’s Fusion Strategy”, BEIS, Oct 2021
 [2] “Technology Report: Safety and Waste Aspects for Fusion Power Plants, UKAEA, UKAEA-RE(21)01, Sep 2021

*Takashi Ino¹, Reuben Holmes^{1,2}, Gérald Degreef¹, Paul Barron¹, Colin Baus¹ and Satoshi Konishi¹

¹Kyoto Fusionengineering Ltd, ²University of Tokyo

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

[3C01-05] Design and Inspection of Nuclear Power Plant

Chair:kazuhito asano(Toshiba ESS)

Wed. Mar 15, 2023 10:30 AM - 11:55 AM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[3C01] Study of the Postulated Crack Size based on the Non-Destructive Inspection Results of the Reactor Vessel

*Masakazu Tajima¹, Takatoshi Hirota¹, Takashi Hojo², Ryo Nakazaki² (1. MHI, 2. KEPCO)

10:30 AM - 10:45 AM

[3C02] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray Using AI

*Shiro Takahashi¹, Keita Okuyama¹, Junta Yamada², Tomoyasu Inoue², Eisuke Wakabayashi², Michiaki Kurosaki², Shonosuke Yukita³ (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

10:45 AM - 11:00 AM

[3C03] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray Using AI

*Junta Yamada¹, Tomoyasu Inoue¹, Michiaki Kuroaki¹, Eisuke Wakabayashi¹, Shiro Takahashi², Keita Okuyama², Shonosuke Yukita³ (1. HGNE, 2. HITACHI, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

11:00 AM - 11:15 AM

[3C04] Small SFR with high flexible capability (Mitsubishi Compact Reactor MCR)

*hiroshi sakaba¹, taro kan², yukinori usui¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries,Ltd., 2. Mitsubishi FBR Systems,INC.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3C05] Decay Heat Removal System Concept and Basic Operation of Pool-Type Sodium-Cooled Fast Reactor

*Kenta Ichikawa¹, Shuhei Nakata¹, Masato Ando², Yoshitaka Chikazawa², Atsushi Kato² (1. MFBR, 2. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

原子炉容器の非破壊検査結果に基づく仮想欠陥寸法の検討

Study of the Postulated Crack Size based on the Non-Destructive Inspection Results of the Reactor Vessel

*田嶋 正和¹、廣田 貴俊¹、北条 隆志²、中崎 亮²

¹三菱重工業株式会社、²関西電力株式会社

運転期間延長申請の為に実施した原子炉容器の特別点検（超音波探傷試験）において、検出限界未満の小さな欠陥があると仮に想定し、点検の実施時期から60年運転時点までの疲労亀裂進展量の計算を行い、その欠陥寸法が、高経年化技術評価上で想定している最大仮想欠陥寸法よりも小さくなる事を確認した。

キーワード：原子炉容器、運転期間延長、疲労亀裂進展

1. 緒言

本稿では運転期間延長申請を行うプラントの原子炉容器に対して、特別点検（超音波探傷試験）の結果を踏まえて、運転期間60年時点の高経年化技術評価で想定する仮想欠陥寸法を検討した結果について述べる。

2. 最大仮想欠陥寸法の計算

2-1. 対象プラント

特別点検において、原子炉容器の炉心領域全域について参考文献^[1]に従う超音波探傷試験を実施した結果、有意な指示が無いことを確認した美浜3号機、及び高浜1/2/3/4号機を対象とする。

2-2. 初期想定亀裂の設定

参考文献^[2]を参照し、特別点検において実施した超音波探傷試験における欠陥の検出限界である深さ4.8mmに、アスペクト比1:6として長さ28.8mmの初期想定亀裂寸法とした。亀裂の位置・方向は、それぞれのプラントの炉心領域の設計に応じて、溶接金属上・軸方向、溶接金属上・周方向、母材上・周方向とした。

2-3. 疲労亀裂進展量の計算時に考慮した条件

参考文献^[3]に従い、供用状態A及びBの圧力・温度の過渡変動による応力に加えて、地震荷重による応力や製造時の溶接（板の継手溶接及びステンレスクラッド溶接）時の残留応力を考慮した。また、保守的にクラッドは無いものとして亀裂内面が接液していると想定し、軽水炉環境中の亀裂進展速度を使用した。

2-4. 最大仮想欠陥寸法の計算結果

運転期間60年時点における仮想欠陥寸法を表に示す。

3. 結論

高経年化技術評価のPTS評価^[4]では深さ10mm、長さ60mmの最大仮想欠陥寸法を想定しているが、個別プラントでは、表のとおり小さくする事は可能と考えられる。

参考文献

[1] 日本電気協会、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」、JEAC4207-2008。

[2] 原子力安全基盤機構、原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書(超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの)：総括版、2005年4月。

[3] 日本機械学会、発電用原子力設備規格 維持規格、2012年版（2013、2014 追補版）、JSME S NA1-2014。

[4] 日本電気協会、原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法、JEAC 4206-2007。

*Masakazu Tajima¹、 Takatoshi Hirota¹、 Takashi Hojo² and Ryo Nakazaki²

¹MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES、 LTD.、 ²KANSAI ELECTRIC POWER CO.、 INC.

亀裂進展計算の結果				
	美浜3	高浜1	高浜2	高浜3/4 [*]
40年運転時点の 想定深さ(mm)	4.8			
40年運転時点の 想定長さ(mm)	28.8			
60年運転時点の 計算深さ(mm)	4.88	4.90	4.89	4.90
60年運転時点の 計算長さ(mm)	28.84	28.85	28.84	28.85

※包絡条件で算出

人工 intelligence を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発

(7) 配管物量を概略評価できる自動設計技術

Development of Automatic Design System for Piping Air Conditioning Ducts and Cable Trays Using AI

(7) Automatic Design Technology for Roughly Evaluating Amount of Piping

*高橋 志郎¹, 奥山 圭太¹, 山田 諄太², 井上 智靖², 若林 英祐², 黒崎 通明², 行田 将之佑³

¹日立, ²日立 GE, ³日立産業制御ソリューションズ

原子力発電所建設のコスト低減、工程短縮、信頼性向上を目的に、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを自動設計するシステムを開発しており、本発表では、配管の物量を概略評価するための関連技術を示す。

キーワード: 自動設計, 配管, 人工 intelligence, デジタル設計

1. 緒言

日立では、AI (深層学習) を利用した自動設計システムを開発している。一方、原子力発電所では、安全性と経済性を両立した設計が求められており、建設コスト低減のため、配管物量の低減が望まれる。そのため、本システムにおいても、配管物量を低減するための技術と、物量を概略評価する技術が必要である。本システムにおいて、物量を低減及び評価するための関連技術を開発した。

2. 機器移動手法

機器の適切配置により配管物量を低減できる可能性がある。本システムでは、機器を関数で移動し、配管を自動設計して、物量を評価する手法を開発した。図1にポンプをY方向に0.2mずつ移動した場合の配管物量を示す。タンクからポンプ吸込側に、ポンプ吐出側から容器に配管を接続した。図1下図に示すように、ポンプ位置の変化に依り、配管物量は変化しており、配管物量を低減できる適切な機器配置を検討できる。

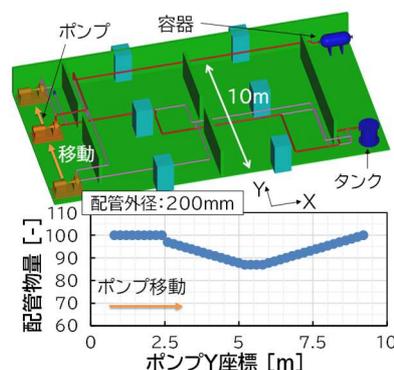


図1 ポンプ位置を移動した場合の配管物量の変化

3. 壁面近接条件における配管物量評価手法

配管はサポート設置を考慮して、壁面に近接した設計が多い。壁面に近接して自動設計できない場合、配管物量を過小評価する可能性がある。そのため、壁面に近接して配管を自動設計する手法を開発した。図2に壁面に近接して自動設計した結果を示す(配管①と②)。ポンプからタンクB、タンクAからタンクBに接続した配管を自動設計した。壁面に近接しない場合の結果も示す(配管③と④)。また、図中の表には各配管の長さ(物量に相当)を示す。図2に示すように、配管①と②は壁面に沿って配置されており、本システムは、壁面に近接して配管を自動設計でき、適切に配管の物量を概略評価できる見込みである。

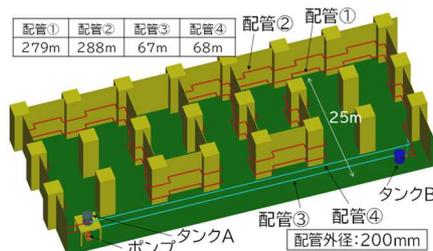


図2 壁寄せ機能を用いた配管自動設計結果

4. サポート数と溶接点数の評価

物量評価では、配管だけでなく、サポートや溶接点の員数が重要である。本システムでは、配管サポート及び溶接点を自動配置する手法を開発した。配管サポートの位置は、固有振動数や荷重で発生する応力で、溶接点の位置は直管定尺長さや曲げ管等の機器配置から決定している。図3に自動設計した配管に、サポートと溶接点を自動配置した結果を示す。図3に示すように、本システムで配管サポートと溶接点が自動配置され、これらの員数を概略評価できる見込みである。

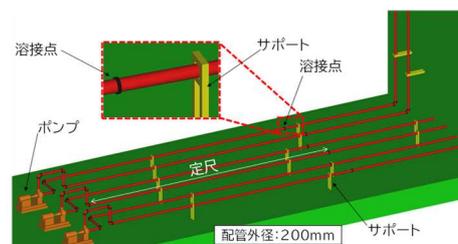


図3 サポート数と溶接点数の評価結果

5. 結論

原子力発電所の配管の物量を概略評価するための技術を開発しており、それらの技術を適用して、配管を自動設計できる見込みを得た。

*Shiro Takahashi¹, Keita Okuyama¹, Michiaki Kurosaki², Eisuke Wakabayashi², Tomoyasu Inoue², Junta Yamada² and Shonosuke Yukita³
¹Hitachi, ²Hitachi-GE, ³Hi-ICS

人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発

(8) 原子カプラントへの適用例 3

Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray Using AI

(8) Application example 3 to nuclear power plant

*山田 諄太¹, 井上 智靖¹, 黒崎 通明¹, 若林 英祐¹, 高橋 志郎², 奥山 圭太², 行田 将之佑³
¹日立 GE, ²日立, ³日立産業制御ソリューションズ

原子力発電所建設のコスト低減、工程短縮、信頼性向上を目的に、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを自動設計するシステム(以下、AI 自動設計システムと称す)を開発している。原子カプラントの配管ルート計画においては、様々な遵守すべき条件があることを踏まえて、AI 自動設計システムでは、これらを考慮したルート計画を可能とした。本発表では、AI 自動設計システムを原子カプラントに適用した一例を紹介する。

キーワード: 自動設計, 配管, 人工知能, デジタル設計, BWR, ABWR

1. 緒言

AI 自動設計システムを配管概略ルートの検討および配管概略物量の算出に適用した。従来の設計プロセスでは、設計の初期段階にて、原子炉建屋等の平面図をベースに、配管ルートの粗検討および配管概算物量の算出を短時間で実施し、これらを踏まえたコスト算出を行う。一方で、配管のアップダウンや干渉物を考慮したルート計画は後フェーズの詳細設計段階としていた。AI 自動設計システムを配置設計の初期段階に適用することで、概略物量の算出精度向上を実施し、設計合理化を目指す。

2. 原子カプラントへの適用例

2-1. 小径配管の概略物量算出について

図 1 では、配管支持構造物の設置性を考慮し、配管を壁・床・天井に沿った配置とすることで条件付けを行った。結果、制約条件を満足するような配管ルートが得られた。配管物量については、設計者が検討した配管ルートに対して、1.12 倍の物量となった。

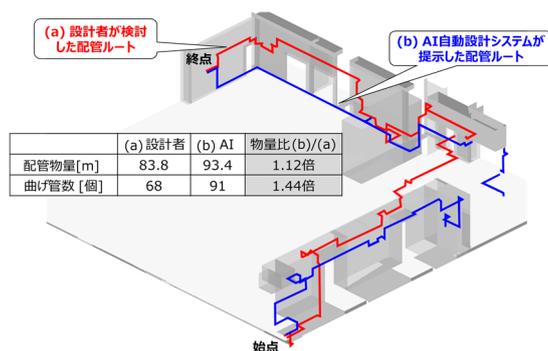


図 1 小径配管の配管ルーティング結果

2-2. 大径配管の概略物量算出について

図 2 では、配管が敷設できないエリアを制限エリアとして設定している。結果、制約条件を満足するような配管ルートが得られた。配管物量については、設計者による計画とほぼ同等であった。

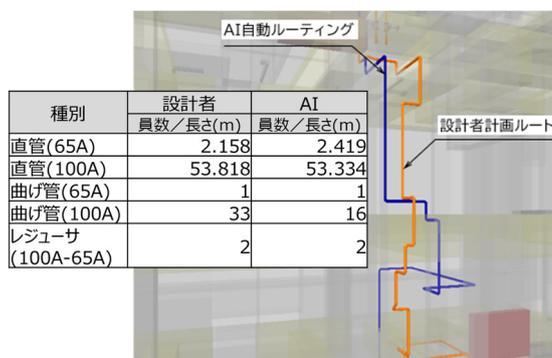


図 2 大径配管の配管ルーティング結果

	物量	曲げ数
(a)	30.0m	8
(b)	45.2m	9

2-3. 優先通行領域の指定による配管ルートの物量算出について

図 3 (a)では、建屋屋外を通行した最短の配管ルートであるが、図 3 (b)では、優先通行領域に配置するように制約条件を与えた。結果、乙字型のパイプスペースを通行するような配管ルートになっている。図 3 (b)の配管物量は(a)に対して 1.5 倍多いが、実設計により近い配管ルートである。

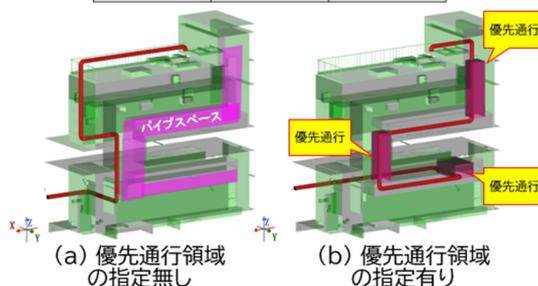


図 3 パイプスペースにおける配管ルート

3. 結論

日立で開発した AI 自動設計システムを用いて、小径・大径配管ともに、設計者による配管ルート計画と同等の精度で概算物量算出が可能である見通しを得た。

* Junta Yamada¹, Tomoyasu Inoue¹, Michiaki Kurosaki¹, Eisuke Wakabayashi¹, Shiro Takahashi², Keita Okuyama² and Shonosuke Yukita³
¹Hitachi-GE, ²Hitachi, ³Hi-ICS

柔軟性を有する三菱小型ナトリウム冷却高速炉（MCR）

Small SFR with high flexible capability (Mitsubishi Compact Reactor MCR)

*坂場 弘¹、菅 太郎²、碓井 志典¹

(1. 三菱重工業株式会社、2. 三菱 FBR システムズ株式会社)

今世紀中の軽水炉／高速炉共存から将来の実用炉への発展まで、高速炉への多様な社会的ニーズに柔軟に対応できるナトリウム冷却高速炉概念を構築した。

キーワード：高速炉、小型炉、金属燃料

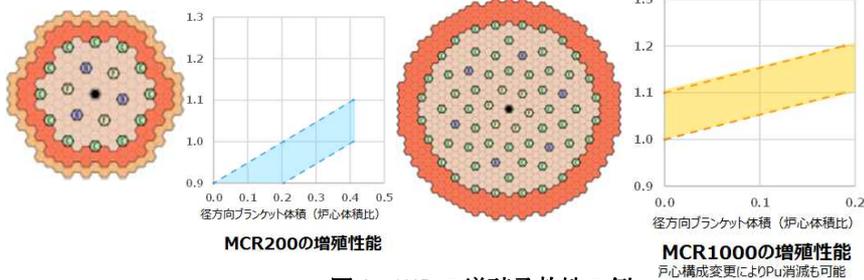
1. 緒言

多様な導入シナリオ及び社会的ニーズに対応でき、受動的炉停止機能強化やナトリウムの化学的活性度を抑える等の安全・信頼性を高めた小型 SFR プラント概念を構築した。

2. MCR プラントの柔軟性概念

①出力の柔軟性 小型炉から大型炉まで導入シナリオに合わせ、様々な出力のプラントの提供が可能である。具体的には図1に示すようにMCRは2次系の系統数を増やすことで容易に大型化を可能とした。なお、もんじゅ等で実績のある崩壊熱除去システムを採用しており技術成熟度が高く、崩壊熱除去能力の観点から出力の制限がなく大型化が可能である。

②ニーズに対する柔軟性 炉心構成を変えることによってPuバーナーからPu増殖まで様々な高速炉へのニーズへ対応可能とした。図2に例としてブランケット装荷量の加減による増殖性能変更能力の例を示す。



③その他特徴

革新的な粒子型金属燃料の採用とその特長を生かした炉心設計により高い受動的安全特性を有するとともに、ナトリウムの化学的活性を抑制するナノ流体を採用することでナトリウム安全を向上している。

3. 結論

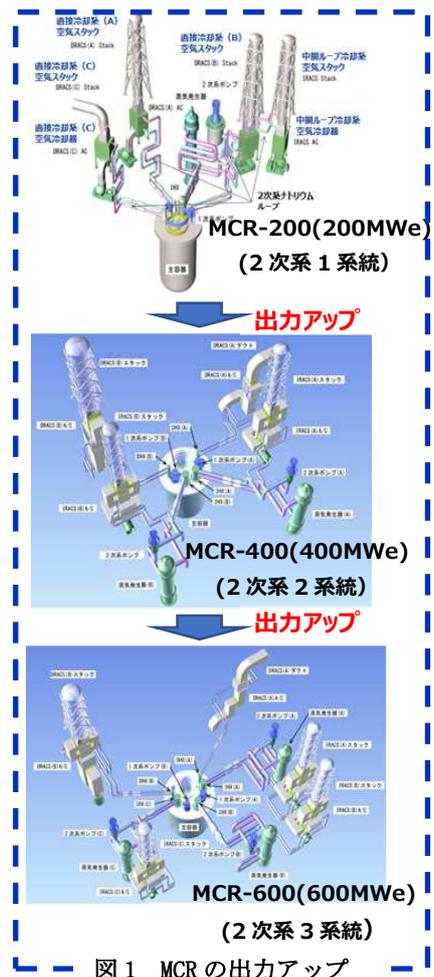
高い安全性・信頼性を確保しつつ、多様な導入シナリオ及び社会的ニーズに対応できるプラント概念を構築した。なお、本報告は、経済産業省からの補助事業である「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] 坂場 弘 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況 (4) 安全性・信頼性を高めた小型ナトリウム冷却高速炉 原子力学会、秋の年会 新型炉部会セッション(2021)

*Hiroshi Sakaba¹, Taro Kan² and Yukinori Usui¹

¹MHI, ²MFBR



タンク型ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去系概念とプラント基本運用

Decay Heat Removal System Concept and Basic Operation of Pool-Type Sodium-Cooled Fast Reactor

*市川 健太¹, 中田 崇平¹, 加藤 篤志², 近澤 佳隆², 安藤 将人²

¹三菱 FBR システムズ株式会社, ²日本原子力研究開発機構

タンク型ナトリウム冷却高速炉の概念検討において、自然循環除熱の活用や除熱方式の多様性確保等を考慮した崩壊熱除去系概念を構築し、原子炉トリップ後の基本的なプラント運用方針を策定した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去系

1. 緒言

日仏協力を活用してナトリウム冷却高速炉 (SFR) の技術基盤の確立を効率的に進める観点から、日仏技術仕様を共通化した 600 MW[e]級出力のタンク型 SFR 概念を検討している。次世代高速炉を対象とした国際的な安全設計基準である第 4 世代炉国際フォーラムの安全設計クライテリア/安全設計ガイドライン (GIF-SDC/SDG) [1], [2]に基づき構築した崩壊熱除去系概念と、安全性・信頼性、プラント設備の合理性、主要機器の耐熱性等を考慮して策定したプラント基本運用について報告する。

2. 崩壊熱除去系概念

崩壊熱除去系 (図 1) は、原子炉停止時の炉心崩壊熱の除去を目的に設置し、異常な過渡変化/設計基準事故 (AOO/DBA) 対策設備として、浸漬型直接炉心冷却系 (浸漬型 DRACS) が 1 系統、2 次系共用型炉心冷却系 (IRACS) が 4 系統で構成される。また、これらの崩壊熱除去機能が喪失した設計拡張状態への追加的冷却手段として、独立性を有した貫通型直接炉心冷却系 (貫通型 DRACS) を 1 系統設ける。各系統には空気冷却器を設置し、炉心から除去した崩壊熱を大気へ放出する。浸漬型 DRACS と IRACS は、Na 冷却材の優れた熱輸送特性を活用した自然循環式とする。貫通型 DRACS については、AOO/DBA 対策設備に対する多様性確保の観点で、強制循環式とし、航空機衝突等による崩壊熱除去系の共通要因故障の防止のため、AOO/DBA 対策設備と空気取入口の離隔距離を確保するとともに、系統構成機器を頑健な建屋内に配置する。

3. プラント基本運用

系統構成機器への熱過渡緩和の観点でプラント基本運用を検討し、プラント出力運転中に原子炉トリップに至る全ての事象において、崩壊熱除去系を用いた除熱運転により低温停止へ移行する運用とした。主冷却系を自然循環冷却運用とすることで、強制循環設備に依存しない高い信頼性と非常用電源容量の合理化を指向した。一方で、空気冷却器への冷却ファン等の強制循環設備の設置により、プラント早期冷却や事故管理方策にも幅広く対応可能な系統構成とした。

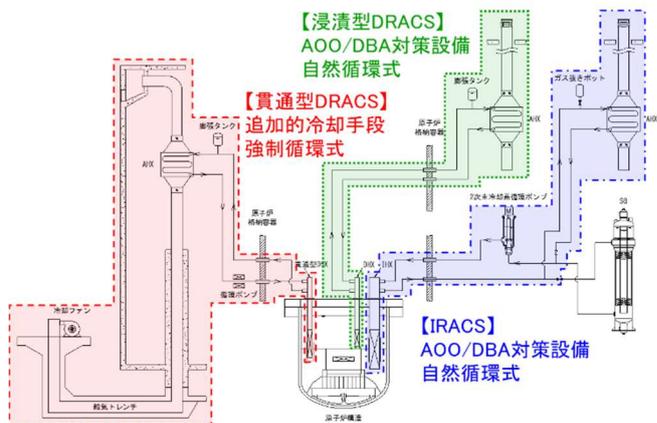


図 1 タンク型 SFR の崩壊熱除去系概念

4. 結論

タンク型 SFR における崩壊熱除去系概念の構築とプラント基本運用の策定を行った。今世紀半ばのプラント運転開始を目標とした概念設計の開始に向け、タンク型 SFR の概念検討を推進する計画である。

参考文献

- [1] Safety Design Criteria for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor System (Rev. 1), Generation IV International Forum, Sept. 30, 2017
 [2] SAFETY DESIGN GUIDELINES ON SAFETY APPROACH AND DESIGN CONDITIONS FOR GENERATION IV SODIUM-COOLED FAST REACTOR SYSTEMS Revision 1, Generation IV International Forum, August 2019

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

* Kenta Ichikawa¹, Shuhei Nakata¹, Atsushi Kato², Yoshitaka Chikazawa² and Masato Ando²

¹ Mitsubishi FBR systems INC., ² Japan Atomic Energy Agency.

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

[3C06-10] Operation Management and Maintenance of Nuclear Power Plant

Chair:Seiji Fujiwara(TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 15, 2023 2:45 PM - 4:10 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[3C06] First stage of Monju decommissioning project

*Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Hiromi Tsuno¹, Junki Kudo¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C07] First stage of Monju decommissioning project

*Yuki Shiota¹, Tomoharu Hamano¹, Hiromi Tsuno¹, Junki Kudo¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3C08] First stage of Monju decommissioning project

*Hiromi Tsuno¹, Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Junki Kudo¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3C09] First stage of Monju decommissioning project.

*Junki Kudo¹, Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Hiromi Tsuno¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[3C10] Development of an automatic maintenance scheduling method for nuclear power plants using integer programming

*Ryuta Hashidate¹, Hiroki Yada¹, Shigeru Takaya¹, Mari Ito², Masaaki Suzuki³ (1. JAEA, 2. Kobe Univ., 3. Chukyo Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

もんじゅ燃料体取出し作業の総括

(1) 燃料体取出し作業の位置づけと計画

The Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju

(1) Purpose and Plan of the Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju.

*浜野 知治¹, 塩田 祐揮¹, 竹内 遼太郎¹, 津野 大海¹, 工藤 淳貴¹

¹ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」は「核燃料サイクル」の中核を担う発電用高速増殖炉として建設され、1994年4月に初臨界に達した。翌年1995年12月にナトリウム漏えい事故などが起こり、2016年12月に廃止措置への移行が決定した。本発表では、廃止措置の第1段階である燃料体取出し作業について報告する。

キーワード：高速炉, 燃料取扱い, ナトリウム, Fast Reactor, Fuel Handling, Sodium

1. 緒言

高速増殖原型炉もんじゅは、2018年から廃止措置に移行し、約30年を経て廃止措置を完了する予定である。なお、廃止措置は4段階に分けて実施する計画である。もんじゅは、原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽に多量のナトリウムを保有し、大規模なナトリウム火災との重畳による燃料破損という残留リスクがあった。このため、もんじゅ廃止措置計画の第1段階では約5.5年をかけて「燃料体取出し」作業を実施し、速やかにこれらの燃料体を全て燃料池に貯蔵し残留リスクを排除することとした。

2. 燃料体取出し作業の位置づけ

廃止措置の定義は施設に内在するリスクを段階的に減らし規制対象から外す行為である。ナトリウム冷却高速炉では、原子炉容器内に空気を持ち込み化合物形成するリスクを避けるため、ナトリウム中で炉心を構成したまま計画的に必要な燃料体のみを交換する。また、軽水炉よりも燃焼度が高いため取出し直後の燃料体を一定期間ナトリウム中で冷却貯蔵するよう設計することが一般的である。もんじゅの廃止措置が決定した段階では炉内及び炉外燃料貯蔵槽に燃料体が計530体ナトリウム中に存在した。このため、もんじゅの廃止措置第1段階では、先ず既存の燃料取扱設備を用いて燃料体をナトリウム中から取出し、大規模なナトリウム火災との重畳による燃料破損リスクを出来るだけ速やかに排除することを目標とした。また、もんじゅでは、本格的かつ連続した燃料体取出しは初の経験であり、点検やリスク評価を行いながらキャンペーン形式で燃料体を取り出す計画とした。2017年12月に原子力規制委員会へ、第1段階で全ての燃料体をナトリウム中から取り出して燃料池に貯蔵する作業（燃料体取出し作業）を2022年12月までに完了し、第2段階のナトリウム機器解体準備を経て、第3段階にてナトリウム機器解体、第4段階で建屋解体を行うことで施設が内包するリスクを排除していくという旨の廃止措置計画の認可申請を行い、2018年3月にその認可を受けた。

参考文献

- [1] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2018年度及び2019年度の「燃料体の処理」作業, JAEA-Technology 2022-001, 2022
- [2] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2019年度の「燃料体の取出し」作業, JAEA-Technology 2022-002, 2022

*Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Ryotaro Takeuchi¹, Hiromi Tsuno¹, Junki Kudo¹

¹Japan Atomic Energy Agency

もんじゅ燃料体取出し作業の総括 (2) 燃料体取出し作業のリスク管理

The Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju

(2) Risk management of the Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju.

*塩田 祐揮¹, 浜野 知治¹, 竹内 遼太郎¹, 津野 大海¹, 工藤 淳貴¹

¹ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」は「核燃料サイクル」の中核を担う発電用高速増殖炉として建設され、1994年4月に初臨界に達した。翌年1995年12月にナトリウム漏えい事故などが起こり、2016年12月に廃止措置への移行が決定した。本発表では、廃止措置の第1段階である燃料体取出し作業について報告する。

キーワード：高速炉, 燃料取扱い, ナトリウム, Fast Reactor, Fuel Handling, Sodium

1. 緒言

もんじゅは、原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽に多量のナトリウムを保有し、大規模なナトリウム火災との重畳による燃料破損という残留リスクがあった。このため、もんじゅ廃止措置計画の第1段階では約5.5年をかけて「燃料体取出し」作業を実施し、速やかにこれらの燃料体を全て燃料池に貯蔵し残留リスクを排除することを目標とした。「もんじゅ」での燃料体取出し作業が国内初の試みであることや、出力運転の実績が殆どなく廃止措置段階となったことを考慮し、燃料体取出し作業の開始前に、燃料取扱設備・機器が設計どおり正常に動作し、燃料体を安全に取り扱えることを確認する設備点検を実施した。

2. リスクマネジメント

もんじゅの廃止措置第1段階では、その目標からナトリウム中に存在する530体の燃料体取出し作業を安全かつ速やかに完了することが求められる。設備・機器の健全性を確保するため、設備点検を行ったが、もんじゅは本格的な運転経験がなく、設備・機器の設定の最適化が決して十分ではない。そのため、一過性の異物挟み込みから設備の破損まで、想定される大小さまざまな事象の発生可能性を確認するとともに、設計上発生する可能性は極めて低いものの安全及び工程に影響を及ぼす要因を抽出したうえで事前対策を検討し、リスクの大きさに応じた復旧対策を事前に準備した。例として、燃料洗浄槽で燃料体等が落下・破損すれば槽内が放射性物質で汚染されるため、作業員、放射線モニタ、設備状態等について監視・確認、安全な状態にするための措置、復旧のための準備・実施の流れを整理した。人的な側面では、実施責任者のもとに操作班と設備班を配置し、設計想定外の事象にも対処できる体制を構築した。また、燃料体取出し作業毎に操作・設備の両面で振り返り、経験を蓄積しながらリスク評価を繰り返し継続的に改善するサイクルを構築した。当初は使用経験の乏しい燃料体の処理作業で様々な不具合が発生したものの、改善のサイクルをもったリスク管理を適切に実施したことで、安全かつ計画期間内に燃料体取出し作業を終了することができた。

参考文献

- [1]もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2018年度及び2019年度の「燃料体の処理」作業, JAEA-Technology 2022-001, 2022
- [2]もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2019年度の「燃料体の取出し」作業, JAEA-Technology 2022-002, 2022

*Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Ryotaro Takeuchi¹, Hiromi Tsuno¹, Junki Kudo¹

¹Japan Atomic Energy Agency

もんじゅ燃料体取出し作業の総括 (3) 燃料体取出し作業の実績

The Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju

(3) Actual results of the Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju.

*津野 大海¹, 浜野 知治¹, 塩田 祐揮¹, 竹内 遼太郎¹, 工藤 淳貴¹

¹ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」は「核燃料サイクル」の中核を担う発電用高速増殖炉として建設され、1994年4月に初臨界に達した。翌年1995年12月にナトリウム漏えい事故などが起こり、2016年12月に廃止措置への移行が決定した。本発表では、廃止措置の第1段階である燃料体取出し作業について報告する。

キーワード：高速炉, 燃料取扱い, ナトリウム, Fast Reactor, Fuel Handling, Sodium

1. 緒言

もんじゅ廃止措置計画の第1段階では約5.5年をかけて「燃料体取出し」作業を実施し、速やかにこれらの燃料体を全て燃料池に貯蔵し残留リスクを排除することを目標とした。開始段階で炉心にあった370体、炉外燃料貯蔵槽にあった160体の合計530体の燃料体について、完了予定の2022年12月より前の同年10月に全て燃料池へ貯蔵した。炉外燃料貯蔵槽内のナトリウムの大規模火災と重畳し燃料体が破損するリスクを完全に排除でき、廃止措置第1段階の目標を達成した。

2. 燃料体取出し作業の実績

もんじゅの「燃料体取出し」作業を開始するにあたり、事前に燃料取扱設備の各機器について点検を実施し必要な機能が確保されていることを確認した。その後開始した第1キャンペーンの燃料体の処理作業では100体の処理を計画していたが、多くの警報・不具合等が発生し、最終的に86体の処理で作業を終えた。何れも燃料体や設備の安全に直ちに影響を及ぼした事象ではなかったが、第1キャンペーンの不具合多発を受けて入念な原因調査、検討を実施し、その対策として設備改造や運転手順の見直し、さらに不具合発生時の処置方策を予め準備するなどの対応を行うことで、安定した燃料体取出し作業の実施を図るとともに、不具合発生時の迅速な復旧対応など、第2キャンペーン以降の燃料体取出し作業に備えた。その結果、警報や不具合は大きく減少し、第2キャンペーンでは計画通り100体の燃料体の取出しを完了し、燃料体の処理では当初計画の130体を達成し、更に追加で44体の処理を完遂した。続く第3キャンペーンでは146体の取出しと処理を、最後の第4キャンペーンでは124体の取出しと処理を実施した。

最終的に原子炉容器と炉外燃料貯蔵槽内の燃料体530体を全て計画通りに取り出し燃料池に貯蔵することができ、ナトリウムの大規模火災と重畳し燃料体が破損するリスクを完全に排除することで廃止措置第1段階の目標を達成した。

参考文献

- [1] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2018年度及び2019年度の「燃料体の処理」作業, JAEA-Technology 2022-001, 2022
- [2] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2019年度の「燃料体の取出し」作業, JAEA-Technology 2022-002, 2022

*Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Ryotaro Takeuchi¹, Hiromi Tsuno¹, Junki Kudo¹

¹Japan Atomic Energy Agency

もんじゅ燃料体取出し作業の総括 (4) 燃料体取出し作業の評価

The Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju

(4) Evaluation of the Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju.

*工藤 淳貴¹, 浜野 知治¹, 塩田 祐揮¹, 竹内 遼太郎¹, 津野 大海¹

¹ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」は「核燃料サイクル」の中核を担う発電用高速増殖炉として建設され、1994年4月に初臨界に達した。翌年1995年12月にナトリウム漏えい事故などが起こり、2016年12月に廃止措置への移行が決定した。本発表では、廃止措置の第1段階である燃料体取出し作業について報告する。

キーワード：高速炉, 燃料取扱い, ナトリウム, Fast Reactor, Fuel Handling, Sodium

1. 緒言

もんじゅの燃料取扱設備はバウンダリを形成した状態でナトリウム中の燃料体を遠隔操作で取り扱うといった特徴を有する。ナトリウムは空気中の酸素や水分と反応することから、機器の取り合い部のバウンダリを維持し、不活性ガス雰囲気を保持する必要がある。また、液体ナトリウムが可視光領域について不透明であることから、機器の動作や状態を直接目視で確認することはできない。もんじゅにおける燃料体取出し作業を通じてナトリウムによる機器動作への影響と対応など、将来炉に繋がる様々な知見が得られた。

2. 燃料体取出し作業の評価

もんじゅでは2018年8月より第1キャンペーン開始し2022年10月の第4キャンペーン終了をもって廃止措置第1段階における計530体全ての燃料体取出し作業を完遂した。燃料体取出し作業では炉心にある燃料体を模擬体等と交換し炉外燃料貯蔵槽に貯蔵する「燃料体の取出し」と、取り出した燃料体を洗浄し貯蔵する「燃料体の処理」の2つの作業を交互に行ったが、全体を通して特に第1キャンペーンの「燃料体の処理」作業でナトリウムに起因した不具合事象が多く確認された。例えば燃料出入機本体Aのグリップにナトリウム化合物が固着し爪開閉トルクが上昇する事象が発生した。これはナトリウムが化学的活性であることに起因しており、グリップに付着したナトリウムが湿分と反応により化合物を形成し爪開閉を阻害していた。要因として燃料体の処理作業で行う燃料体洗浄後の脱湿及びガス置換が不十分であることが挙げられる。グリップへのナトリウム付着は避けられないため、燃料洗浄槽内の湿分低減のための設備改善や運転内容の見直しなど洗浄槽内の脱湿機能の向上を行うことで安定したグリップ動作を確保することができた。

ナトリウム冷却炉の燃料取扱設備はユニークなものであり、将来炉においても原理や設計の考え方が変わるものではない。今般の燃料体取出し作業を通じナトリウムによる機器動作への影響と対応など、将来炉に繋がる様々な知見が得られた。

参考文献

- [1]もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2018年度及び2019年度の「燃料体の処理」作業, JAEA-Technology 2022-001, 2022
- [2]もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2019年度の「燃料体の取出し」作業, JAEA-Technology 2022-002, 2022

*Tomoharu Hamano¹, Yuki Shiota¹, Ryotaro Takeuchi¹, Hiromi Tsuno¹, Junki Kudo¹

¹Japan Atomic Energy Agency

整数計画法を用いた原子カプラントの点検工程自動作成手法の開発

Development of an automatic maintenance scheduling method for nuclear power plants using integer programming

*橋立 竜太¹, 矢田 浩基¹, 高屋 茂¹, 伊藤 真理², 鈴木 正昭³

¹JAEA, ²神戸大, ³中京大

安全性及び経済性に優れた次世代炉を開発するためには、保全を考慮した設計の実施が重要である。設計に起因する点検の実施条件には点検工程を長期化する可能性があるため、設計段階から点検工程を評価し、設計の妥当性を確認する必要がある。そこで、整数計画法を用いた点検工程自動作成手法の開発を進めている。

キーワード：点検工程，最適化，整数計画法，次世代炉

1. 緒言

設計に起因して、複数ループの並行点検が不可となる等、点検工程が長期化する可能性がある。それゆえ、設計段階から点検工程を評価し、プラント稼働率の目標値を達成可能か確認することが重要である。点検工程は、通常、熟練者により既存の点検工程を参考に作成される。一方、次世代炉の設計段階では、参考となる点検工程の情報がほとんどない。また、工程への設計依存性の確認や設計の進捗に伴う再評価のために、複数回の点検工程の評価が必要であり、熟練者がいない中で作業負荷が大きい。そこで、最適化手法の一つである整数計画法を用いて、点検工程を自動作成する手法の開発を進めている[1]。

2. 点検工程自動作成手法

プラント稼働率を評価するためには、点検期間の支配要因となるクリティカルパスを構成する可能性のある機器に着目することが重要である。評価対象期間は、長周期の点検も1回以上考慮可能な10年間と設定した。入力条件は、対象機器に対する点検項目、並びに各点検項目の所要期間、実施条件及び点検周期である。実施条件としては、クレーンや電源等の資源制約の他、例えば、ナトリウム冷却型高速炉のもんじゅでは点検期間中も炉心に燃料を有するため、設計上の制約から冷却系3ループの内、最低2ループを保持することが要求されており、このような設計に起因する制約を考慮する必要がある。目的関数は、プラント稼働率の最大化とした。これを整数計画問題としてモデル化する。但し、日単位での10年間分の点検工程の作成は、整数計画法で取扱うには問題の規模が大きく、求解が困難である。このため、まず、月単位で点検工程を作成した後、各月について日単位での点検工程を作成する2段階スケジューリングモデルを提案した[1]。

3. 例題評価

提案手法の妥当性を確認するため、例題として、もんじゅを参考に、主要23機器（冷却系3ループ構成）の入力条件を設定し、2段階スケジューリングモデルを作成した。数理計画ソルバーには、IBM ILOG CPLEX 20.1.0を用いた。例題評価の結果、月単位及び日単位いずれについても求解可能であり、既存の点検工程の情報や、熟練者の知見がなくても、プラント稼働率を最大化した点検工程が自動作成されることを確認した。

4. 結論

保全を考慮した設計の実施に向け、設計段階における点検工程の評価を支援する点検工程自動作成手法を開発した。今後、取扱可能な機器数の拡張等、提案手法の改良を進めていく。

参考文献 [1] 伊藤 他, 日本経営工学会 2021年 秋季大会, C17 (2021).

*Ryuta Hashidate¹, Hiroki Yada¹, Shigeru Takaya¹, Mari Ito² and Masaaki Suzuki³

¹JAEA, ²Kobe Univ., ³Chukyo Univ.

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

[3D01-07] Imaging and Experiment Physics

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 10:00 AM - 11:55 AM Room D (12 Bldg.2F 1222)

[3D01] Study of RI imaging technique using magnetic field measurement method based on perturbation angle correlation

*Taisei Ueki¹, Mizuki Uenomachi², Kenji Shimazoe¹, Hideki Tomita^{3,4}, Kei Kamada⁵, Hiroyuki Takahashi¹ (1. UTokyo, 2. Kyoto Univ., 3. Nagoya Univ., 4. JST, 5. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D02] ¹⁶⁹Yb angle correlation measurement and magnetic field response research

*Boyu Feng¹, Taisei Ueki¹, Mizuki Uenomachi⁴, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Hideki Tomita², Kei Kamada³ (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3D03] Study on image reconstruction condition for a new clearance objects using X-ray CT technique.

*Shunya Nakasone¹, Taiki Yoshii^{1,3}, Kengo Shibuya¹, Hirotaka Sakai¹, Takeshi Fujiwara², Jun Kawarabayashi³ (1. Nuclear Regulation Authority, 2. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 3. Tokyo City University)

10:30 AM - 10:45 AM

[3D04] Verification of recoil electron-tracking Compton imaging with a silicon on insulator pixel sensor

*Mizuki Uenomachi¹, Qinghong ZHU², Kenji Shimazoe², Hiroyuki Takahashi², Koyo Magata³, Rikuto Kawashima³, Ayaki Takeda³, Takeshi Tsuru¹ (1. Kyoto Univ., 2. UTokyo, 3. The Univ. of Miyazaki)

10:45 AM - 11:00 AM

[3D05] Radiation distribution measurement inside Fukushima Daiichi Nuclear Power Station using wavelength-resolved position-sensitive optical fiber radiation sensor

*Yuta Terasaka¹, Yuki Sato¹, Akira Uritani² (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3D06] Energy shift observation of Rydberg atoms for calcium isotope analysis

*Yoshihiro Iwata¹, Masabumi Miyabe¹, Katsuaki Akaoka¹, Ikuo Wakaida¹, Shuichi Hasegawa² (1. JAEA, 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[3D07] Evaluation of radiocarbon analytical system based-on cavity ring-down spectroscopy using optical-feedback quantum cascade laser

*Keisuke Saito¹, Ryohei Terabayashi^{2,1}, Volker Sonnenschein¹, Kazuki Iwamoto¹, Kazune Mano³, Yuta Kawashima³, Tetsuo Furumiya³, Koji Tojo³, Kenji Yoshida⁴, Hideki Tomita^{1,5} (1. Nagoya Univ., 2. The Univ. of Tokyo, 3. Shimadzu Corp., 4. Sekisui Medical Co., Ltd., 5. JST PRESTO)

11:30 AM - 11:45 AM

摂動角相関を利用した磁場計測手法による RI イメージング技術の研究

Study of RI imaging technique using magnetic field measurement method based on perturbation angle correlation

*上木 太晟¹, 上ノ町 水紀², 島添 健次¹, 富田 英生^{3,4}, 鎌田 圭⁵, 高橋 浩之¹

¹ 東京大学大学院工学系研究科, ² 京都大学宇宙総合学研究所, ³ 名古屋大学大学院工学系研究,

⁴ JST さきがけ, ⁵ 東北大学未来科学技術共同研究センター

新たな核医学イメージング手法として、磁場と RI を活用したイメージング技術の研究開発を行なっている。摂動角相関の変化は核種周辺の局所時な外場の影響を強く受けることが知られている。我々の研究では、分布している核種に対して磁場を印加し、相関の時間的空間的变化を観察することで核種の集積位置の特定を行う。本研究では SPECT で臨床的に利用される二光子放出核種に静磁場を印加し、イメージング手法の定量化を行なった。

キーワード: 核医学、角度相関、二光子放出核種

1. 緒言

我々のグループが開発を進めている DPECT (Double Photon Emission CT) では従来の核医学イメージング手法同様に、放射性同位体の分布情報を取得することに加え、放射性同位原子核周辺の局所的な外場（磁場、電場）の情報を推定することができる。本研究ではカスケード核種の放出時空間相関を活用したイメージング手法の開発を目的としている。任意磁場を印加した際の γ 線時空間変化を定量化し、磁場の分布と照合することで新たなイメージング手法の検討を行った。

2. 実験手法

実験体系を図 1 に示す。¹¹¹In 水溶液を点線源として利用した。点線源を挟み込むように磁場発生装置の磁極が配置してある。点線源を取り囲むように 8×8 Ce:GAGG シンチレータ、SiPM (Silicon Photomultiplier)、dToT (dynamic Time over threshold) ボードからなる検出器を 8 個配置した。検出器から得た情報から角度を取得、ラーモア歳差運動の 2 倍の周波数に対応する角度相関比を用いて周波数を算出し磁場の分布情報と照合することで線源位置の推定を行った。検出されたラーモア歳差運動の周波数をもとに線源に印加されている磁場を計測する。ここで計算された磁場強度と実際の磁場強度を照合することにより線源位置を算出しイメージングを行う。

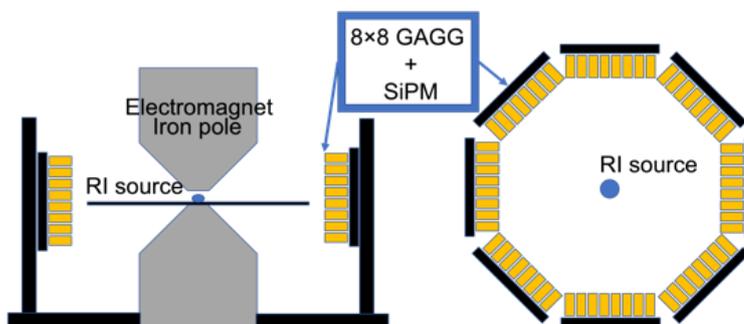


図 1, 実験体系

情報から角度を取得、ラーモア歳差運動の 2 倍の周波数に対応する角度相関比を用いて周波数を算出し磁場の分布情報と照合することで線源位置の推定を行った。検出されたラーモア歳差運動の周波数をもとに線源に印加されている磁場を計測する。ここで計算された磁場強度と実際の磁場強度を照合することにより線源位置を算出しイメージングを行う。

参考文献

[1] 浅井吉蔵, γ - γ 摂動角相関による物性研究, RADIOISOTOPES, 42 巻 6 号, 1993 年, 347-364

*Taisei Ueki¹, Mizuki Uenomachi², Kenji Shimazoe¹, Hideki Tomita^{3,4}, Kei Kamada⁵, Hiroyuki Takahashi¹

¹ UTokyo, ² Kyoto Univ., ³ Nagoya Univ., ⁴ JST, ⁵ Tohoku Univ.

^{169}Yb の角度相関の測定と磁場応答の研究

^{169}Yb angle correlation measurement and magnetic field response research

*封博宇¹, 上木太晟¹, 島添健次¹, 上ノ町水紀², 高橋浩之¹, 富田英生³, 鎌田圭⁴

¹東京大学, ²京都大学, ³名古屋大学, ⁴東北大学

医療における核医学イメージングは、生体内部から外部へ向けて放出される放射線を検出し、その分布を可視化することで、非侵襲的に体内の情報を得る重要な手法である。新たな核医学イメージング手法として角度相関の計測を活用した磁場と RI を融合させるイメージング技術の開発を行っている。

キーワード：角度相関、核医学、カスケード核種、 ^{169}Yb

1. 緒言

本研究では、本来 SPECT など臨床的に利用される ^{111}In の代わりに、比較的長い中間状態を持つ ^{169}Yb を多光子核種として利用した。カスケード核種の崩壊状態における中間状態では、磁場や電場などの外場による影響を受けるとガンマ線同士の放出角度に変化が発生する特性を利用して、静磁場の印加により、原子核が生じるラーモア歳差運動をガンマ線角度相関の振動により見出す。また、そのガンマ線の角度相関の観測情報から算出する周波数および予め把握されている磁場の強度情報を照合し、RI の分布情報が獲得できる。

2. 実験

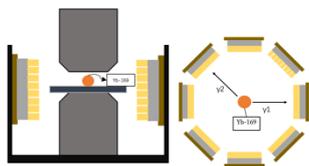


Fig.1 Detector 概略図

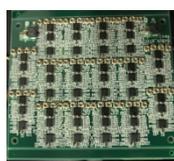


Fig.2 dToT-board



Fig.3 FPGA-DAQ

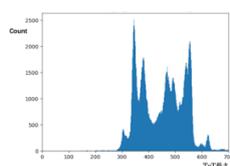


Fig.4 エネルギースペクトル

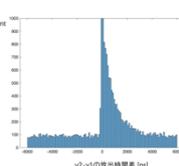


Fig.5 時間差スペクトル

8×8 GAGG [$\text{Gd}_3(\text{Al}, \text{Ga})_5\text{O}_{12}(\text{Ce})$] シンチレータ及び 8×8 MPPC (Multi Pixel Photon Counter 浜松ホトニクス製) を検出器として使用し、FPGA-DAQ によってチャンネル番号、エネルギー情報及び時間情報が読み出される。また、 ^{169}Yb の持つコインシデンスイベントの角度相関を測定し、磁場を印加した際の時間的応答の変化を定量化した。

3. 結論

^{169}Yb のエネルギースペクトルピークが観測した。また、これらのエネルギー信号を抽出して、時間差スペクトルからコインシデンスイベントを判断し、磁場の応答が観測した。将来的に、定量化した磁場関係を用いて、RI 分布の画像再生をより高効率的に実現するのが期待できる。

参考文献

- [1] T. Orita, K. Shimazoe, and H. Takahashi. "The dynamic time-over-threshold method for multi-channel APD based gamma-ray detectors.", *Phys. Rev. D*, 775, pp. 154-161, 2015.
- [2] K. Shimazoe et al., "Imaging and sensing of pH and chemical state with nuclear-spin-correlated cascade gamma rays via radioactive tracer", *Communications Physics* volume 5, Article number: 24 (2022).
- [3] Kichizo Asai, " γ - γ Perturbed Angular Correlation in Material Science," *RADIOISOTOPES*, 42, pp.347-364 (1993).

*Feng Boyu¹, Taisei Ueki¹, Kenji Shimazoe¹, Mizuki Uenomachi², Hiroyuki Takahashi¹, Hideki Tomita³, Kei Kamada⁴

¹The University of Tokyo, ²The University of Kyoto, ³The University of Nagoya, ⁴The University of Tohoku

新規クリアランス対象物を想定したX線CTの画像再構成条件に関する検討

Study on image reconstruction condition for a new clearance objects using X-ray CT technique.

* 仲宗根 峻也¹, 吉居 大樹^{1,3}, 澁谷 憲悟¹, 酒井 宏隆¹, 藤原 健², 河原林 順³

¹原子力規制庁長官官房技術基盤グループ, ²産業技術総合研究所, ³東京都市大学

収納容器内のクリアランス対象物における放射能を外部から測定する際、対象物の自己遮蔽の影響を評価することが困難なことから、従来から収納容器内の密度は均一であり、汚染は点線源で局在しているという条件により算出した保守的な換算係数が用いられている。しかし、収納容器内の密度の均一性が保証されていない場合、過小評価となる場合がある。そこで、対象物の不均一性が放射能濃度測定に影響する情報を抽出するために、測定用模擬体を作製し、異なる測定条件（管電圧、しきい値等）でX線CT測定を実施した。

キーワード：X線CT, 画像再構成, クリアランス, CdTe 半導体検出器, 放射線計測

1. 緒言

令和2年にクリアランス規則が改正され、クリアランスの対象物が固体状の物質に改められ、従来の対象物に加え、配電盤及びケーブル等が新しい候補として予想されている[1]。これらの対象物を収納容器に入れ、容器から放出される γ 線を容器周囲で測定することで対象物の放射能を測定する方法では、容器内の密度及び組成の分布と放射能分布が不明であることから、 γ 線の対象物の自己遮蔽を評価することは困難である。そのため、外部から収納容器内の放射能を評価する方法では、非破壊検査等において事前に容器内の密度及び組成の分布を把握することが不可欠である[2]。本研究では、X線CT装置の管電圧及び検出器のしきいエネルギー値等の撮影条件によりX線CT像における密度又は組成の分布がどのように変化するかを把握するための実験を実施した。

2. 測定の条件

測定用模擬体は、スチール製の円筒型収納容器（直径10 cm, 高さ19 cm, 以下「缶」という。）にケーブル（架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル、ケース1）、遮断器（ノーヒューズ遮断器、ケース2）、ボール（ポリプロピレンボール、鉄球、銅球：ケース3）のいずれかを封入したものとした。測定には縦256ピクセル、横3840ピクセルで有感領域が縦14 mm、横211.2 mmの平面状のCdTe半導体検出器（WidePIX 1x15 CdTe MPX3, ADVACAM）及び320 kVのX線管球（MXR-320HP/11, COMET）を用い、ケース毎に検出器の全ピクセルのしきいエネルギー値（100 keV, 150 keV 及び 200 keV）を設定して測定を行った。また、検出器に対して対象物を1度ずつ回転させて0度から180度まで測定を実施し、検出器の横一線の3,840画素分の応答180個を得て、MATLABのラドン変換ツールを用いて逆投影により画像を再構成した。

3. 結果

図1にケース1の撮像データを用いた画像再構成の結果を示す。ケース1では、導体部（軟銅線）のCT値が絶縁体及びシースのそれと比較して大きく、しきい値毎の測定においてもその違いが一様に確認できたことから、密度又は組成の違いを抽出することが期待できる。一方、アーチファクトがみられ、その要因の一つがCdTe半導体検出器の連続使用に起因する検出器内各ピクセルの感度低下と考えられ、今後、感度低下を抑制するための条件について検討する。

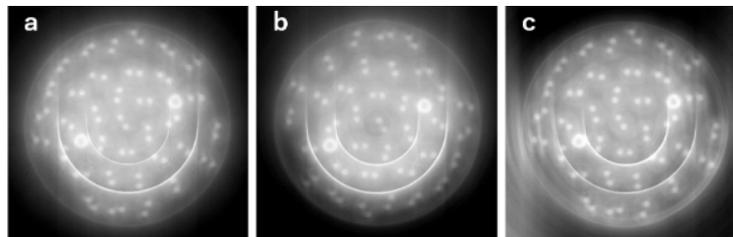


図1. 測定用模擬体（ケース1：ケーブル）のX線CTを用いた画像再構成処理の結果：(a) 100 keV; (b) 150 keV; (c) 200 keV.

参考文献

[1] 吉居 他, PCB使用安定器内の残留放射能の測定に関する基礎的検討, 日本原子力学会 2019 秋の大会 2020 年 9 月 12 日
[2] Yoshii *et al.*, Study on the effects of heterogeneity of objects placed in storage containers on simple radioactivity evaluation, *Annals of Nuclear Energy*, 177, 109313(2022).

* NAKASONE Shunya¹, YOSHII Taiki^{1,3}, SHIBUYA Kengo¹, SAKAI Hirotsuka¹, FUJIWARA Takeshi², and KAWARABAYASHI Jun³

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

²National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

³Tokyo City University

超微細シリコンピクセルセンサを用いた 電子飛跡計測コンプトンイメージングの検証

Verification of electron-tracking Compton imaging with a silicon on insulator pixel sensor

*上ノ町 水紀¹, Qinghong Zhu² 島添 健次², 高橋 浩之²,
眞方 恒陽³, 川島 陸斗³, 武田 彩希³, 鶴 剛¹

¹京都大学 ²東京大学 ³宮崎大学

キーワード : Compton イメージング、反跳電子飛跡計測、SOI ピクセルセンサ

1. 緒言

コンプトンイメージングはコンプトン散乱原理を用いたガンマ線イメージング手法の一つである。コンプトン散乱と散乱光子エネルギーから得られる情報は角度情報のみであるため、従来のコンプトンイメージングでは放射性核種の位置は円錐面上にしか推定されない。一方、コンプトン散乱の際に反跳する電子飛跡の情報を併せることでガンマ線の到来方向の特定が可能となり、再構成画像の信号対雑音比を向上させることができる [1]。しかし、固体検出器にて電子飛跡を計測するには数十 μm の位置分解能が必要であり、高い位置分解能、エネルギー分解能及び時間分解能が必要となるため、固体検出器を用いた電子飛跡計測型コンプトンカメラの実現難しく、未だ基礎研究段階に留まっている。そこで本研究では、反跳電子飛跡計測型コンプトンイメージングを目指し、ピクセルサイズ 36 μm の Silicon on insulator (SOI)技術を用いたシリコンピクセル検出器"XRPIX"と GFAG シンチレータ検出器を組み合わせたコンプトンカメラの開発を行っている。

2. 方法

XRPIX は、電荷積分型検出器かつ放射線を検出する毎にトリガーを出力するイベント駆動動作が可能な SOI ピクセル検出器である。本研究で用いる XRPIX7 (散乱体) は有感面積 21.9 mm \times 13.8 mm、ピクセルサイズ 36 μm 、センサ厚 300 μm である。XRPIX7 及び吸収体として Silicon Photomultiplier (Hamamatsu S13361-3050) と接合したピッチサイズ 3.2 mm \times 3.2 mm の 8 \times 8 アレイ GFAG シンチレータ検出器を用いたコンプトンカメラを開発した。

3. 結果

図 1 に開発した SOI-GFAG コンプトンカメラを用いた ²²Na 点線源のコンプトンイメージング (従来手法) 結果と XRPIX7 にて検出した反跳電子飛跡を示す。従来手法による 511 keV ガンマ線のコンプトンイメージング及び XRPIX7 による反跳電子の飛跡の計測に成功した。

4. まとめ

本研究では反跳電子飛跡計測コンプトンイメージングのため、ピクセルサイズ 36 μm の SOI ピクセル検出器を用いたコンプトンカメラを開発している。発表ではシステムの基礎評価等も含めて報告する。

参考文献

[1] Tanimori, T., et al. "An electron-tracking Compton telescope for a survey for the deep universe by MeV gamma-rays." *Astrophys. J.* **810** (2015): 28.

*Mizuki Uenomachi¹, Qinghong Zhu², Kenji Shimazoe², Hiroyuki Takahashi², Koyo Magata³, Rikuto Kawashima³, Ayaki Takeda³, Takeshi Go Tsuru¹

¹Kyoto University. ²The University of Tokyo. ³University of Miyazaki.

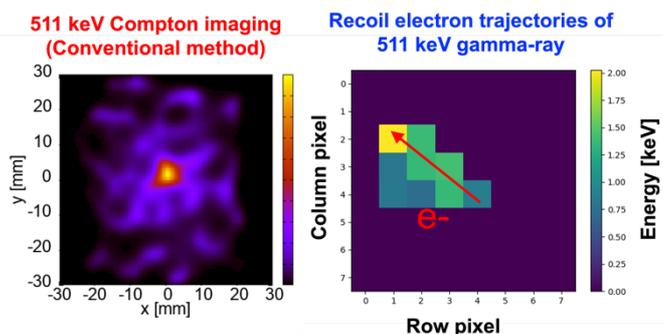


図 1 : ²²Na 点線源の従来手法によるコンプトンイメージング結果 (左) と XRPIX7 における 511 keV ガンマ線由来の反跳電子飛跡

波長分解型光ファイバ放射線位置検出器を用いた 福島第一原子力発電所における放射線分布測定

Radiation distribution measurement inside Fukushima Daiichi Nuclear Power Station using
wavelength-resolved position-sensitive optical fiber radiation sensor

*寺阪 祐太¹, 佐藤 優樹¹, 瓜谷 章²

¹原子力機構, ²名古屋大学

片側読み出し・高線量率対応を可能とした新方式波長分解型光ファイバ放射線位置検出器を用いて、福島第一原子力発電所 2 号機 SGTS 室内にて放射線分布測定試験を実施した。最大で 100 mSv/h 超の高線量率場にて実際の放射線分布の傾向を再現し、新型光ファイバ放射線位置検出器の有効性を確認した。

キーワード：光ファイバ、波長スペクトル、波長分解、アンフォールディング、放射線分布測定

1. 緒言

我々は福島第一原子力発電所廃炉作業環境における放射線分布測定法の高度化を目的として、光ファイバと放射線の相互作用により発生するシンチレーション光の波長分解分析を行うことで光ファイバに沿って放射線分布を測定可能なセンサを開発している。光ファイバ内で発生したシンチレーション光は光ファイバ内で減衰しながら伝搬されるが、ここでの減衰量には主にレイリー散乱の影響により波長依存性が存在する。従って、ファイバ端から出力される光の波長スペクトルは光の伝搬距離情報を有するため、波長分解分析により放射線の入射位置を逆推定可能である。本センサは一般的な光ファイバ放射線位置検出器の欠点であるファイバ両端からの信号読み出しの必要性を改め、片側のみからの光読み出しで放射線分布を測定可能とした点、積分型検出器であるため高線量率対応に優れる点が特徴であり、廃炉作業環境への適用が期待できる。本発表では本センサの福島第一原子力発電所原子炉建屋内での実証試験結果について報告する。

2. 方法

本試験で使用した光ファイバ放射線位置検出器は、センサ部にプラスチックシンチレーションファイバ (PSF、Kuraray SCSF-81、 ϕ 1.0 mm、長さ 10 m)、光伝送部に石英光ファイバ (Thorlabs FP400URT、 ϕ 0.4 mm、長さ 30 m)、受光部にポータブル分光器 (Ocean Insight QEPro、スリット幅 200 μ m) の 3 要素から構成される。PSF の発光を石英光ファイバを介して分光器へ伝送し、波長スペクトルを測定する。ここで、予め UV 光源を用いて取得した発光位置毎の応答スペクトルを用いてアンフォールディング処理を施すことにより、PSF に沿って放射線分布を逆推定する。

試験は福島第一原子力発電所 2 号機原子炉建屋内 SGTS 室にて実施した。SGTS 室内の高線量率エリア床面に伸縮棒を用いて PSF を敷設し、石英光ファイバを介して室外の低線量率エリアに設置した分光器で波長スペクトルを測定した。この際、比較用としてテレクター型サーベイメータを用いて PSF に沿って床面の線量率を複数点測定した。

3. 結果

光ファイバを用いた放射線分布逆推定結果とサーベイメータの比較を図 1 に示す。終端側にかけて線量率が上がっていくという実際の放射線分布傾向を再現した。このことから、最大で 100 mSv/h 超の原子炉建屋内高線量率場にて新型光ファイバ放射線位置検出器の有効性を確認できた。

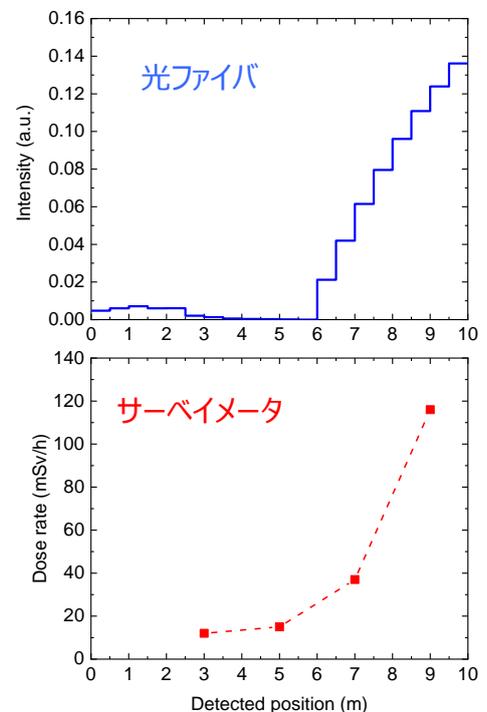


図 1 光ファイバを用いた放射線分布測定結果とサーベイメータを用いた線量率測定結果の比較

*Yuta Terasaka¹, Yuki Sato¹, Akira Uritani²

¹JAEA, ²Nagoya Univ.

カルシウム同位体分析に向けたリュードベリ原子のエネルギーシフト観測

Energy shift observation of Rydberg atoms for calcium isotope analysis

*岩田 圭弘¹, 宮部 昌文¹, 赤岡 克昭¹, 若井田 育夫¹, 長谷川 秀一²

¹日本原子力研究開発機構, ²東京大学

コンクリート廃棄物中のカルシウム 41 分析に向けて、リュードベリ準位を用いた奇数同位体の選択的共鳴イオン化手法の開発を行っている。本研究では、イオン基底準位の超微細構造に起因したカルシウム 43 リュードベリ原子の ns 及び nd 準位のエネルギーシフトを観測した。

キーワード: カルシウム, 共鳴イオン化, リュードベリ準位, エネルギーシフト, 超微細構造

1. 緒言

原子力発電所の解体で大量に発生するコンクリート廃棄物を迅速に処理する上で、放射性カルシウム 41 (⁴¹Ca, 半減期 1.0×10^5 年) に対する高感度かつ簡便な分析手法の開発が求められている。従来の放射線計測では長半減期かつ低エネルギー X 線のため測定が困難であり、質量分析では ⁴¹K 及び ⁴⁰CaH 等による同重体干渉の抑制が課題となっている。本研究では、元素・同位体選択性を持つレーザー共鳴イオン化に着目し、奇数同位体の超微細構造に起因するエネルギーシフトを利用した共鳴イオン化手法の開発を行っている。

2. ⁴³Ca リュードベリ原子のエネルギーシフト

リュードベリ準位を用いた Ca 原子の共鳴イオン化スキームを図 1 に示す。本研究では、2 本の外部共振器半導体レーザーを用いて ns ¹S₀ 又は nd ¹D₂ 準位に遷移させた。奇数同位体では当該準位が Ca⁺イオン基底準位の超微細構造に収束するため主量子数 n とともにエネルギーシフトが大きくなる。Ca 各同位体について測定した 2 段目 (波長 390 nm 程度) の周波数スペクトルから、安定同位体 ⁴³Ca のエネルギーシフトは 50s, 60s 準位で 390 MHz, 650 MHz 程度 (周波数換算) と得られ、計算値[1]と矛盾の無い結果となった。また、nd については ns, np, nf と異なり低周波数側にシフトする様子が観測された。

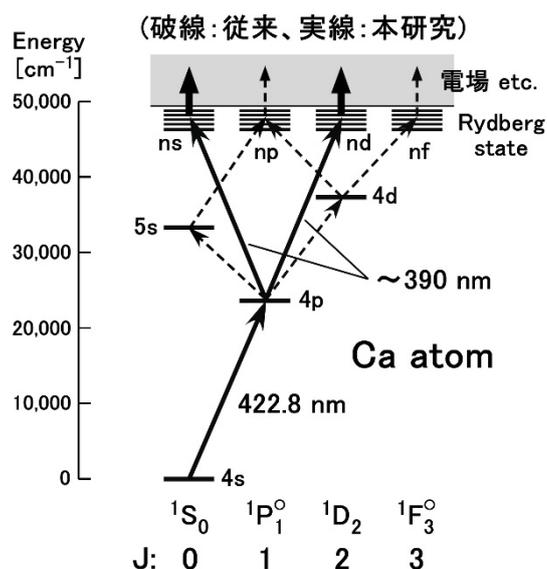


図 1 Ca 原子の共鳴イオン化スキーム

3. 結言

レーザー共鳴イオン化を用いた ⁴¹Ca 分析に向けて、奇数の安定同位体 ⁴³Ca を用いて ns, nd リュードベリ準位のエネルギーシフトを観測した。ns は計算値と矛盾無く、nd は低周波数側にシフトする結果を得た。

参考文献

[1] R. Beigang and A. Timmermann, Phys. Rev. A **25** (1982) 1496-1503.

本研究の一部は、JSPS 科研費 JP19H02646 の助成を受けた内容を含みます。

*Yoshihiro Iwata¹, Masabumi Miyabe¹, Katsuaki Akaoka¹, Ikuro Wakaida¹ and Shuichi Hasegawa²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²The University of Tokyo

光フィードバック量子カスケードレーザーを用いたキャビティリングダウン分光に基づく放射性炭素分析システムの評価

Evaluation of radiocarbon analytical system based-on cavity ring-down spectroscopy using optical-feedback quantum cascade laser

*齊藤 圭亮¹, 寺林 稜平^{1,2}, Volker Sonnenschein¹, 岩元 一輝¹, 鈴木 勇太¹, 柘植 紘汰¹, 真野 和音³, 川嶋 悠太³, 古宮 哲夫³, 東條 公資³, 二宮 真一³, 吉田 賢二⁴, 富田 英生^{1,5}
¹名大, ²東大, ³島津製作所, ⁴積水メディカル, ⁵JST さきがけ

高感度かつ高スループットな ^{14}C 分析手法として、キャビティリングダウン分光に基づく放射性炭素同位体分析システムの開発を行っている。高感度化を念頭に、V字型光共振器からの光フィードバックにより量子カスケードレーザーを狭帯域化した光源を用いてシステムを構築し、その特性評価を行った。

キーワード：放射性炭素同位体、同位体分析、レーザー分光

1. 緒言

高感度と高いスループットを兼ね備えた ^{14}C 分析手法として、高感度レーザー吸収分光法の一つである中赤外キャビティリングダウン分光法 (Cavity Ring-down Spectroscopy: CRDS) を用いた手法 (^{14}C -CRDS) の開発を進めている。これまでに、 $^{14}\text{CO}_2$ の吸収を測定対象とし、 $4.5\ \mu\text{m}$ 帯分布帰還形量子カスケードレーザー (DFB-QCL) を光源とした ^{14}C -CRDS 分析システムを構築し、 ^{14}C 分析の定量分析を実証している。今回は、V字型光共振器を用いた光フィードバックにより DFB-QCL を狭帯域化したシステムを構築し、 ^{14}C 分析の高感度化を検討した。

2. V字型共振器による光フィードバックを用いた CRDS

これまでに DFB-QCL より出力される光の一部を反射し、光源に戻す手法 (光フィードバック法) により、レーザーの発振線幅を狭帯域化することを示した^[1]が、光フィードバックの光学系の不安定性により、性能が律速されていた。そこで、光源・フィードバック系全体を一体化した光源ユニットを構築し、安定性を評価した^[2]。Fig.1 に V字型共振器による光フィードバックを用いた CRDS の実験体系の概要を示す。DFB-QCL からの出射光をビームスプリッターにより二方向に分岐し、一方を CRDS 測定系、もう一方をフィードバック用の V字型共振器へと入射させ、そこからの戻り光を光源に入射させた。この光源により得られた CRDS の減衰信号の安定性を評価した結果 (Allan プロット) を Fig.2 に示す。Fig.2 より評価される本システムのアバNdans感度は $^{14}\text{C}/^{12}\text{C} \sim 2 \times 10^{-13}$ と見積もられた。本発表では分析性能の詳細について報告する予定である。

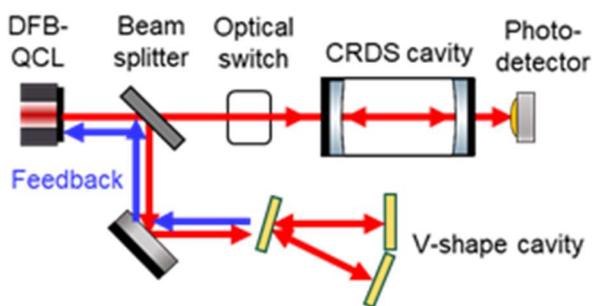


Fig.1 実験体系

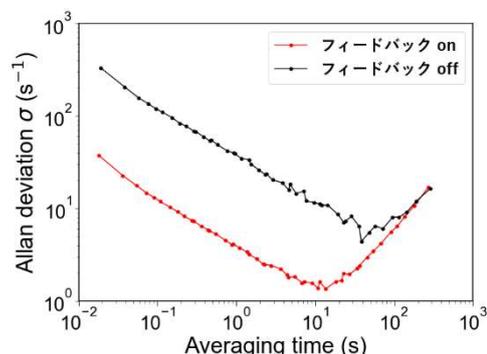


Fig.2 光フィードバックの有無による減衰信号の安定性の比較 (Allan プロット)

参考文献

[1] R. Terabayashi, *et al.*, Japanese J. Appl. Phys., **59**, 092007 (2018). [2] R. Terabayashi, *et al.*, J. Appl. Phys., **132**, 083102 (2022).

* Keisuke Saito¹, Ryohei Terabayashi^{1,2}, Volker Sonnenschein¹, Kazuki Iwamoto¹, Yuta Suzuki¹, Kota Tsuge¹, Kazune Mano³, Yuta Kawashima³, Tetsuo Furumiyama³, Koji Tojo³, Shinichi Ninomiya³, Kenji Yoshida⁴, Hideki Tomita^{1,5}

¹Nagoya Univ., ²The Univ. of Tokyo, ³Shimadzu Corp., ⁴Sekisui Medical Co., Ltd., ⁵JST PRESTO

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

[3D08-13] Neutron Source and Instrument Technology

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)

Wed. Mar 15, 2023 2:45 PM - 4:25 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[3D08] Measurement of delayed neutrons from J-PARC spallation neutron source

*Masahide Harada¹, Makoto Teshigawara¹, Motoki Ooi¹, Yuji Yamaguchi¹, Kenichi Oikawa¹, Yusuke Tsuchikawa¹, Katsuhiko Haga¹ (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[3D09] Current status of development of large-area small d-spacing multilayer neutron mirrors

*Masahiro Hino¹, Tatsuro Oda², Hitoshi Endo³, Takuya Hosobata⁴, Riichiro Nakamura¹, Masahiro Takeda⁴, Hisao Yoshinaga¹, Yutaka Yamagata⁴ (1. Kyoto Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. KEK, 4. RIKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[3D10] Technical developments of neutron spin echo spectroscopy for observation of a wide space-time region

*Tatsuro Oda¹, Hitoshi Endo², Masahiro Hino³ (1. UTokyo, 2. KEK, 3. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3D11] Study on non-destructive inspection technology for concrete infrastructures using compact fusion neutron sources

*Hironori Kato¹, Takeshi Fujiwara², Jun Hasegawa¹, Tatsuya Katabuchi¹, Noriyosu Hayashizaki¹ (1. Tokyo Tech, 2. AIST)

3:30 PM - 3:45 PM

[3D12] Study of proton distribution in the backing material of accelerator neutron source solid target by ERDA analytical techniques

*HONGFU LIU¹, Naoto HAGURA¹, Tomohiro KOBAYASHI², Jun KAWARABAYASHI¹ (1. TCU, 2. RIKEN)

3:45 PM - 4:00 PM

[3D13] PIC-MCC analysis for high power operation of IEC compact neutron source

*Jun Hasegawa¹, Kazuhiro Matsuda¹ (1. Tokyo Tech)

4:00 PM - 4:15 PM

J-PARC 核破碎中性子源からの遅発性中性子の観測

Measurement of delayed neutrons from J-PARC spallation neutron source

*原田 正英¹, 勅使河原 誠¹, 大井 元貴¹, 山口 雄司¹

及川 健一¹, 土川 雄介¹, 羽賀 勝洋¹

¹原子力機構

J-PARC の 1MW 核破碎中性子施設の特性試験装置において、ビーム運転停止直後から中性子の時間分布測定を行い、核破碎中性子源に 25Hz の陽子ビームが入射することで発生する中性子パルスと時間相関が弱い遅発性中性子の測定を行った。

キーワード : J-PARC, BL10, NOBORU, Delayed neutrons, Measurement

1. 緒言

J-PARC の 1MW 核破碎中性子施設では、核破碎中性子源に 25Hz 陽子ビームを入射させることにより発生するパルス状の中性子ビームを各中性子実験装置に供給している。近年は、800kW まで安定的に運転できることを確認し、1MW を目指し、継続的に出力を上げている。その中で、いくつかの中性子実験装置において、陽子ビーム入射と時間相関が弱い中性子（遅発性中性子）が観測されることが分かった。この遅発性中性子は、中性子実験装置にとっては、バックグラウンド成分となるために、その解明が必要である。そこで、核破碎中性子源から供給される中性子パルスの特性を測定している特性試験装置（BL10、NOBORU）にて、遅発性中性子の測定を行うこととした。

2. 測定

測定では、NOBORU の実験装置室内の中性子ビーム軸上に中性子検出器（He-3 比例計数管）を置き、ビーム運転停止直後から飛来する中性子の時間分布を測定した。中性子と他の成分とを分離するために、パルス波高も測定し、中性子の成分のみを抽出した。ビーム運転中は、検出器保護のために、NOBORU 備え付けのビームブロッカーにて中性子を遮蔽し、ビーム運転停止直後にビームブロッカーを開とした。

3. 結果及び考察

結果を図 1 に示す。図中では、ビーム運転停止時を時間 0 としている。ビーム停止直後から遅発性中性子が観測され、そのフィッティングから、3 成分の減衰曲線があることがわかった。これらから、遅発性中性子は、1) 熱化成分、2) 遅発中性子、3) (γ, n) 反応成分であると推測される。詳細は、当日発表する。

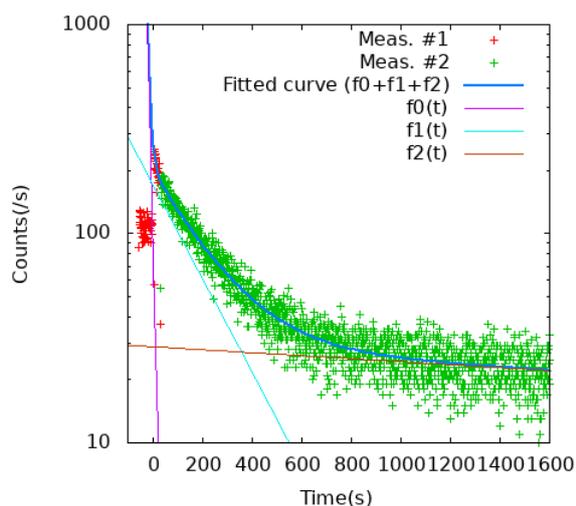


図 1 ビーム停止後の飛来する中性子の時間分

*Masahide Harada¹, Makoto Teshigawara¹, Motoki Ooi¹, Yuji Yamaguchi¹, Kenichi Oikawa, Yusuke Tsuchikawa¹ and Katsuhiro Haga¹

¹JAEA

大面積超薄多層膜中性子ミラー開発の現状

Current status of development of large-area small d-spacing multilayer neutron mirrors

*日野正裕¹, 小田達郎², 遠藤仁³, 細畠拓也⁴, 竹田真宏⁴, 山形豊⁴, 中村吏一朗¹, 吉永尚生¹

¹京都大学 複合原子力科学研究所, ²東京大学 物性研究所,

³高エネルギー加速器研究機構 物質構造科学研究所 ⁴理化学研究所 光量子工学研究センター

中性子光学デバイスとして利用可能な大面積で、かつ極限の薄さの膜厚を目指した多層膜中性子ミラーの性能評価を報告する。

キーワード：中性子光学、多層膜中性子ミラー、イオンビームスパッタ

多層膜中性子ミラーは中性子のポテンシャルの大きく異なる 2 種類の物質の対層(周期 d)で構成される。 d を少しずつ変えながら積層することで、波長分布を制御した中性子モノクロメータや、幅広い波長範囲で全反射できるスーパーミラーとして使用でき、低速中性子ビーム輸送に必要なデバイスとなっている。なお中性子スピンのポテンシャルマッチングをした磁気多層膜は、片方のスピンのみを反射する偏極ミラーとして利用できる。薄膜の反射率は散乱角の 4 乗に比例して減少するため、 d が薄く反射率も高い多層膜中性子ミラーは平滑でかつ界面がシャープな各膜を有するだけではなく、莫大な層数も必要となる。京大複合研では、イオンビームスパッタ装置(KUR-IBS)を用いて、 $d=2.9\text{nm}$ でワイドバンドかつ高反射率な多層膜中性子ミラーの開発に成功し、J-PARC MLF BL05 (NOP)の超冷中性子発生用ドップラーシフタのキーデバイスとして利用されている。より薄くかつ限界を目指して、かつ今後のドップラーシフタの高度化への展開も念頭に、 $d=2\text{nm}$ でワイドバンドかつ高反射率の多層膜ミラー開発を行った。今回の開発で特に重要な点は中性子導管等にも利用可能な大面積成膜の条件で成功した点にある。

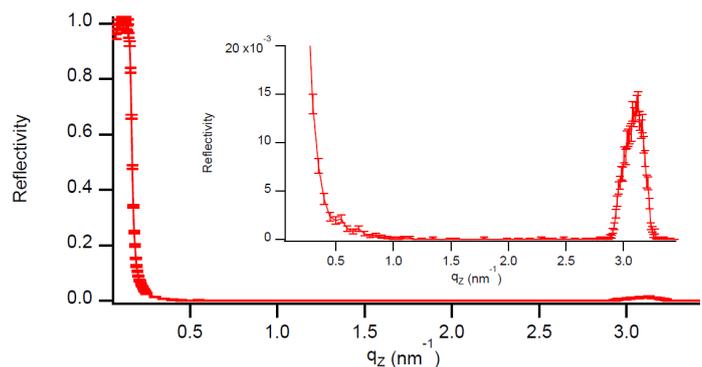


Fig.1: JRR-3 C3-1-2 (MINE) における $d \sim 2\text{nm}$ NiC/Ti 多層膜 (1680 層) の反射率

Fig.1 に d を 2nm から 2.2nm までスーパーミラー的に膜厚を変化させつつ全 1680 層の成膜をして、ワイドバンドで反射することを目指した多層膜中性子ミラーの反射率を示す。測定は日本原子力研究開発機構の JRR-3 の C3-1-2 ポート(MINE)の反射率計で行った。得られた中心の d は 2.03nm であり、約 1.5%の反射率が得られている。ここで粗さが無い反射率でも 8%程度であり、シリコン基板の粗さ 0.4nm 程度を考慮した場合の反射率とおおよそ一致しており、成膜による界面拡散や粗さの成長が抑えられていることが得られた。さらに層数が 5 倍の 8400 層のミラーを複数スタックすることで 18%の反射率を達成した。これらの結果を報告すると共に、別途開発が進んでいる金属基板による回転楕円体スーパーミラー製作の現状も合わせて触れたい。

*Masahiro Hino¹, Tatsuro Oda², Hitoshi Endo³, Takuya Hosobata⁴, Masahiro Takeda⁴, Yutaka Yamagata⁴, Riichiro Nakamura¹, Hisao Yoshinaga¹

¹Kyoto university, ²University of Tokyo, ³KEK, ⁴RIKEN

広い時空間領域の観測のための中性子スピネコー分光法に関する技術開発

Technical developments of neutron spin echo spectroscopy for observation of a wide space-time region

*小田達郎¹, 遠藤仁², 日野正裕³

¹ 東京大学物性研究所, ² KEK 物質構造科学研究所, ³ 京都大学複合原子力科学研究所

中性子スピネコー法はピコ秒から数 100 ナノ秒の運動を観測できる高分解能中性子散乱分光法である。スピネコー分光器が観測できる時空間領域を広げるための技術開発を紹介する。

キーワード: 中性子スピネコー法, 中性子散乱, 偏極中性子, MIEZE

J-PARC MLF BL06 の共鳴スピネコー分光器では, パルス源から供給される広い波長の中性子を有効利用することで広い時空間領域をカバーすることができる。最近では, 従来のスピネコー法がカバーするよりも短いフーリエ時間 (1 から 100 ピコ秒) に着目した MIEZE (Modulation of intensity with zero effort) 型スピネコー測定も行われている [1]。そのためには, 1 kHz 未満の低振動数の利用も重要となる。中性子波長の分解能を高く保ったまま, 低振動数の MIEZE シグナルを観測する一つの方法は, MIEZE シグナルの位相をスキャンすることである。BL06 の MIEZE 分光器 (図 1. 左図) を用いた実験では, 第 2 共鳴スピフリッパーに流す交流電流の位相を変化させることで, 図 1. 右図に示すような位相シフトした TOF-MIEZE シグナルを観測した。これにより, 波長 (飛行時間) を固定して位相シフト量を横軸としたスピネコーシグナルを描くことができるので, 波長 (飛行時間) 分解能と MIEZE シグナル周期の問題を分離することができる。

中性子スピネコー分光法のカバーする時空間領域を拡大するための技術開発と今後の展望について述べる。

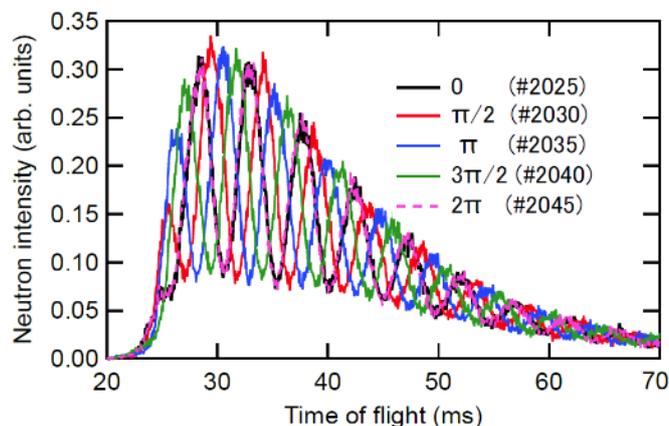


図 1. (左図) J-PARC MLF BL06 の MIEZE 型スピネコー分光器の写真

(右図) 第 2 共鳴スピフリッパーの位相を $0, \pi/2, \pi, 3\pi/2, 2\pi$ と変えた場合の MIEZE スピネコーシグナル

参考文献

[1] C. Franz, S. Säubert, A. Wendl, F.X. Haslbeck, O. Soltwedel, J.K. Jochum, L. Spitz et al., J. Phys. Soc. Jpn. 88, 081002 (2019)

[2] T. Oda, M. Hino, H. Endo, H. Seto, Y. Kawabata, Physical Review Applied 14, 054032 (2020)

*Tatsuro Oda¹, Hitoshi Endo² and Masahiro Hino³

¹Univ. Tokyo, ²KEK IMSS, ³Kyoto Univ.

小型核融合中性子源によるインフラ非破壊検査技術の研究

Study on non-destructive inspection technology for concrete infrastructures
using compact fusion neutron sources

*加藤 大典¹, 藤原 健², 長谷川 純¹, 片渕 竜也¹, 林崎 規託¹

¹東京工業大学, ²産総研

東工大で開発された慣性静電閉じ込め式核融合中性子源（IEC 中性子源）を用いてインフラ非破壊検査技術を研究している。コンクリート道路橋の土砂化発生要因である水分に着目し、IEC 中性子源からの中性子を照射し、床版内の水分によって後方散乱した中性子を検知することで、内部情報を得る手法を実証した。

キーワード：小型核融合中性子源, DD 核融合, インフラ非破壊検査, 中性子計測

1. 緒言

アスファルト下のコンクリート床版の土砂化は、道路陥没や落橋などの事故につながる重大要素のひとつとされている。そのため、近年ではレーダー、放射性同位元素、放射線発生装置を用いた非破壊検査装置の開発が進められているが、装置サイズや検査速度、検知可能範囲などに課題があった。そこで我々は、道路橋の土砂化発生要因である水分に注目し、コンパクトで可搬性の高い IEC 中性子源を用いて、道路の片側から水分量の検査を可能とする装置を検討した。本発表では、コンクリート中に水分を含んだ模擬体系を組み、実際に IEC 中性子源を用いた装置で得られた測定結果と測定手法の再現性について議論する。

2. コンクリート中の水分検知手法

IEC 中性子源が発生する約 2.45 MeV の中性子をコンクリートに照射すると、その一部は内部の水分などで散乱し、後方（コンクリートの表面側）に反射してくる。この反射量の変化を ³He 比例計数管で計測することでコンクリート内部の情報を得ることができる。この原理に基づいて図 1 に示す実験体系を組み上げた。ボロン入りポリエチレンを用いて中性子の照射範囲を限定してビーム状にし、内部に水を含む床版を模擬したコンクリート試料の水分検知について、PHITS によるモンテカルロ解析と実証実験をおこなった。

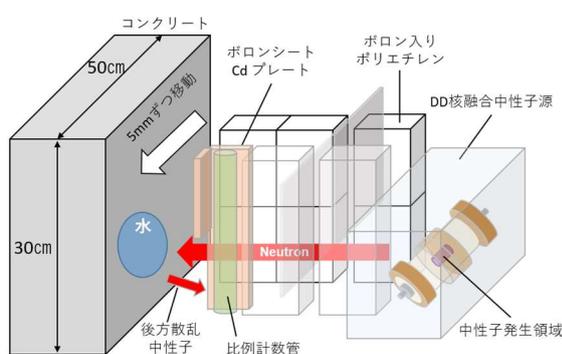


図 1 照射体系概略図

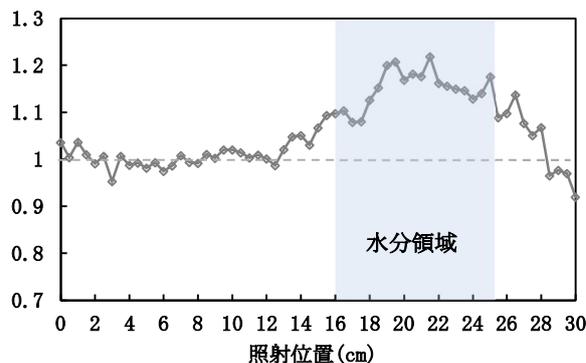


図 2 各点の中性子収量比

3. 結論

図 1 の実験体系により、コンクリートを 5 mm ステップで横移動させて中性子を照射した場合の、反射中性子量の実測結果を図 2 に示す。横軸は照射位置、縦軸はコンクリートが水分を含まない状態を基準（基準値=1）とした中性子収量の比を表している。水分を含む領域は照射位置 16~25 cm であり、コンクリート内部での水分の有無によって反射中性子量に有意な変化が生じ、IEC 中性子源による片側から中性子照射で、コンクリート中の水分を検知可能であることを実証した。

*Hironori Kato¹, Takeshi Fujiwara², Jun Hasegawa¹, Tatsuya Katabuchi¹, Noriyosu Hayashizaki¹

¹Tokyo Institute of Technology., ²AIST.

ERDA 分析手法による加速器中性子源ソリッドターゲットのバックング材のプロトン分布の研究

Study of proton distribution in the backing material of accelerator neutron source solid target by ERDA analytical techniques

*劉 洪甫¹, 羽倉 尚人¹, 小林 知洋², 河原林 順¹

¹ 東京都市大学, ² 理化学研究所

Accelerator driven compact neutron sources expand the range of applications for neutron beams and promise a wide range of applications in industry. Developing long life target structures will facilitate the widespread use of compact accelerator neutron sources.

キーワード : Accelerator-driven neutron source, Cold cathode PIG ion source, SRIM, TRIM, ERDA, H injection;

1. 緒言

本研究では、非破壊検査を目的とする加速器中性子源の固体リチウムターゲットのバックング材の設計を検討する。中性子発生用ターゲットバックング材[1]は、その厚さによって入射するプロトンが蓄積することになる。プロトンがターゲットとバックング材の間に拡散すると Li 薄膜の損傷を引き起こしターゲットの寿命に影響する可能性がある。したがって、ターゲットを設計する際には、バックング材のプロトン状態を把握する必要がある。

2. 方法

東京都市大学原子力研究所の PIG イオン源により 20 keV の陽子ビームをバックング材サンプルに照射し、理研のペレトロン ERDA ビームラインを用いて照射サンプル中の水素分布を測定する。照射サンプルの材質と注入した H の数はチタン: 4×10^{14} ions/mm²、銅: 2×10^{14} ions/mm²。ERDA 測定結果を検討するために、TRIM と SIMNRA code により解析を行った。

3. 結果

実験と解析スペクトルのピークと半値幅を比較した。ERDA 実験のパラメータと TRIM コードにより計算した水素分布に基づき、SIMNRA コードを用いて ERDA スペクトルを解析した。解析と ERDA 実験のまとめ結果を図 1 に示す。解析と実験のスペクトルピークの位置を比較すると、両者は概ね一致している。

ピークの高さについては、水素イオン注入時のビーム電流量が二次電子の放出により過大に評価されたため解析との差異を生じたと考えている。その結果から、低エネルギーイオン注入と ERDA 測定と解析によりバックング材金属中の水素分布を今後検討していくことができることを確認した。今後は、注入する陽子のエネルギー、強度を変化させるとともに、バックング材の温度変化による水素分布の変化などを検討し、最適なバックング材の設計に寄与するデータの取得を目指していく。

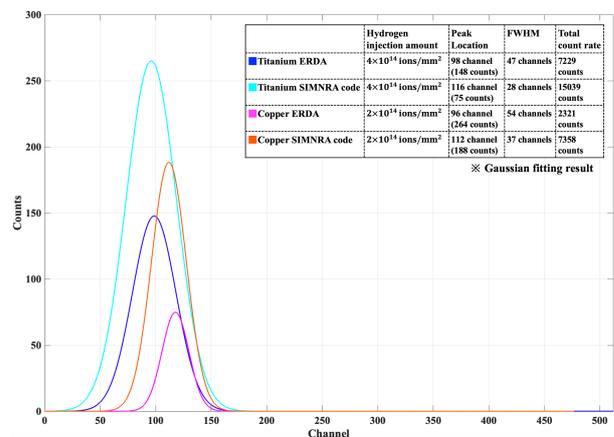


図 1: ERDA 実験結果と SIMNRA 解析結果

参考文献[1] Yutaka Yamagata, et al., J Radioanal Nucl Chem (2015) 305:787–794.

*Hong-Fu Liu¹, Naoto Hagura¹, Tomohiro Kobayashi², Jun Kawarabayashi¹

¹Tokyo City University, ²RIKEN

IEC 小型核融合中性子源の高出力運転に向けた PIC-MCC 解析

PIC-MCC Analysis for High Power Operation of IEC Compact Neutron Source

*長谷川 純, 松田 和大
東京工業大学

慣性静電閉じ込め核融合中性子源の高出力運転時に問題となる放電電極への高エネルギー粒子による熱負荷を軽減するために、PIC-MCC シミュレーションにより中性子源内の粒子挙動を詳細に調べた。

キーワード: 中性子源, 慣性静電閉じ込め核融合, グロー放電プラズマ, PIC-MCC シミュレーション

1. 緒言

慣性静電閉じ込め核融合(IECF)を利用した小型中性子源[1]において、中性子発生率を $10^8 \sim 10^9$ n/s 程度まで向上させるには、10 kW 以上の電力をプラズマに投入する必要がある。このときプラズマ中の高エネルギー粒子による放電電極への局所的な熱集中が顕著となり、電極表面から発生する不純物粒子が放電を不安定化させ、中性子の発生を阻害する。この問題を解決するには、プラズマ中の粒子の挙動を理解し、電極への熱集中を緩和する対策が必要である。今回我々は Particle-In-Cell Monte-Carlo-Collision (PIC-MCC)法による数値シミュレーションを行い、高エネルギーのイオン、電子および中性粒子の速度分布や空間分布を詳細に調べた。

2. 解析方法

数値解析には独自に開発した1次元および2次元の PIC-MCC シミュレーションコードを用いた。ベンチマーク試験として、IECF 中性子源試験装置を用いたプラズマ発光分光計測から得られたバルマー α 線スペクトルとの比較を行い、解析コードがプラズマ内の高エネルギー粒子の挙動を十分な精度で再現していることを確認した。PIC-MCC 解析から得られた粒子の速度および空間分布をもとに、放電電極へのエネルギー付与分布を調べ、その緩和策を検討した。

3. 結論

1次元 PIC-MCC 解析から、陽極への熱負荷の要因となりうる高エネルギー粒子は、電子と中性の重水素(D_2 および D)であり、電子の多くは放電電圧相当(~ 100 kV)の運動エネルギーを持って電極に衝突し、陽極熱負荷の80%以上を担い、一方、中性粒子は放電電圧の1/5程度相当の運動エネルギーを持って電極へ衝突し、陽極熱負荷の17%程度を担っていることが分かった。また、陽極熱負荷は陰極熱負荷の20倍程度であることが分かった。以上から、IECF 中性子源の高出力化には、陽極に入射する高エネルギー電子の軌道制御による熱緩和策の適用や、陽極における高スパッタリング耐性材料の使用が有効なことが分かった。

参考文献

[1]板垣智信, 他, 電気学会論文誌 A, Vol. 140, No. 9, p.464-472

*Jun Hasegawa, Kazuhiro Matsuda

Tokyo Institute of Technology

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

[3E01-06] Nuclear Fission

Chair: Osamu Iwamoto (JAEA)

Wed. Mar 15, 2023 9:30 AM - 11:05 AM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[3E01] Primary fission yield and TKE for statistical decay calculation using 4D-Langevin model

*Kazuki Fujio¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM

[3E02] Fission mechanisms of uranium isotopes studied by the 4D Langevin model

*Kazuya Shimada¹, Chikako Ishizuka¹, Fedir A Ivanyuk², Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech, 2. Institute for Nuclear Research)

9:45 AM - 10:00 AM

[3E03] Total kinetic energy of fission fragments of mendelevium isotopes studied by the 4D Langevin model

*Inagaki Jun¹, Shimada Kazuya¹, Ishiduka Chikako¹, Fedir Ivanyuk², Chiba Satoshi¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Institute of Nuclear Research)

10:00 AM - 10:15 AM

[3E04] TKE systematics of actinides and superheavy nuclei

*Chikako Ishizuka¹, Mark Usang³, Fedir Ivanyuk², Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech, 2. Institute for Nuclear Research, 3. Malaysia Nuclear Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[3E05] Fission yields of neutron-rich nuclei calculated by the dynamical model

*Shoya Tanaka¹, Nobuya Nishimura¹, Itoshi Nishimura², Futoshi Minato³, Yoshihiro Aritomo² (1. RIKEN, 2. Kindai Univ., 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3E06] Study of fission dynamics using five-dimensional Cassini parameters in actinide region II

*Kazuki Okada¹, Takahiro Wada¹, Nicolae Carjan^{2,3} (1. Kansai Univ., 2. IFIN-HH, 3. LP2i, Bordeaux Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

4次元 Langevin 模型を用いる統計崩壊計算のための収率及び TKE 評価

Primary fission yield and TKE for statistical decay calculation using 4D-Langevin model

*藤尾 和樹¹, 石塚 知香子¹, 千葉 敏¹

¹東工大

核分裂片の統計崩壊計算と接続するために、東工大 4次元 Langevin 模型を用いて核分裂片の質量数分布を定量的に計算する手法を提案する。

キーワード：核分裂、4次元 Langevin 模型、核分裂収率、全運動エネルギー(TKE)

1. 緒言

アクチノイド領域の核データは原子力分野で最も基本的かつ重要な物理量である。このため高精度の理論的予測が必要とされるが、核分裂は核子有限多体系の大振幅集団運動から始まり、統計崩壊、 β 崩壊と続く複雑な物理過程であるためその全体像を記述するためには複数の理論を有機的に組み合わせる必要がある。東工大 4次元 Langevin 模型[1]はアクチノイド領域から超重原子核に亘る広い質量数領域で核分裂片の示す質量数及び TKE 分布の系統性と異常性の理解に成功してきた[2,3]。しかし、本模型は断裂までの段階の記述にとどまり、また実験データの記述も定性的であり、かつ統計崩壊で発生する物理量の予測ができない。本研究では、統計崩壊計算と 4次元 Langevin 模型を接続することを目標に据え、統計崩壊計算のインプットとして必要となる一次収率と TKE を、定量性を重視して Langevin 模型により評価する手法を提案する。特に、U, Pu 同位体でみられる一次収率のピーク構造の変化を再現するために、実験結果に見られる収率のピークを 2つの成分に分割し、それぞれを異なるパラメータの Langevin 模型で計算し重畳した。

2. 計算方法

Langevin 模型では原子核の形状を表すパラメータを集団座標と定義してその時間発展を確率微分方程式として記述する[1-3]。計算に必要な自由エネルギーに微視的補正として Strutinsky の方法と BCS 対補正を導入している。慣性質量テンソルには Werner-Wheeler 模型[4]、摩擦テンソルには wall-and-window の式[5]を採用している。

3. 結果

図 1 は ^{240}Pu の自発核分裂に関する重い分裂片の質量数分布である。赤の実線は実験値を、点線はネックパラメータを変化させた 4次元 Langevin 模型の計算結果、黒線は点線の和を示す。Brosa の提案した Standard I 成分、Standard II 成分[6]を再現するように異なる 2つのネックパラメータを有する成分を重ね合わせることで実験値をよく表現する一次収率が得られた。同じネックパラメータで得られる TKE の結果が図 2 である。線種及び色は図 1 と同様であり、計算値は実験値と一致していることがわかる。また、平均の TKE に関しても実験値とよく一致することが分かった。

講演ではネックパラメータ及び励起温度が一次収率と TKE に及ぼす影響、統計崩壊計算の入力として利用するための改善点、予備的な統計崩壊計算結果を報告する。

参考文献

- [1] C. Ishizuka, et al., Phys. Rev. C 96, 064616 (2017).
 [3] C. Ishizuka, et al., Phys. Rev. C 101, 011601 (2020).
 [5] J. Blocki, et al., Annals of Physics, 113, 330 (1978).

- [2] M. D. Usang, et al., Scientific Reports 9, 1525 (2019).
 [4] K. T. R. Davies, et al., Phys. Rev. C 13, 2385 (1976).
 [6] U. Brosa, et al., Physics Reports, 197, 167 (1990).

*Kazuki Fujio¹, Chikako Ishizuka¹, and Satoshi Chiba¹

¹ Tokyo Institute of Technology

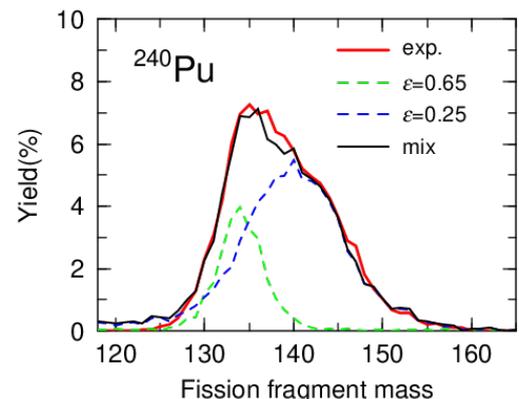


図 1: 重い核分裂片の一次収率。

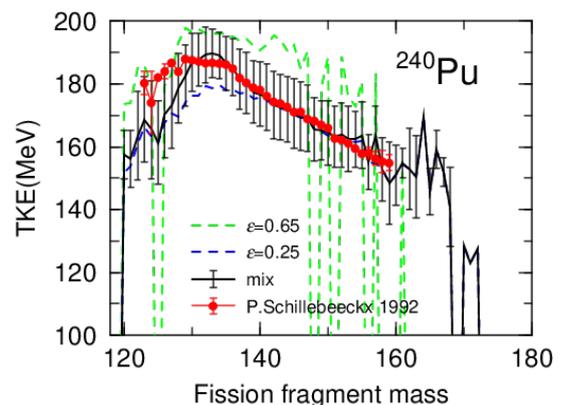


図 2: 4次元 Langevin 模型で得られる TKE 分布。

4次元ランジュバン模型によるウラン同位体の核分裂機構の研究

Fission mechanisms of uranium isotopes studied by the 4D Langevin model

*島田 和弥¹, 石塚 知香子¹, Ivanyuk Fedir², 千葉 敏¹

¹東工大, ²Institute for Nuclear Research

ウラン同位体の核分裂において中性子数を変化させて4次元ランジュバン計算を行った。TKE分布図から核分裂片を Super-long モード、Super-Short モード、Standard モードの分類を行い、モード毎の分裂片の平均全運動エネルギー (TKE) を求めた。中性子数の変化が TKE や核分裂収率に与える影響を分析した。

キーワード : 核分裂, ランジュバン模型, 質量数分布, 運動エネルギー, 中性子過剰核, 中性子欠損核

1. 緒言

原子力エネルギー利用や基礎研究の観点から、核分裂機構、核分裂で得られる分裂片質量数や平均全運動エネルギー (TKE) などの定量的評価は重要である。これまで、様々な核種のランジュバン計算が試みられてきたが、4次元計算を用いる詳細な研究の報告は少ない。本研究では、ウランの中性子数を広い範囲で変化させ、中性子欠損核や中性子過剰核でのウラン同位体の核分裂機構の変遷を調べた。

2. 方法

2中心模型に基づいて原子核の形状パラメータを設定し、4次元ランジュバン計算を行った[1,2]。自由エネルギーには、Strutinsky 法と BCS 理論による微視的エネルギー補正を導入した。核分裂片の TKE-分裂片質量数分布図より Standard mode, Super-long mode, Super-Short mode に分類した。

3. 結果

²⁵⁵U+n 系の核分裂片 TKE 分布(グラデーション)と核分裂片収率(赤実線)の計算結果は図1のようになった。核分裂片は二山構造をとっており、核分裂片の変形度の解析より、非対称分裂(Standard mode, ST)と対称分裂(Super-long mode, SL)の3か所に集中していることが分かる。一方、²⁵⁶U+n 系の計算結果は図2のようになった。核分裂片は一山構造をとっているが、対称成分が Super-short mode(SS)に転移していることが分かる。対称成分の SL から SS への転移は、複合核質量数 A=256 と 257 の間で起きることが分かった。

4. 結論

中性子数を変化させ、ウラン同位体の核分裂片分布の4次元ランジュバン計算を行った。TKE-核分裂片質量数分布及び変形度の解析より、対称成分が A=256 と 257 の間で Super-long mode から Super-short mode に転移することが分かった。

参考文献

[1] Chikako Ishizuka, *et al.*, Phys. Rev. C 96, 064616 (2017)

[2] K.Shimada et al, Phys. Rev. C, American Physical Society, 104, 054609 (2021)

*Kazuya Shimada¹, Chikako Ishizuka¹, Ivanyuk Fedir² and Satoshi Chiba¹

¹Tokyo Tech, ²Institute for Nuclear Research

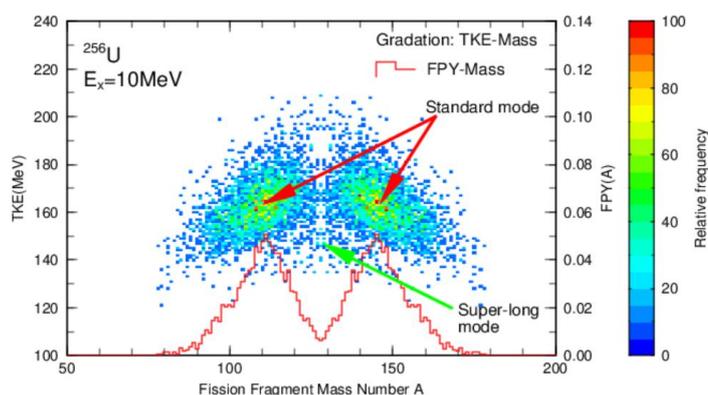


図1 ²⁵⁶U の核分裂片 TKE 分布(グラデーション)と核分裂片収率(赤線)の計算結果

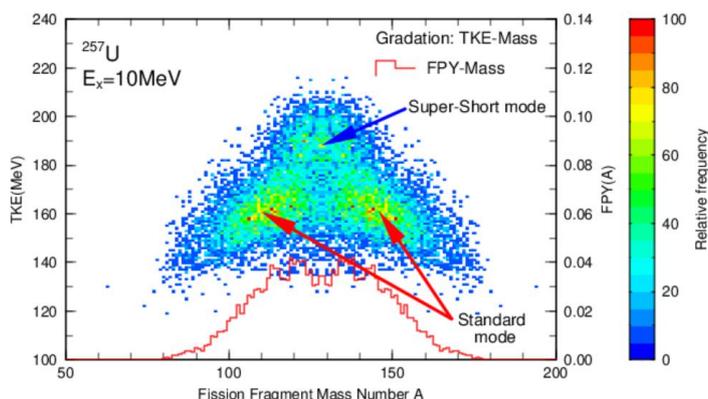


図2 ²⁵⁷U の核分裂片 TKE 分布(グラデーション)と核分裂片収率(赤線)の計算結果

4次元ランジュバン模型によるメンデレビウム同位体の核分裂片の全運動エネルギーの研究

Total kinetic energy of fission fragments of mendelevium isotopes studied by the 4D Langevin model

*稲垣 潤¹, 島田 和弥¹, 石塚 知香子¹, F. A. Ivanyuk², 千葉 敏¹

¹東工大, ²キエフ原子核研究所

4次元ランジュバン模型に基づいて Md 同位体の核分裂片の質量数分布を得た。Md が 2 山分布から 1 山に分布になるときの、対称核分裂モードと非対称核分裂モードの全運動エネルギーを調べて、Md の核分裂機構の変化を調べた。

キーワード:核分裂、メンデレビウム、4次元ランジュバン模型、全運動エネルギー、核データ

1. 緒言

4次元ランジュバン模型^[1]による Md の計算により、図 1 のように質量数 259 から 260 になるとき 2 山分布から 1 山分布に変化した。Md 同位体について対称、非対称核分裂モード別に平均全運動エネルギーを計算し核分裂機構の変化を調べた。

2. 方法

本研究では 4次元ランジュバン模型によるランジュバン計算を行った。ここで原子核の形状を二中心模型で表し、自由エネルギーに対する殻補正の温度依存性を近似し^[2]、巨視的・微視的手法により自由エネルギーを計算した。

3. 結果・結論

図 2 はそれぞれの質量数 259,260 の Md の核分裂片の質量数と全運動エネルギーの相関図である。対称核分裂モードが Supershort モード、非対称核分裂モードが Standard モードに遷移した。1 山分布になる ²⁶⁰Md は主要な核分裂が Supershort モードで、その平均全運動エネルギーは 234MeV という非常に高い値になった。本講演では質量数と励起エネルギーの変化による核分裂モードと全運動エネルギーの変化を比較し検討する。

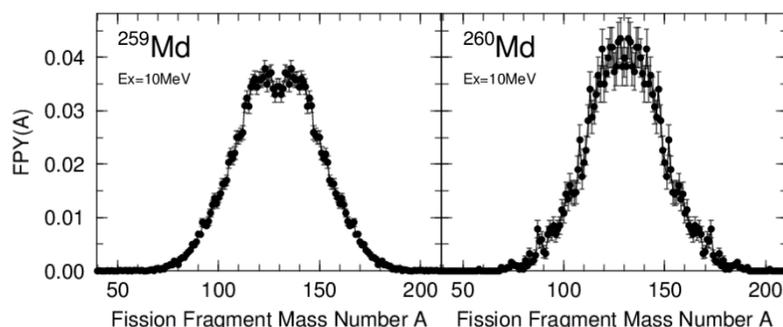


図 1 Md の質量数分布

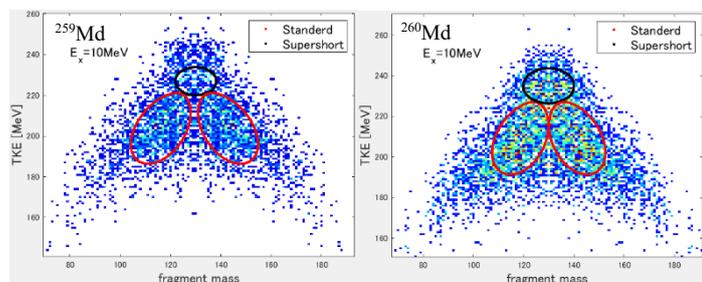


図 2 Md の核分裂モードと全運動エネルギー

参考文献

[1] Chikako Ishizuka, et al., Phys. Rev. C 96, 064616 (2017)

[2] F.A.Ivanyuk, et al., Phys. Rev. C 97, 0543331(2018)

*Jun Inagaki¹, Kazuya Shimada¹, Chikako Ishizuka¹, Fedir Ivanyuk², Satoshi Chiba¹

¹Tokyo Tech, ²Kiev Institute for Nuclear Research

アクチノイドおよび超重核における TKE の系統性

TKE systematics of actinides and superheavy nuclei

*石塚 知香子¹, マーク ウサング³, イワニョク フェディエール², 千葉 敏¹

¹東工大, ²キエフ原子核研究所, ³マレーシア原子力庁

以前報告した核分裂片の TKE 系統性についての研究を更に拡充して、4次元ランジュバン模型に基づく陽子数 $Z=92-122$ の中性子欠損核から中性子過剰核までの系統性について報告する。

キーワード：核分裂、TKE、核分裂収率、SHE

1. 緒言

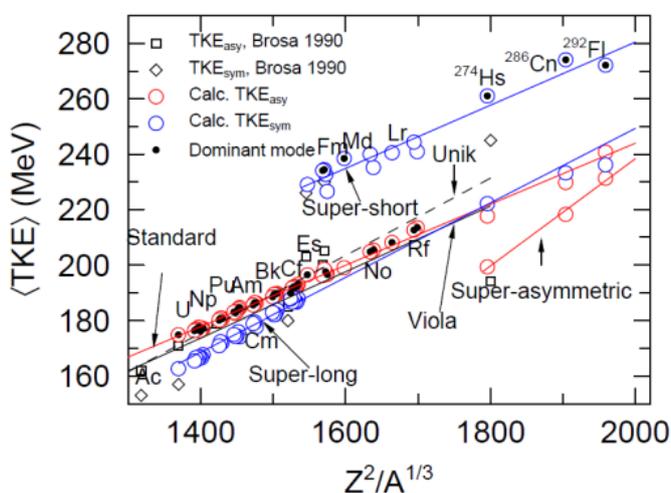
我々のグループで開発してきた4次元ランジュバン模型[1]は、鉛領域の中性子欠損核から超ウラン領域に亘る様々な質量数の原子核に対し、核分裂片の質量数分布や全運動エネルギー等の実験値を良く再現できる予言性の高い理論模型である[2]。これまでに実験値[3]の存在する超重核核分裂では微視的模型による先行研究[4]と同様、我々の4次元ランジュバン模型を用いた計算でも、二重閉殻および二重魔法数の近傍に存在する核分裂のダイナミクス的に好まれる変形領域（基底状態が変形した領域）の両方が核分裂の性質を支配している様子を報告した[5]。核分裂する原子核の形状は二中心モデルで表現し、平均場ポテンシャルには有限深さのウッズサクソンポテンシャルを用いる。殻効果などの量子効果による補正には温度依存の計算より求めたダンピング因子を用いる。ランジュバン模型の輸送係数は巨視的に取り扱い、質量テンソルは Werner-Wheeler 近似、摩擦テンソルは wall-window 公式で計算する。

2. 計算方法

本研究で用いる4次元 Langevin 模型は確率微分方程式の一つであり、原子核の形状を表す原子核半径で規格化した中心間距離、左右の分裂片の外側の変形度、分裂片の質量非対称度の時間発展を記述できる。液滴ポテンシャルに微視的補正として Strutinsky の方法と BCS 対補正を導入している。慣性質量テンソルには Werner-Wheeler 模型[2]、摩擦テンソルには wall-and-window の式[3]を採用している。

3. 結果

以前報告したとおり、我々の4次元ランジュバン模型は核分裂片の全運動エネルギー(TKE)の持つ系統性を右図のように良く再現する[6]。右図では Brosa model に基づいて TKE を分類した結果、アクチノイドから超重核に亘る、Standard mode、Super-long、Super-short mode の間の一貫した性質に加え Super-asymmetric mode の寄与が見えてきた。本講演では、このような系統性が中性子欠損核および中性子過剰核でどのように変化するのかについて詳細に報告する。



参考文献

- [1] C. Ishizuka, M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, S. Chiba, Phys. Rev. C96, 064616(2017).
- [2] M. D. Usang, F. Ivanyuk, C. Ishizuka, S. Chiba, Scientific Reports 9, 1525 (2019).
- [3] M. G. Itkis, et al., J. Nucl. Radiochem. Sci. 3, 57-61 (2002).
- [4] G. Scamps, C. Siminel, Nature 564, 382 (2018).
- [5] C. Ishizuka X. Zhang, M. D. Usang, F. A Ivanyk, S. Chiba, Phys. Rev. C 101, 011601(R) (2020).
- [6] C. Ishizuka, X. Zhang, K. Shimada, M. Usang, F. Ivanyuk, S. Chiba, Frontiers in Physics (2023), in press.

*Chikako Ishizuka¹, Mark Usang³, Fedir Ivanyuk², Satoshi Chiba¹

¹Tokyo Institute of Technology, ²Institute for Nuclear Research, ³Malaysia Nuclear Agency

動力学模型による中性子過剰核の核分裂収率計算

Fission yields of neutron-rich nuclei evaluated by the dynamical model

*田中 翔也¹, 西村 信哉¹, 西村 絃志², 湊 太志³, 有友 嘉浩²

¹理研, ²近畿大学, ³原子力機構

天体での r プロセス元素合成において核分裂は重要な役割を果たす。r プロセスが進行する中性子過剰核の多くは実験データの存在しない領域にあり、理論による核データの予測が必要となる。本研究では動力学模型を用いて中性子過剰核における核分裂について調べた。

キーワード：核分裂、原子核物理、動力学模型、統計模型、中性子放出

1. 緒言

宇宙の元素合成において、速い (rapid) 中性子捕獲過程 (r プロセス) は鉄より重い金や白金、ウランなどを合成する主要な起源である。r プロセスで作られる元素は他の元素合成過程と異なり、元素合成の経路が安定核から大きく外れた中性子過剰領域に存在する。核分裂は r プロセスの終端を決め、核分裂リサイクルは最終的な元素組成にも影響を与える。r プロセスにおける核分裂の役割を正確に理解するためには核分裂片の分布 (質量対称・非対称など) や、分裂時の中性子放出数、崩壊率などの情報が重要である。しかし、中性子過剰領域の原子核の核分裂は実験的に測定が困難であるため、これまでの r プロセス計算における核分裂データは簡易的なモデルや統計模型を用いた計算による導出が主流であった[1]。

2. 手法

本研究では散逸揺動定理に基づくランジュバン方程式を採用した動力学模型を用いて、主に核分裂収率や分裂片の運動エネルギーを調べた。実験データの存在する核種の核分裂データで検証を行ったうえで核分裂核種の中性子数を増やした場合、種々の物理量や分裂モードに変化が現れるのかを調べた。また、動力学模型と統計模型 (CCONE [2]) を組み合わせることで即発中性子の収量についても評価した。

3. 結果・考察

安定核近傍の核種で核分裂計算を行い、核分裂収率の評価結果が実験データを再現することを示した。またフェルミウム原子核について、質量数が 257 から 258 へ変化した際に発生する急激な分裂モードの変化についても、分裂する際の変形経路の違いから説明することに成功した[3]。ウランなどの原子核について中性子過剰領域まで計算範囲を広げた結果、質量非対称分裂から対称分裂へと変化する傾向が確認できた。

参考文献

[1] M. R. Mumpower et al., Phys. Rev. C, **101**, 054607 (2020).

[2] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato, K. Shibata, Nuclear Data Sheets, Volume **131**, pp. 159-288 (2016).

[3] Y. Miyamoto, Y. Aritomo, S. Tanaka et al., Phys. Rev. C **99**, 051601(R) (2019).

*Shoya Tanaka¹, Nobuya Nishimura¹, Itoshi Nishimura², Futoshi Minato³, Yoshihiro Aritomo²

¹RIKEN, ²Kindai Univ., ³Japan Atomic Energy Agency.

5次元 Cassini パラメータを用いたアクチノイド領域における 核分裂動力学の研究 II

Study of fission dynamics using five-dimensional Cassini parameters in actinide region II

*岡田 和記¹, 和田 隆宏¹, Nicolae Carjan^{2,3}

¹ 関西大, ²IFIN-HH, ³LP3i, Bordeaux Univ.

我々は、5つの Cassini パラメータ $\{a, a_1, a_3, a_4, a_6\}$ を用いた 5次元 Langevin 方程式による、核分裂の動力学計算を行っている。本発表では、2022年春の年会に引き続き、様々なアクチノイド核に対し、Langevin 計算によって得られた分裂片の質量分布や運動エネルギー分布について報告する。

キーワード：核分裂動力学、Langevin 方程式、核データ、Cassini パラメータ

1. 緒言

多次元 Langevin 方程式による核分裂動力学の研究は、分裂機構の解明や核データ精度の向上に重要な役割を担っている。我々は、変形核形状をフレキシブルに再現できる Cassini パラメータを[1]、多次元 Langevin 方程式に適用している。

2. 研究手法

Cassini パラメータを用いた核分裂研究では、分裂片形状を描写するのに有効である a, a_1, a_4 を採用するのが基本であり、それぞれ原子核全体の伸び、質量非対称性、分裂片の四重極変形に対応する。さらに追加のパラメータとして、形状非対称性(a_3)や分裂片の八重極変形(a_6)の有効性が示唆されている[2]。本研究では、これら 5つの Cassini パラメータ全てを取り入れた 5次元 Langevin 方程式を解くことで、分裂過程のシミュレーションを実施している。

2022年春の年会において、5次元 Langevin 計算の初期的な結果として、U と Fm の分裂における分裂片の質量分布を報告した。非対称分裂が特徴である ^{236}U では、5次元計算から得られた分裂片の質量分布が、実験データと良い一致を示すことを報告した。分裂形状の解析から、 a_3 は分裂片の一方が球形で、もう一方が伸長した形状を描くことができ、非対称分裂を扱う上で重要なパラメータであることを示した。また対称分裂が特徴である ^{258}Fm では、 a_6 を取り入れることで super-short 対称分裂という特徴的な分裂様相を再現した。

本発表では、さらに様々なアクチノイド核に対し、Cassini パラメータ $\{a, a_1, a_3, a_4, a_6\}$ を用いた 5次元 Langevin 方程式を解くことで、分裂片の質量分布や運動エネルギー分布を報告する。特に中性子数に応じて分裂様相が大きく変化する Th に着目する。計算結果と実験データの比較から、Cassini パラメータを用いた 5次元 Langevin 計算の有効性について議論する。

3. 結論

核種によって多様な変形が見られるアクチノイド領域を扱う上で、5次元 Cassini パラメータ $\{a, a_1, a_3, a_4, a_6\}$ は有効である。またこのパラメータセットは超変形も表現できることから、超重核分裂に適していると考えられる。今後 5次元 Langevin 方程式を用いた核分裂計算手法を向上させ、超重核分裂への適応を目指す。

参考文献

[1] V. V. Pashkevich, Nucl. Phys. A **169**, 275 (1971).

[2] N. Carjan *et al.*, Nucl. Phys. C **99**, 064606 (2019).

*Kazuki Okada¹, Takahiro Wada¹ and Nicolae Carjan^{2,3}

¹Kansai Univ., ²IFIN-HH, ³LP3i, Bordeaux Univ.

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

[3E07-09] Nuclear Data Evaluation and Application

Chair:Shinsuke Nakayama(JAEA)

Wed. Mar 15, 2023 11:05 AM - 11:55 AM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[3E07] Evaluation of energy dependence of fission products yields of ^{235}U by Bayes deep learning

*Jingde Chen¹, yuuta mukouhara¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Institute of Technology)

11:05 AM - 11:20 AM

[3E08] Uncertainty evaluation of GDR peak energy and new Skyrme parameter set

*Tsunenori INAKURA¹ (1. ZC, Tokyo Tech)

11:20 AM - 11:35 AM

[3E09] Study of a remote reactor monitoring system by using reactor antineutrinos

*Karen Sasaki¹, Tadashi Yoshida², Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech, 2. TCU)

11:35 AM - 11:50 AM

ベイズ深層学習による ^{235}U の核分裂生成物収率のエネルギー依存性評価

Evaluation of energy dependence of fission products yields of ^{235}U by Bayes deep learning

*陳 敬徳¹, 向原 悠太¹, 石塚 知香子¹, 千葉 敏¹
¹東京工業大学

深層学習の一種であるベイジアンニューラルネットワーク (BNN) モデルを利用し、JENDL-5 の核分裂生成物質量数分布のデータを学習し、熱中性子、高速中性子及び 14MeV 中性子入射の核分裂による生成物の収率データを再現し、そのネットワークを用いて、 ^{235}U に対してデータの無いエネルギーである 1MeV から 5MeV までの核分裂生成物収率の予測を行った。

キーワード：核分裂生成物収率、エネルギー依存性、深層学習、ベイジアンニューラルネットワーク

1. 緒言

^{235}U の核分裂では 1000 を超える核分裂生成物が生成される。その収率は $10^{-15} \sim 10^{-2}$ まで広く分布している。しかし、現在の核分裂生成物収率の評価済みデータでは、入射エネルギーが 0.0253eV (熱中性子入射)、500keV と 14MeV でしかデータがないため、今後の高速炉の設計、廃棄物の処理と原子炉の毒作用等の詳細な把握には不十分である。また、現在の理論モデルでは、実用的なレベルで精度良く核分裂生成物収率の実験データを再現することが困難な状態である。本研究では機械学習モデルを利用し、JENDL-5 にある核分裂生成物収率データを精度よく再現した上で評価済みデータの存在しない入射エネルギー 1MeV から 5MeV までの核分裂生成物収率を予測することを研究目的とする。

2. 手法

用いたモデルはベイジアンニューラルネットワーク (BNN) モデル [1] である。BNN ではネットワークのパラメータに初期分布を仮定し、ベイズ推定の原理に基づいてマルコフチェーンモンテカルロ法によりパラメータの分布を更新する。このため推定値の不確かさを導出することが可能である。ネットワークは 2 層とし、各層のユニット数は 25 で、活性化関数は tanh である。数値計算には TensorFlow を使用した。訓練用のデータ (JENDL-5 にある既知の核分裂生成物質量数分布のデータ) を学習し、ベイズ推定により事後分布の予測値 (平均値) を出力した。また、その予測値に対する信頼区間を求めた。

入力として選んだのは標的核の質量数、陽子数、励起エネルギーと核分裂生成物の質量数の 4 つの物理量で、出力が核分裂生成物質量数分布である。ネットワークのパラメータを調整することで一番再現性が高いモデルをトレーニングする。更に、トレーニングされたモデルを利用し、入射エネルギーがないエネルギーにおける核分裂生成物収率データ及び不確かさを予測した。

3. 結論

図 1 では、現在の BNN で、 ^{235}U が 0.1MeV から 1.2MeV までの核分裂生成物収率の予測の図である。現在の方法ではまだ必要な拘束条件が課されておらず、物理法則に反する予測があるので、これからモデル及び手法を調整し、改善を行う。

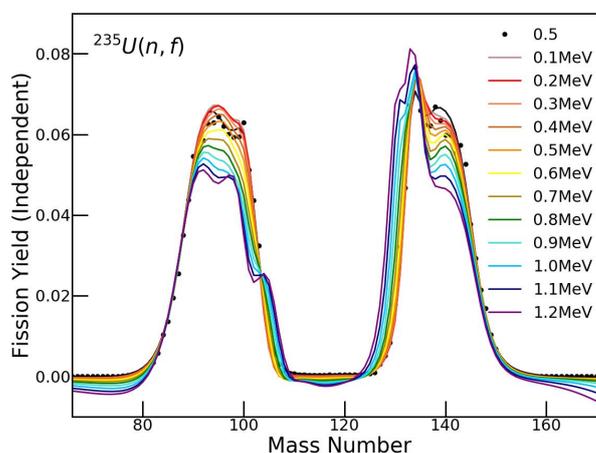


図 1 ^{235}U が 0.1MeV から 1.2MeV までの核分裂生成物収率の予測

参考文献

[1] David J.C Mackay et al., Phys. Res. A 1, 354(1995).

*Jingde Chen¹, Yuta Mukobara¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹

¹Tokyo Tech.

巨大共鳴のピークエネルギーの不確かさ推定とピークエネルギーを再現する新しいパラメーターセット

Uncertainty evaluation of GDR peak energy and new Skyrme parameter set

*稲倉 恒法¹

¹東工大ゼロカーボン研

巨大共鳴を微視的に計算することは核データにおいて重要であるが、軽い核では巨大共鳴のピークエネルギーが低く出ることが知られている。モンテカルロ計算で巨大共鳴のピークエネルギーの不確かさを推定し、その結果に基づいてピークエネルギーを再現する新しいパラメーターセットを提案した。

キーワード: 巨大共鳴、モンテカルロ計算、密度汎関数理論、不確かさ解析、有効相互作用

1. 緒言

ほぼ全ての原子核で MeV 領域に巨大共鳴が現れる事が知られている。微視的計算も為されているが、軽い核ではピークエネルギーが低く出てしまう。モンテカルロ計算を用いて、相互作用パラメーターの不確かさに起因するピークエネルギーの不確かさを推定した。その結果に基づいて、パラメーターの値の調整し、巨大共鳴のピークエネルギーを再現する新たなパラメーターセットを提案した。

2. 方法

Skyrme 有効相互作用のパラメーターに、パラメーター間の相関を取り入れた上で摂動を与え、1000 個のパラメーターセットを作成した。これらのパラメーターセットを用いて乱雑位相近似計算を実行し、1000 通りの巨大共鳴の断面積を求めた。この断面積を統計処理して、巨大共鳴のピークエネルギーの不確かさを解析した。パラメーターセットの値と巨大共鳴のピークエネルギーとの間の相関を取り入れてパラメーターの値を調整した。

3. 結果

図 1 に ^{16}O , ^{40}Ca , ^{90}Zr , ^{208}Pb の巨大共鳴の実験値と新たに提案するパラメーターセットでの計算結果を示す。巨大共鳴のピークエネルギーがよく再現されている。

4. 結論

巨大共鳴のピークエネルギーを再現する様にパラメーターの値を調整できることが分かった。発表では、新たなパラメーターセットの値をどの様に調整したのかについて、詳しく議論する。

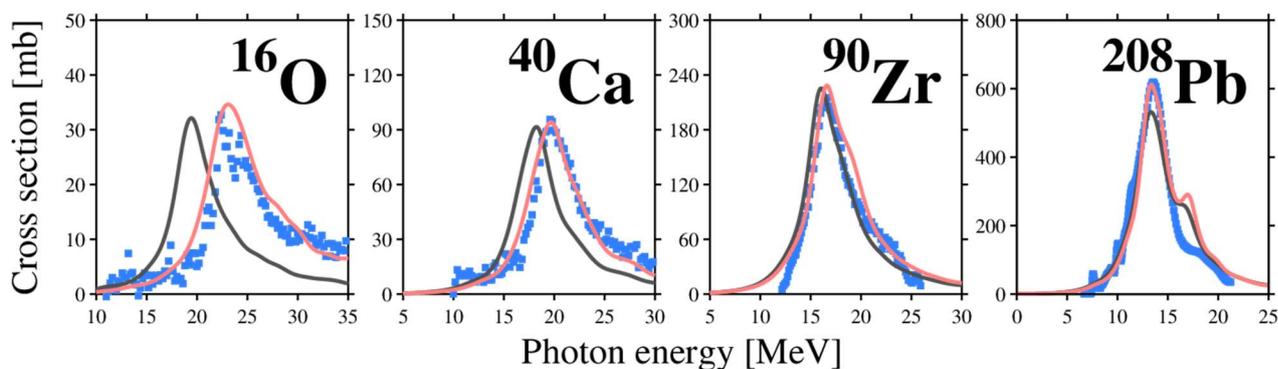


図 1: 光吸収断面積の実験値(青)と従来の理論計算(灰色)、新しいパラメーターセットでの理論計算(赤色)

*Tsunenori Inakura¹

¹Tokyo Tech

原子炉ニュートリノを用いる原子炉等遠隔監視の研究

Study of a remote reactor monitoring system by using reactor antineutrinos

*佐々木 華蓮¹, 吉田 正², 石塚 知香子¹, 千葉 敏¹

¹東工大, ²東京都市大

本研究では総和計算に基づく原子炉ニュートリノ計算手法の開発と原子炉遠隔監視への応用可能性を検討し、逆β崩壊反応で検出される反電子ニュートリノのエネルギースペクトルにおける4MeV以下の割合から燃焼中の燃料組成や燃焼度の推定をリアルタイム・遠隔・非破壊で行うことが原理的に可能と分かった。

キーワード：原子炉ニュートリノ，ベータ崩壊，核データ，原子炉遠隔監視，保障措置

1. 緒言

原子炉ニュートリノは、原子炉内の核分裂生成物 (FP) がβ崩壊する際に放出される反電子ニュートリノである。この原子炉ニュートリノのエネルギースペクトルや数は、原子炉の運転状況や大まかな燃料組成、使用済み燃料の所在を外部から把握する手段として保障措置の分野で近年注目されている。

2. 計算方法

計算のフローチャートを図1に示す。オレンジ色は入力データ、青色は計算、緑色は計算により得られたデータを表す。計算手順としては、各FPからのニュートリノスペクトルを予めβ崩壊の大局的理論^[1-5]で計算しGT2 Tableとしてデータベース化し、^{235, 238}U, ^{239, 241}Puに対し簡易計算を基に実験データ^[6]と比較してその妥当性を検証した。次に、美浜3号機の燃料初期組成 (²³⁵U:3.2%/²³⁸U:96%)と出力, ORLIBJ40を用いて燃焼計算を行い、燃焼度, fissile 数を燃焼日数の関数として求めると同時に、得られるFP組成を基に総和計算を実施し、逆β崩壊 (Inverse beta-decay, IBD) 反応で観測される原子炉ニュートリノ数及び4MeV以下のニュートリノ数の割合を求め、それらの相関を検討した。

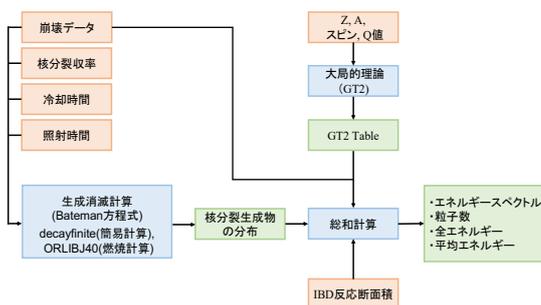


図1 計算のフローチャート

3. 結果

図2は、上記条件に従って美浜3号機を600日連続運転したと仮定した場合のPuとUのfissile数の割合 (横軸)とIBD反応後の反電子ニュートリノ数 (青線, 右縦軸), 4MeV以下の反電子ニュートリノ数の割合 (赤線, 左縦軸)との関係を示している。図より、燃焼日数が経過しPuの割合が増加することに伴い、反電子ニュートリノ数は減少し、反対に4MeV以下の反電子ニュートリノ数の割合は増加することが分かった。

4. 考察

図2より、縦軸の2つの値を検出器の計測結果から求めることで、横軸に示すその時刻のPuのUに対する割合を知ることができる。よって、原子炉ニュートリノの検出と本計算を合わせることで、炉内の燃料組成及び燃焼度の推定をリアルタイム・遠隔・非破壊で行うことが原理的に可能であることが分かった。

参考文献

- [1]K. Takahashi, M. Yamada, Prog. Theor. Phys. 41, 1470 (1969). [2]S. Koyama et al., Theor. Phys. 44, 663 (1970). [3]K. Takahashi. Prog. Theor. Phys. 45, 1466 (1971). [4]T. Tachibana et al., Prog. Theor. Phys. 84, 641 (1990). [5]T. Yoshida et al., Phys. Rev. C 98, 041303(R) (2018). [6]K. Schreckenbach et al., Phys. Lett. B. 160, 325 (1985).

*Karen Sasaki¹, Tadashi Yoshida², Chikako Ishizuka¹ and Satoshi Chiba¹

¹Tokyo Tech, ²TCU

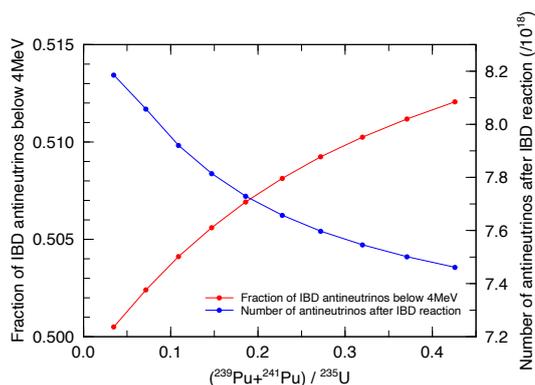


図2 燃焼で生成するPu fissile/²³⁵Uの比とニュートリノ数 (青線、右縦軸)、4MeV以下のニュートリノ割合 (赤線、左縦軸)との相関

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

[3E10-15] Nuclear Data for Innovative Reactors

Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 2:45 PM - 4:25 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[3E10] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Jun-ichi Hori¹, Osamu Iwamoto², Tatsuya Katabuchi³, Tadafumi Sano⁴ (1. Kyoto Univ., 2. JAEA, 3. Tokyo Tech., 4. Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3E11] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Atsushi Kimura¹, Shunsuke Endo¹, Shoji Nakamura¹, Gerard Rovira¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3E12] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Tatsuya Katabuchi¹, Hideto Nakano¹, Takaaki Ogiso¹, Yu Kodama¹, Kenichi Tosaka¹, Gerard Rovira², Atsushi Kimura², Shunsuke Endo², Shoji Nakamura² (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[3E13] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Yoshiyuki Takahashi¹, Jun-ichi Hori¹, Hiroshi Yashima¹, Kazushi Terada¹, Yasunori Matsuo², Takashi Kanda², Tadafumi Sano² (1. Kyoto University, 2. Kindai University)

3:30 PM - 3:45 PM

[3E14] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Tadafumi Sano¹, Takashi Kanda¹, Yasunori Matsuo¹, Shoichi Ikeda¹, Hiroyuki Fukuda¹, Masaki Goto¹, Atsushi Sakon¹, Jun-ichi Hori² (1. Kindai University, 2. Kyoto University)

3:45 PM - 4:00 PM

[3E15] Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

*Shinsuke Nakayama¹, Osamu Iwamoto¹ (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

(1) プロジェクトの全体概要

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

(1) Project overview

*堀 順一¹, 岩本 修², 片渕 竜也³, 佐野 忠史⁴, 高橋 佳之¹, 八島 浩¹, 寺田 和司¹,
木村 敦², 中村 詔司², 中山 梓介², 遠藤 駿典², Gerard Rovira², 左近 敦⁴

¹京都大学, ²原子力機構, ³東京工業大学, ⁴近畿大学

革新型原子炉の研究開発において、減速材や構造材の候補材に対して、熱中性子散乱則や荷電粒子放出反応断面積に関する核データの高度化が求められている。そこで、2021年より、JAEA、東工大、近大との共同プロジェクトとして革新型原子炉開発のための核データ整備基盤を構築するための研究を開始した。本発表では、プロジェクトの背景、目的、成果の全体概要について報告する。

キーワード：革新型原子炉、熱中性子散乱則、荷電粒子放出反応断面積、核データ評価

1. 背景

革新型原子炉の研究開発を加速するためには、従来のリニア型の開発モデルを超え、スパイラル型に知識の総合化、技術の総合化を進め、短いタイムスパンで効果的、効率的に研究開発を展開することが求められる。評価済核データライブラリは原子炉設計において最も基盤となるデータベースであるが、核データの測定が行われてから汎用のライブラリとして公開されるまでには相当の時間を要するため、産業界のニーズに迅速に対応するのが難しいのが現状である。また、革新型原子炉の開発では、多様な炉型が検討されており、精度向上が必要な核データを一概に特定することは難しく、産業界の炉設計の取り組みと歩調を合わせて核データを高度化していく必要があるため、要求に応じて迅速且つ柔軟に核データを高度化していくスキームを構築することが極めて重要な課題となる。

2. プロジェクトの概要

本研究プロジェクトでは、革新型原子炉において高度化の必要性が想定される減速材の熱中性子散乱則データ及び構造材の荷電粒子放出反応断面積に注目して基盤データを取得するとともに、微分測定、積分測定、評価を連携して行うことにより、必要な核データを短期間で高度化するスキームを構築することを目的とした。2021年に開始した3ヵ年計画の本プロジェクトは、原子力システム研究開発事業の研究課題「革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築」として、(1)微分測定、(2)積分測定、(3)核データ整備及び炉設計への影響評価の3つの研究項目に分けて進めている。

本発表では、プロジェクトの背景、目的、成果の全体概要について報告し、続く5件のシリーズ発表により各研究項目の内容と進捗状況について報告する。

謝辞

本報告は、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。

*Jun-ichi Hori¹, Osamu Iwamoto², Tatsuya Katabuchi³, Tadafumi Sano⁴, Yoshiyuki Takahashi¹, Hiroshi Yashima¹, Kazushi Terada¹, Atsushi Kimura², Shoji Nakamura², Shinsuke Nakayama², Shunsuke Endo², Gerard Rovira² and Atsushi Sakon⁴

¹Kyoto University, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Tokyo Institute of Technology, ⁴Kindai University

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

(2)熱中性子散乱則に関する微分断面積測定

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

(2) Differential cross-section measurement on thermal neutron scattering law

*木村敦、遠藤駿典、中村詔司、Gerard Rovira

原子力機構

「革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築」において、熱中性子散乱則導出のため、J-PARC物質・生命科学実験施設を用いた異なる温度での全断面積及び散乱断面積測定を進めている。本発表では、測定に用いる試料セル及び昇温装置の開発等、実験準備の進捗状況と今後の測定計画について報告する。

キーワード : J-PARC、ANNRI、AMATERAS、中性子全断面積、散乱断面積、熱中性子散乱則

1. 緒言

熱中性子散乱則データは、熱炉などにおいて炉特性に影響を及ぼす重要な核データである。軽水などにおいては分子動力学計算を用いた最新的手法で熱中性子散乱則データが計算[1]されるようになった。しかしながら、基本的な減速材である黒鉛ではその特性により断面積が大きく変化すること[2]、革新型原子炉で利用が検討されている結晶性化合物（熔融塩の材料）に関してはそれらの散乱則データが整備されているもの自体が少ないなどの課題がある。

そこで、本項目では革新型原子炉で用いる材料である黒鉛及び結晶性化合物に対し、熱中性子散乱則データの整備に必要な基盤データとなる熱中性子領域での断面積測定を行う。具体的には、大強度陽子加速器施設（J-PARC）の物質・生命科学実験施設(MLF)に設置された中性子核反応実験装置(ANNRI)を用いて中性子全断面積測定を、冷中性子ディスクチョッパー型分光器（AMATERAS）を用いて（二重微分）散乱断面積を、高温状態の複数の温度で測定する。

2. 昇温装置及び試料セルの製作・試験

本研究では、高温状態での全断面積及び散乱断面積を測定する。試料を高温状態にするために断熱が必要となる一方で、断面積測定においては中性子ビームライン上にはなるべく物質が存在しない方が望ましい。そのため、測定用に新たに昇温装置を設計・製作した。また、高温状態の試料からはガスが発生するため、実験に際してはそのガスが大気中に漏洩するのを防ぐ必要がある。そのため、試料を石英管に真空状態で熔融密封した構造の試料セルを用いることとし、全断面積及び散乱断面積測定用に異なる形状の試料セルを設計・製作した。昇温装置及び試料セルは管理区域外で使用予定温度までの昇温試験を行い、昇温試験後において健全であったことを確認した。

本発表では、試料セル及び昇温装置等の実験の準備状況と今後の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。

参考文献

[1] Y. Abe et al., Nucl. Instr. Meth., A 735, 568 (2014).

[2] S. Petriw et al., Journal of Nuclear Materials 396 (2010) 181–188

* Atsushi Kimura, Shunsuke Endo, Shoji Nakamura, Gerard Rovira

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

(3) 構造材に対する荷電粒子放出反応断面積測定

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

(3) Measurement of charged-particle emission reaction cross section for structural materials

*片渕 竜也¹, 中野 秀仁¹, 小木曾 喬皓¹, 児玉 有¹, 登坂 健一¹,

Gerard Rovira², 木村 敦², 遠藤 駿典², 中村 詔司²,

¹東京工業大学, ²原子力機構

「革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築」において、構造材に対する荷電粒子放出反応の断面積測定を進めている。荷電粒子検出のための新しい検出器および手法の開発を行っている。本発表では、測定手法の開発状況と今後の測定計画について報告する。

キーワード: 中性子, 核データ, 荷電粒子発生反応

1. 緒言

現在開発が進められている革新型原子炉は、これまでの従来型の原子炉とは異なる構造材が用いられている。例えば、熔融塩炉ではフッ化物熔融塩や塩化物熔融塩が用いられている。また、超小型炉では、銅製のヒートパイプが用いられている。このような構造材を用いた場合、従来の原子炉開発ではあまり重要視されてこなかった荷電粒子放出反応が問題となる。しかし、荷電粒子放出反応の断面積データは多くの核種において未整備な状態である。その主な原因は従来測定手法で使用できる試料の物質量が少なく統計精度が充分でないことにある。そこで本研究では従来法の課題を克服する新しい測定手法を開発し断面積測定を行う。

2. 開発の状況

荷電粒子放出反応の断面積を測定するために新しい手法を開発している。従来手法では薄膜試料に中性子を照射し、反応により放出される荷電粒子を半導体検出器等の荷電粒子検出器で測定している。この手法では、荷電粒子の試料中でのエネルギー損失を低減するために試料が薄膜である必要がある。そのため統計精度を改善するために試料の物質量を増やすことができなかった。また、空気中での荷電粒子のエネルギー損失を防ぐために試料と検出器は真空槽内に設置する必要があった。そこで本研究ではこれらの課題を解決する手法を考案した。本研究で考案した手法では測定対象物質をプラスチックシンチレータに添加し、測定試料と検出器を一体化する。これにより放出荷電粒子のエネルギー損失を気にすることなく試料の物質量を増やすことができ、統計精度の改善が期待できる。現在までに試料を添加したプラスチックシンチレータを作成し、東工大ペレトロン加速器および大強度陽子加速器施設 (J-PARC) の ANNRI ビームラインにおいてテスト実験を行った。実験結果および今後の計画について報告する。

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, Hideto Nakano¹, Takaaki Ogiso¹, Yu Kodama¹, Kenichi Tosaka¹, Gerard Rovira², Atsushi Kimura², Shunsuke Endo² and Shoji Nakamura²

¹Tokyo Institute of Technology, ²Japan Atomic Energy Agency

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

(4) 京大炉ライナックを用いた熱中性子散乱則データ検証のための積分実験

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

(4) Integral experiment for verification of thermal neutron scattering law data using KURNS-LINAC

*高橋 佳之¹, 堀 順一¹, 八島 浩¹, 寺田 和司¹, 松尾 泰典², 神田 峻², 佐野 忠史²

¹京都大学, ²近畿大学

革新型原子炉の成立に向けて、熱中性子散乱則等の核データの高度化が求められている。本研究では、京大炉ライナックを用いて、軽水や水素化カルシウムの積分実験を実施し、数値計算と比較することによって、熱中性子散乱則データの検証を実施する。

キーワード：熱中性子散乱則、積分実験、京大炉ライナック、パルス中性子源

1. 緒言

革新型原子炉の研究開発においては、炉型によって従来使用されていない構造材等が用いられる可能性があるため、炉設計を効率的に進めていくために、新たな核データの高度化が求められている。本プロジェクトでは、革新型原子炉設計に必要と想定される代表的な核種に対して、基盤データを取得するとともに、核データ高度化のためのスキームを構築することを目指す。本プロジェクトの一環として、本研究では、熱中性子散乱則データ検証のため、京大炉ライナックにおいて検証実験を実施するとともに、既存ライブラリによる数値計算や本プロジェクトで作成した $S(\alpha, \beta)$ と比較することによって熱中性子散乱則データの検証を目的とする。

2. 実験・結果

実験には、京大炉ライナックのパルス中性子源を使用した。本研究では、熱中性子散乱則データを検証する方法として、二段階 TOF 法を採用し、京大炉ライナック 12 m 測定室の TOF 管出口に、水素化カルシウム等のサンプルを設置し、サンプルから左右 90° 方向にそれぞれ ⁶Li-glass 検出器と BGO 検出器を配置して、熱中性子スペクトル測定及び体系中の水素による 2.2 MeV の即発 γ 線測定を行った。電子の加速エネルギーは約 30 MeV、パルス幅 100 ns、繰り返し周波数は 200 Hz とした。サンプルの粉末は、直径 5.65 cm、高さが

5.5 cm の円筒形容器に封入した。図 1 に軽水、水素化カルシウム、空容器である Dummy サンプルにおける TOF スペクトル測定結果を示す。軽水および水素化カルシウムの測定結果は、Dummy サンプルに比べて有意な差を確認することができた。これを数値計算と比較することによって、既存ライブラリの検証を実施する。発表では、実験結果と数値計算による検証結果の詳細と今後の計画について報告する。

謝辞

本報告は、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。

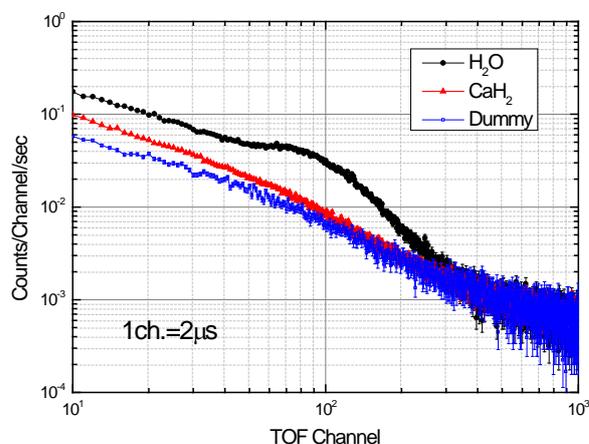


図 1 TOF スペクトル測定結果

*Yoshiyuki Takahashi¹, Jun-ichi Hori¹, Hiroshi Yashima¹, Kazushi Terada¹, Yasunori Matsuo², Takashi Kanda² and Tadafumi Sano²

¹Kyoto Univ., ²Kindai Univ.

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

(5) 近大炉を用いた熱中性子散乱則データ検証のための試料反応度実験

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

(5) Sample worth measurement for verification of thermal neutron scattering law data using UTR-KINKI

*佐野忠史¹, 神田峻¹, 松尾泰典¹, 池田晶一¹, 福田洋之¹, 後藤正樹¹, 左近敦士¹, 堀順一²¹近畿大学, ²京都大学

近畿大学原子炉を用いて新たに CaH₂ 試料反応度測定を実施した。試料重量は 76.42 g と 164.4 g であり、その結果、 13.19 ± 1.68 pcm と 32.20 ± 0.75 pcm の反応度を得た。これらの測定値は過去に実施した測定値と整合していることを確認した。

キーワード： UTR-KINKI、積分実験、サンプル反応度、熱中性子散乱束、CaH₂

1. 緒言 原子力システム研究開発事業「革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築」の一環として、近畿大学では熱中性子散乱束データ検証のために SMR 用固体減速材等の試料反応度測定実験を担当している。今回 SMR 用固体減速材として CaH₂ に着目した。CaH₂ の熱中性子散乱束データについては JEFF シリーズにのみ収録されており、また原子炉を用いた積分実験データは過去に UTR-KINKI にて測定された試料反応度測定実験のみである[1]。今回の実験では試料重量を増加させることで実験データの拡張を行い、JEFF データの積分検証を実施した。

2. 実験 実験は UTR-KINKI の炉中央に位置する中央ストリンガーに CaH₂ 試料を封入した SUS 製試料容器を設置し過剰反応度測定を実施した。また、空の SUS 試料容器を設置した場合の過剰反応度測定も実施し、両者の差を試料反応度と定義した。ここで、過剰反応度は UTR-KINKI の起動系である核分裂計数管の時系列データに対し最小二乗逆動特性解析手法を用いて処理し得た。尚、今回は重量 76.42 g と 164.4 g の 2 つの試料を用いた実験を実施した。

3. 結果 表に今回の測定値、図に試料重量と試料反応度の関係を示す。図中には過去の測定値 (2021) も記載している。今回は 2 pcm 以下の実験誤差で試料反応度を測定することができた。また、過去の実験値と比較すると試料重量と試料反応度は線形に比例しており、今回の実験値と過去の実験値は整合することが分かった。

謝辞 本報告は、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。

参考文献

[1] T. Kanda, T. Sano et. al., ND2022, 411, 21-29 July, Online, (2022).

*Tadafumi Sano¹, Takashi Kandai¹, Yasunori Matsuo¹, Shoichi Ikeda¹, Hiroyuki Fukuda¹, Masaki Goto¹, Atsushi Sakon¹ and Jun-ichi Hori¹

¹Kindai Univ., ²Kyoto Univ.

表 実験結果

試料重量 (g)	試料反応度 (pcm)
76.42	13.19 ± 1.68
164.4	32.20 ± 0.75

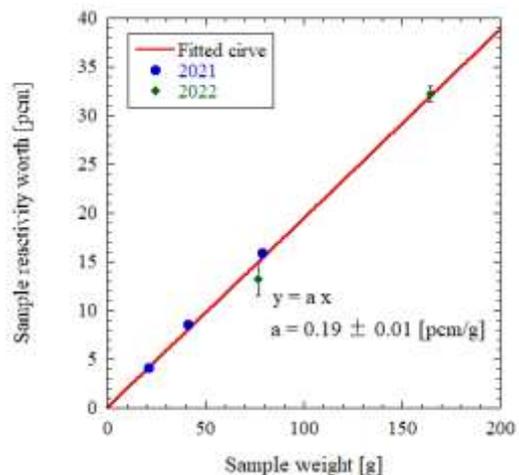


図 試料重量と試料反応度

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

(6) 熱中性子散乱則および荷電粒子放出反応断面積の評価手法の検討

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

(6) Study of evaluation methods for thermal neutron scattering law and charged-particle emission reaction cross section

*中山 梓介¹, 岩本 修¹

原子力機構

革新型原子炉の内、熔融塩炉や小型モジュール炉での使用が予想される物質に対する熱中性子散乱則や荷電粒子放出反応断面積の評価手法について検討を進めている。現在までの進捗状況について述べる。

キーワード：熱中性子散乱則、中性子反応断面積、荷電粒子放出反応

1. 緒言

熔融塩炉や小型モジュール炉 (SMR) では減速材として黒鉛や CaH_2 の使用が検討されている。減速材による熱中性子の散乱は炉心設計に大きな影響を及ぼす。また、熔融塩中の ^{39}K や SMR のヒートパイプ中の ^{63}Cu に対する (n,p) , (n,α) といった荷電粒子放出反応は廃棄物管理上問題となる核種を生成し得る。そのため、これら革新炉の炉心設計をする上では、黒鉛や CaH_2 の熱中性子散乱則や ^{39}K や ^{63}Cu の荷電粒子放出反応断面積に関する精度良いデータが重要になる。以上を踏まえ、これらのデータの評価手法の検討を進めている。

2. 評価手法の検討状況

一例として、結晶黒鉛の熱中性子散乱則に対する評価手法の検討状況について述べる。格子振動に起因する非弾性散乱成分は、第一原理計算によるフォノン分布に基づいて評価した。初めに、第一原理計算コード Quantum ESPRESSO[1]により結晶黒鉛に対するフォノン分布を計算した。次に、フォノン分布を NJOY2016コード[2]の LEAPR モジュールに入力として与え、熱中性子散乱則を導出した。この熱中性子散乱則から求めた非弾性散乱断面積を図1に示す。今回の評価結果 (赤線) は、ENDF/B-VII.1 の評価値 (緑線) よりも、同じく第一原理計算に基づく評価値である ENDF/B-VIII.0 (青線) に近い値となっている。このように評価した非弾性散乱成分に、ENDF/B-VIII.0 から取得した結晶構造に起因する弾性散乱成分をあわせ、暫定的な結晶黒鉛の熱中性子散乱則ファイルを作成した。この他に、空孔のある黒鉛や CaH_2 の熱中性子散乱則ならびに ^{39}K や ^{63}Cu の荷電粒子放出反応断面積についても、それぞれシリーズ発表の(2)や(3)の測定結果を反映させ、今後、評価手法の検討を進めていく予定である。

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す。

参考文献

- [1] P. Giannozzi *et al.*, *J. Chem. Phys.* **152**, 154105 (2020).
 [2] R.E. MacFarlane and A.C. Kahler, *Nucl. Data Sheets*, 111, 2739 (2010).

¹Shinsuke Nakayama¹, Osamu Iwamoto¹

Japan Atomic Energy Agency

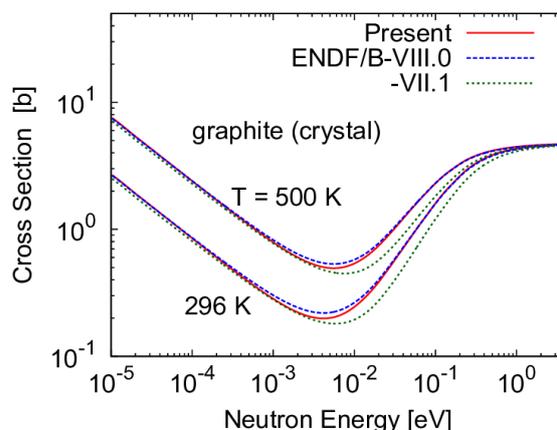


図1 結晶黒鉛の非弾性散乱断面積
(温度：296 K、500 K)

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

[3F01-04] Irradiation Effects

Chair: Kenichi Fukumoto (The University of Fukui)

Wed. Mar 15, 2023 9:30 AM - 10:40 AM Room F (12 Bldg.3F 1232)

[3F01] Evaluation of Electron Beam Irradiation Behavior for Polyethylene

*Yukiko Furuhashi¹, Yuta Mashiko¹, Tadashi Yamane¹ (1. TEPCO HD)

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Changes in strength of PNC-FMS for wrapper tube of fast reactor by long-term thermal aging

*Koji Fujita¹, Yuta Shizukawa¹, Takashi Tanno¹, Yasuhide Yano¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Formation mechanism of point defect clusters in collision cascades: large-scale molecular dynamics simulations

*Yuting Chen¹, Kazunori Morishita¹ (1. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Statistical assessment of athermal point defects in iron during neutron irradiation

*Liangfan Zhu¹, Yuting Chen¹, Kazunori Morishita¹ (1. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

ポリエチレンの電子線照射による影響評価

Evaluation of Electron Beam Irradiation Behavior for Polyethylene

*古橋 幸子¹, 増子 雄太¹, 山根 正嗣¹

¹東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所の多核種除去設備に使用されている放射性物質安定貯蔵容器 (HIC) は、濃縮されたスラリー等を貯蔵するため耐久性が求められる。HIC の材料は架橋ポリエチレンであり、内包する放射性物質による影響が懸念されるため、電子線照射による劣化を評価した。その結果、積算吸収線量最大 5000kGy までは照射の影響は照射表面近傍のみであることがわかった。

キーワード：電子線照射，架橋ポリエチレン，劣化，引張試験，顕微鏡観察

1. 緒言

HIC 材料の架橋ポリエチレンは外部環境や内包物により、 β 線照射、 γ 線照射、熱、アルカリ、紫外線による影響を受けることが想定される。今回は、内包物の主成分が Sr-90 および Y-90 であるため特に影響が懸念される β 線照射による劣化度合いを評価した。

2. 試験

HIC から採取した試験片 (厚み 10mm) を、照射方向は一方のみ積算線量最大 5000kGy にて電子線照射し、高速引張試験、デジタルマイクロスコプや走査型電子顕微鏡 (SEM) による断面観察、フーリエ変換赤外分光光度 (FT-IR) 測定などを行った。

3. 試験結果

図 1 に電子線照射試験前後での断面写真を示す。照射に伴い、照射表面から深さ方向に黄変が認められた。積算線量 5000kGy 照射すると照射表面から深さ 3mm 程度まで変色が認められた。

図 2 に積算線量に対する伸びの結果を示す。破断伸びは積算線量と共に低下したが、一様ひずみに顕著な変化は認められなかった。

未照射材と 5000kGy 照射材の引張試験後の顕微鏡観察結果を図 3 に示す。未照射材の側面は延性破壊の様子が認められ、断面は白化が認められた。5000kGy 照射材の場合、電子線照射の影響を受けた部分 (照射表面から深さ 3mm 程度) では脆性的に破断に至った様子が見られた。一方、電子線照射の影響の少ない部分 (照射表面から深さ 3mm~) は、延性破壊の様子が認められた。したがって、破断伸びの結果は照射面近傍の脆化の影響を受け、一様伸びの傾向は電子線の影響を受けていない部分に依存するものと考えられる。FT-IR 測定により表面のみ酸化劣化に起因するピークが認められたことから、照射表面近傍のみ照射の影響を受け、内部までは劣化の進行はないことがわかった。

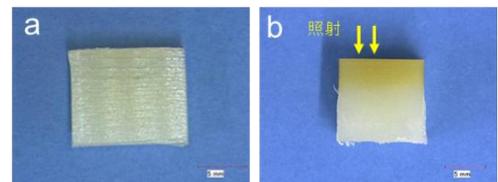


図 1 照射前後の断面写真
(a)未照射材, (b)5000kGy 照射材

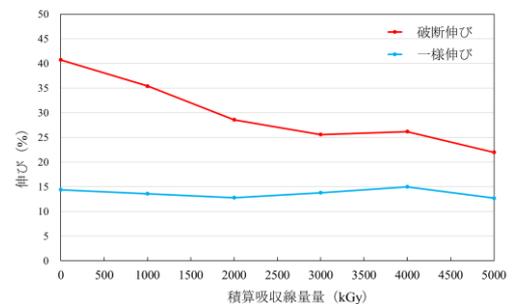


図 2 積算吸収線量に対する伸び値変化

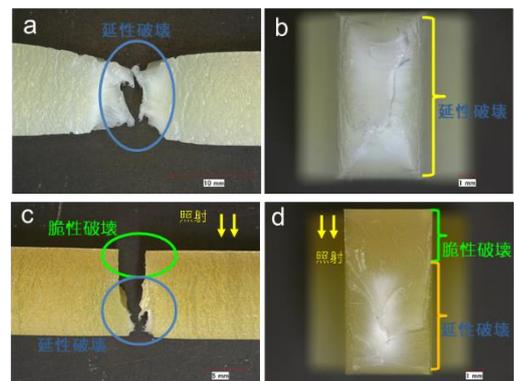


図 3 引張試験後の試験片写真
(a)未照射材側面, (b)未照射材断面,
(c)5000kGy 照射材側面,
(d)5000kGy 照射材断面

*Yukiko Furuhashi¹, Yuta Mashiko¹ and Tadashi Yamane¹

¹Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

高速炉ラップ管用 PNC-FMS の長時間熱時効による強度変化

Changes in strength of PNC-FMS for wrapper tube of fast reactor

by long-term thermal aging

*藤田 江示¹、静川 裕太¹、丹野 敬嗣¹、矢野 康英¹

¹ 日本原子力研究開発機構

高速炉の燃料集合体ラップ管材料として開発を進めているフェライト/マルテンサイト鋼 PNC-FMS について、45,000 時間までの熱時効試験を実施した。その後の強度試験結果から、使用温度として想定される約 550°C では、45,000 時間の熱時効による有意な強度低下が生じないことが明らかとなった。

キーワード：フェライト/マルテンサイト鋼，熱時効効果，引張試験，硬さ試験

1. 緒言

原子力機構では、ナトリウム(Na)冷却高速炉の燃料集合体ラップ管材料として、11Cr フェライト/マルテンサイト鋼(PNC-FMS)の開発を進めている。PNC-FMS を実機に適用するためには、炉内での照射による強度変化を定式化し、実用化燃料設計に反映する必要がある。照射後の強度変化は、照射効果と熱時効効果の重畳により生じることから、両効果を分離評価するために、熱時効試験が必要である。実証炉の設計例では炉内滞在時間が約 8 万時間と長時間となることから、原子力機構では最長 9 万時間を目標とした熱時効試験を実施中である。本研究では、長時間熱時効による PNC-FMS の強度変化を明らかにするため、最高 800°C で 45,000h までの熱時効試験が完了した試験片について、引張試験等の強度試験を実施した。

2. 実験

供試材には、ラップ管の製造プロセスを模擬した PNC-FMS 圧延模擬板材と PNC-FMS 被覆管を用いた。圧延模擬板材及び被覆管の焼きならし及び焼き戻し条件は、それぞれ、(1050°C、40min)+(710°C、40min)と(1100°C、10min)+(780°C、60min)である。前者が短時間強度を重視した熱処理であるのに対して、後者は長時間強度(組織の安定性)を重視した熱処理である。両供試材について、大気中にて 400~800°C、1,000~45,000h の条件で熱時効試験を実施し、硬さ試験及び引張試験を行った。硬さ試験は、室温において、押し込み荷重 500gf にて実施した。引張試験は、室温、熱時効温度及び Na 冷却炉の冷温停止温度近傍である 200°C で実施した。

3. 結果・考察

熱時効後の引張試験結果より、圧延模擬板材は熱時効温度 550°C まで、被覆管材は熱時効温度 600°C まで強度変化が小さく、ラップ管の使用温度として想定される約 550°C において、45,000 時間経過後も製造まま材と同等の強度を有することが明らかとなった。一方、上記温度を超える条件では、熱時効時間の増加と共に強度が低下する傾向を示した。温度と時間の影響を考察するため、拡散が支配的となるクリープ強度評価で用いられるラーソン・ミラー・パラメーター(LMP)を用いて強度変化を整理した。図は室温における圧延模擬板材の引張強さの変化を整理した結果である。熱時効温度 600°C 以上では、LMP とともに線形的に引張強さが低下する傾向を示しており、拡散律速過程による微細組織回復とともに強度低下したと考えられる。発表では、被覆管材の結果や硬さ試験結果の詳細についても示す。

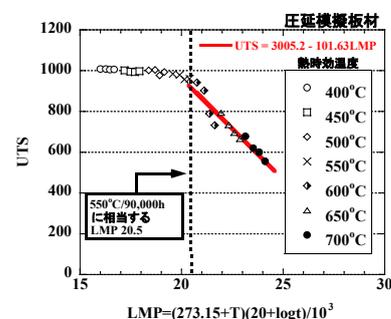


図 圧延模擬板材の引張強さ（室温）と LMP の関係

* Koji Fujita¹, Yuta Shizukawa¹, Takashi Tanno¹, Yasuhide Yano¹

¹ Japan Atomic Energy Agency.

衝突カスケードにおける点欠陥クラスターの生成メカニズム： 大規模分子動力学シミュレーション

Formation mechanism of point defect clusters in collision cascades:

Large-scale molecular dynamics simulations

*陳 昱婷¹, 森下和功¹

¹京都大学

照射下 Fe 内の衝突カスケードに関する大規模分子動力学シミュレーションを行い、主に統計学の視点からカスケードプロセスを分析した。カスケードクラスターの中には、比較的早期に形成するものと、冷却過程終了期に形成するものが観察された。カスケードプロセスを特徴づける様々な因子とカスケードクラスター生成率、サイズ分布、およびその生成メカニズムに関して検討した。

キーワード：照射カスケード，欠陥クラスター，生成メカニズム，統計分析

1. 緒言

照射材料内においては、衝突カスケードにおいて直接欠陥クラスターが生成されることがあり、材料のミクロ・マクロ特性に重要な影響を与えることから、このカスケードクラスターの生成率を精度よく評価することは重要である。クラスター生成率は、点欠陥生成率と同様、通常 PKA エネルギーの関数として整理されるが、同じ PKA エネルギーであってもクラスター生成率やサイズ分布にはばらつきがある。先行研究では、ひとつの PKA エネルギーに対し、クラスター生成率やサイズ分布について、その平均的ふるまいを記述するモデルは提案されているが^[1,2]、ばらつきに関する考察は不明である。ばらつきを与えるメカニズムの考察もなされていない。本研究では、クラスター生成を体系的に説明するモデルを構築するために、大規模分子動力学法によりカスケードクラスター生成のプロセスを模擬し、クラスターサイズ分布に及ぼす様々な要因の影響を体系的に分析した。

2. 方法

Mendelev ポテンシャルを使って、50keV までの PKA エネルギーの α -Fe 内のカスケードプロセスをシミュレートした。PKA 方向はランダムとし、各エネルギーに対し 1000 回の計算を行った。サブカスケード、熔融ゾーンなどの変化を追跡し、カスケードクラスターの生成メカニズムを分析した。

3. 結果

シミュレーションにより得られた熔融ゾーンの構造とサブカスケードの位置分布を調べ、いくつかのクラスター形成メカニズムを整理した。図は、異なるメカニズムによって生成されたクラスターを示す。図 1 はサブカスケード衝突によって形成されたクラスターであり、図 2 は熔融ゾーンの境界で形成されたクラスター1 と熔融ゾーンの内部で形成されたクラスター2 を示す。これらのクラスターは、クラスターとして成立する時刻がそれぞれで異なり、それぞれ形成メカニズムが異なる。詳細は当日報告する。

参考文献

[1] Sand, A E, et al., EPL. 103 (4) (2013): 46003. [2] Sand, A E, et al., MRL. 5 (5) (2017): 357.

*Yuting Chen¹, Kazunori Morishita¹, ¹Kyoto University

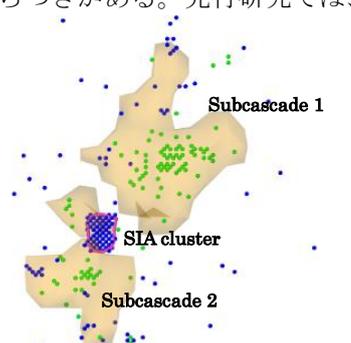


図 1 サブカスケードに生成されたクラスター

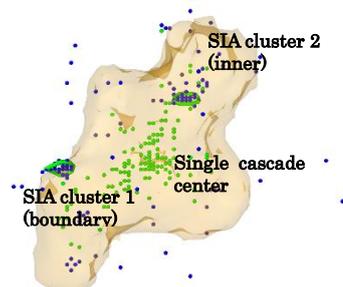


図 2 シングルカスケードに生成されたクラスター

中性子照射下における Fe 内の非平衡欠陥生成に関する統計的評価

Statistical assessment of athermal point defect production in iron during neutron irradiation

*祝 梁帆¹, 陳 昱婷¹, 森下 和功¹

¹京都大学

分子動力学法により計算された 20 eV~50 keV の PKA エネルギーの衝突カスケードデータベースと中性子照射場が作る PKA エネルギースペクトルをもとに、点欠陥やカスケードクラスターの生成率について、その平均値とゆらぎについて統計学に基づき評価し、これがマイクロ構造発達に対する影響を調査した。

キーワード: 照射損傷, 衝突カスケード, 照射欠陥, 統計, ゆらぎ

1. 緒言

原子炉や核融合炉の構造物においては、中性子の照射を受けて材料中に点欠陥が高密度に生成され、それによって材料の機械特性は劣化（脆化）する。炉設計および高経年化炉の保全においては、照射脆化を考慮することが重要である。従来の照射脆化予測では、点欠陥生成について、主に平均的なふるまいに関する議論が行われてきたが、生成数や空間的ゆらぎの効果についてはほぼ議論されていない。生成欠陥濃度のゆらぎはマイクロ構造発達に影響する可能性があり、照射脆化予測を高度化する上で重要な論点である。本研究では、点欠陥やカスケードクラスターの生成率の平均値やそのゆらぎについて統計学的評価を行い、それがマイクロ構造発達に対する影響を調査することを目的とした。

2. 解析手法

分子動力学 (MD) 解析を用いて、 α -Fe 材料中の原子のひとつをランダムに選び、それを一次はじき出し原子(PKA)とし、その原子に 20 eV ~ 50 keV の運動エネルギー(=PKA エネルギー)をランダム方向に与え、その後の原子間衝突連鎖をシミュレーションした。同一の PKA エネルギーに対し 1000 ケースのシミュレーションを実施した。その結果に対して、統計的な分析を行い、図 1 のように、点欠陥やカスケードクラスターの生成数の確率分布関数、それらの平均および標準偏差を PKA エネルギーの関数として求めた^[1]。次に、例として HFIR 照射場等が作る PKA エネルギースペクトルを PHITS(Version 3.280)^[2]コードを用いて評価し、上述の MD 解析結果と合わせることで、照射場特有の欠陥生成率評価を試みた。さらに、この結果をモンテカルロ法や反応速度論解析の入力とすることで、特定の照射場におけるマイクロ構造発達を定量評価した。非平衡欠陥生成率やカスケードクラスター生成率のゆらぎがマイクロ発達評価に及ぼす影響について考察した。

3. 結果

図 2 は欠陥生成数の中性子入射エネルギー依存性を示す。中性子エネルギーが 1MeV より小さいときに欠陥生成数の分布は正規分布に従い、それより大きくなると段々指数分布になった。点欠陥生成速度のゆらぎがマイクロ構造発達に対する影響は小さいが、カスケードクラスターの生成率のゆらぎに対する影響は大きいことが分かった。

参考文献

[1] Y. Chen, et al., Nucl. Mater. Energy, 30 (2022) 101150. [2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55 (2018) 684.

Liangfan Zhu¹, Yuting Chen¹, Kazunori Morishita¹

¹ Kyoto Univ.

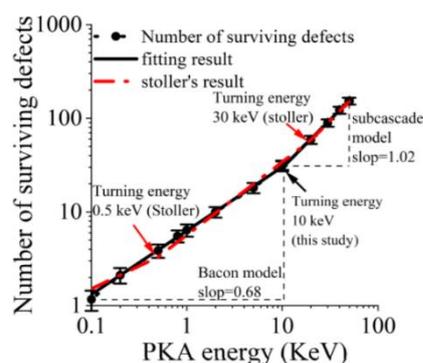


図 1 欠陥生成数と PKA エネルギーの関係

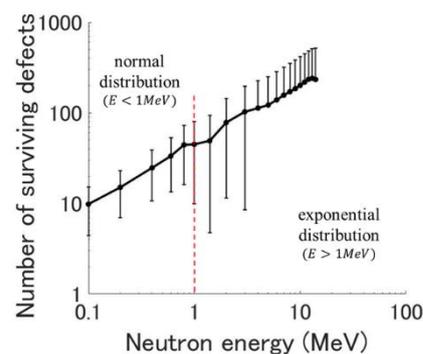


図 2 欠陥生成数と中性子エネルギーの関係

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

[3F05-09] Light Water Reactor Materials

Chair: Kazunori Morishita (Kyoto University)

Wed. Mar 15, 2023 10:40 AM - 11:55 AM Room F (12 Bldg.3F 1232)

- [3F05] Study on the local mechanical properties at the interface of RPV cladding
Takashi Noro¹, *Ryuta KASADA Kasada¹, Hao Yu¹, Diancheng Geng¹, Sosuke Kondo¹, Hideki Yuya²,
Minako Endo² (1. Tohoku Univ., 2. Chubu Electric Power)
10:40 AM - 10:55 AM
- [3F06] Effect of Ni addition on dislocation loop formation in Fe-Mn alloys
*Yuta Ishida¹, Ken-Ichi Fukumoto¹, Fujii Katsuhiko² (1. UNIVERSITY OF FUKUI, 2. Institute of
Nuclear Safety System, Inc.)
10:55 AM - 11:10 AM
- [3F07] Evaluation of irradiation embrittlement of a harvested reactor pressure
vessel material from a domestic PWR plant
*Toru Oumaya¹, Terumitsu Miura¹, Katsuhiko Fujii¹, Koji Fukuya¹ (1. Institute of Nuclear
Safety System, Incorporated)
11:10 AM - 11:25 AM
- [3F08] Evaluation of irradiation embrittlement of a harvested reactor pressure
vessel material from a domestic PWR plant
*Terumitsu Miura¹, Toru Oumaya¹, Katsuhiko Fujii¹, Koji Fukuya¹ (1. Institute of Nuclear
Safety System)
11:25 AM - 11:40 AM
- [3F09] Correlation between crack growth and corrosion behavior of cobalt-
based alloy in simulated PWR primary water
*Takuyo Yamada¹, Takahiro Sasaoka², Takumi Terachi², Yoshiari Kaneshima¹, Kohei Kokutani¹,
Koji Arioka¹ (1. INSS, 2. KEPCO)
11:40 AM - 11:55 AM

原子炉圧力容器クラッド部境界の局所力学特性に関する研究

Study on the local mechanical properties at the interface of RPV cladding

野呂 崇史¹, *笠田 竜太¹, 余 浩¹, Geng Diancheng¹, 近藤 創介¹, 熊野 秀樹², 遠藤 美奈子²
¹東北大学, ²中部電力

原子炉圧力容器のクラッド部と母材の境界部の局所力学特性を詳細に調べたところ、境界に沿って硬化層が存在していることが確認された。硬化層を含めた熱影響部の硬さは熱時効処理では変化しないことが明らかとなった。硬化の要因を明らかにするために、微細組織観察を行った。

キーワード：原子炉圧力容器、クラッド、強度特性、硬さ、微細組織

1. 緒言

商用軽水炉の原子炉圧力容器鋼母材部には低合金鋼が用いられているが、耐食性を付与するために、内張には二相ステンレス鋼が肉盛溶接されている。この時、クラッド溶接の熱影響を受ける低合金鋼部が硬化することがこれまでの研究によって示されており、特にクラッド部境界近傍において、ビッカース硬さ HV300 を超える領域が存在することが報告されているが、その硬化の要因は明らかとなっていない。そこで本研究では、原子炉圧力容器鋼クラッド部境界の局所力学特性に及ぼす溶接後熱処理の影響や硬化層形成の微細組織学的要因を明らかにすることを目的とする。

2. 実験方法

供試材は、浜岡1号機 UT 検査用内面クラッド付き原子炉圧力容器ブロック材（母材部：A533B cl.1、クラッド部：SUS 309L）である。クラッド溶接境界部より切り出した断面試料について、真空中（ $\sim 10^{-4}$ Pa）595°Cでの熱時効試験を1、3、10、30 hにてそれぞれ行った。マイクロビッカース硬さ試験は、HMV-G21（島津製作所）を用いて、荷重：0.1 kgf において行った。電子プローブマイクロアナライザー（JXA-8500F、日本電子）や集束イオンビーム加工分析装置（FIB）等によるクラッド境界部の元素マップや微細組織観察を行った。

3. 結果

A533B 母材部が HV210 程度であるのに対して、A533B のクラッド溶接境界から 6 mm 程度の深さに至る熱影響部においては HV260 程度まで硬化している領域が存在することが確認され、既報の通りであった。一方、クラッド溶接境界上に存在する著しい硬化を示す層は 10 μ m 程度までの不均一な厚さを有しており、圧痕が層内に収まる度合いによって変化するものの、HV400 を超える硬さを有することが示された。また、これらの硬化層は 595°C 熱時効処理では 30 h まで軟化が見られなかった。溶接線上では、SUS309L からの Cr や Ni、A533B から C が拡散した相が形成しており、高密度の炭化物と思われる析出相が見られた。

参考文献

[1] H. Yuya, R. Kobayashi, K. Otomo, K. Yabuuchi, A. Kimura, JNM 545 (2021) 152756.

Takashi Noro¹, *Ryuta Kasada¹, Hao Yu¹, Diancheng Geng¹, Sosuke Kondo¹, Hideki Yuya² and Minako Endo²

¹Tohoku Univ., ²Chubu Electric Power

Fe-Mn 合金中の転位ループ形成に対する Ni 添加の影響

Effect of Ni addition on dislocation loop formation in Fe-Mn alloys

*石田 優太¹, 福元 謙一¹, 藤井 克彦²

¹福井大学, ²原子力安全システム研究所

Fe イオン照射した Fe-1.5Mn-xNi 合金(x=0,2.0) を透過型電子顕微鏡(TEM)観察し Fe-Mn 合金中の転位ループ形成に対する Ni 添加の影響を調べた。2.0wt%Ni 添加で約 1.5 倍の形成促進効果があるとわかった。

キーワード：イオン照射, 压力容器鋼モデル合金, 転位ループ

1. 緒言

軽水炉の原子炉压力容器の中性子照射脆化は最も重要な高経年化事象の一つである。近年,主な脆化因子として Cu,Mn,Ni,Si を含む溶質原子クラスタや転位ループが形成されることが明らかになっている。このような照射損傷組織の形成に対する照射条件や材料条件の影響を明らかにすることは,メカニズムに基づく照射脆化予測手法の高度化に不可欠である。本研究では,低損傷速度で Fe イオン照射した压力容器鋼モデル合金 Fe-1.5Mn-xNi (x=0,2.0)を TEM 観察して転位ループ形成に対する Ni 添加の影響を調べた。さらに報告されているアトムプローブ分析で測定された溶質原子クラスタの形成データとの関係を検討することで照射損傷組織形成に対する Ni の影響を評価した。

2. 実験

京都大学イオン照射装置 DuET で 6.4MeV の Fe³⁺イオンを 290°Cで照射した Fe-1.5Mn-xNi (x=0,2.0)合金を用いた。損傷ピーク深さ約 1500nm での照射量/照射速度は 0.08dpa/4.2×10⁻⁵dpa/s, 0.47dpa/4.2×10⁻⁵dpa/s の 2 条件である。集束イオンビーム加工装置を用いて厚さ約 200nm の薄膜試料を切り出した後,精密イオン研磨装置による 0.5kV のアルゴンイオンビームスパッタリングを用いて Ga イオンダメージ層を除去した。薄膜試料に対しウィークビーム法を用いた TEM 観察で転位ループの観察を行った。

3. 実験結果

図に照射量 0.47dpa の Fe-1.5Mn 試料及び Fe-1.5Mn-2.0Ni 試料の損傷ピーク位置における暗視野像を示す。両合金共に転位ループに対応する白い輝点が観察された。なお照射量 0.078dpa 試料では 0.47dpa で観察されたようなコントラストは観察されず,転位ループの形成は認められなかった。Fe-1.5Mn 合金の転位ループ平均直径(d)は 4.0 nm,数密度(N)は 2.1×10²² m⁻³ であり,Fe-1.5Mn-2.0Ni 合金は 2.8 nm,6.7×10²² m⁻³ であった。2.0%Ni 添加により高密度

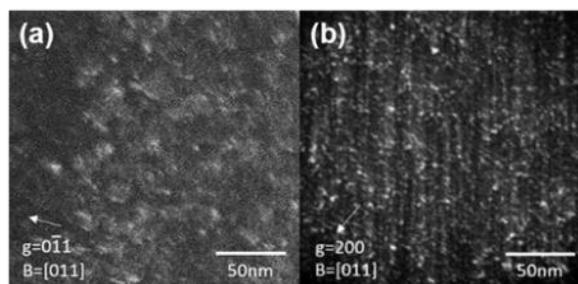


図.暗視野像 (a)Fe-1.5Mn, (b)Fe-1.5Mn-2.0Ni

に微細な転位ループが形成されることがわかった。また,押し込み深さ 300nm で測定した超微小硬さは 0wt%合金で 1282MPa,2.0wt%Ni 合金は 1744MPa であり,Ni 添加により約 1.4 倍の硬さの増加が認められた。Orowan モデルの硬化係数を同値と仮定し \sqrt{Nd} を算出し硬化への寄与を検討した。結果から Ni の添加により約 1.5 倍の硬化寄与を示した。同一試料におけるクラスタの硬化寄与も約 1.6 倍と類似した値 $[\]$ を示したことから,Ni 添加がクラスタ及び転位ループ形成に対し類似した形成促進効果を示すことがわかった。

参考文献

[1] 藤井克彦, 福谷耕司, “原子炉容器鋼中の溶質原子クラスタ形成に対する Ni の影響”, INSS JOURNAL, 29, p.126 (2022).

*Yuta Ishida¹, Ken-ichi Fukumoto¹, Katsuhiko Fujii²

¹University of Fukui, ²Institute of Nuclear Safety System, Inc.

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価

(1) 溶質原子クラスタ形成状況の評価

Evaluation of irradiation embrittlement of a harvested reactor pressure vessel material from a domestic PWR plant

(1) Investigation of solute atom cluster formation

*大厩 徹, 三浦 照光, 藤井 克彦, 福谷 耕司

原子力安全システム研究所

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材 (A533B Cl.1、Cu 含有量 0.12wt.%、照射量 $2.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) について、3次元アトムプローブにより溶質原子クラスタの形成状況の評価した。その結果、Cu 原子を主体とする溶質原子クラスタの形成が確認され、その体積率は国内監視試験片のデータベースの範囲内であることが確認された。また溶質原子クラスタの形成状況を当該プラントの監視試験片と比較した結果、類似の性状となっていることが確認された。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，廃炉材，溶質原子クラスタ

1. 緒言

原子炉圧力容器(RPV)の照射脆化については、炉内で照射された監視試験片のミクロ組織分析により溶質原子クラスタや転位ループの形成といった中性子照射に伴うミクロ組織変化について知見拡充が進められ、これらの知見を踏まえて遷移温度移行量を評価する国内脆化予測法 Rev.2^[1]が策定された。一方、廃止措置段階の PWR プラントより RPV 胴部内表面から少量の母材部を含むボートサンプル(以下、廃炉材)が採取され、残存放射能調査が行われた。この廃炉材のミクロ組織を調べ、中性子照射に伴うミクロ組織変化に関する現状知見の妥当性を確認することが望ましい。本報告では、廃炉材の3次元アトムプローブ(APT)測定により溶質原子クラスタの形成状況を調べると共に同 RPV の監視試験片の溶質原子クラスタの形成状況と比較した。

2. 試験

廃炉材 (A533B Cl.1、Cu 含有量 0.12wt.%、照射量 $2.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) 及び同 RPV の照射量の異なる 2 つの監視試験片 (照射量 $3.1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$, $4.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) について、集束イオンビーム加工装置(FIB)にて試料採取して針状に加工し、APT 装置(CAMECA 社製 LEAP3000XHR)を用いて電圧パルスモードにより、試料温度 50K、パルス比 0.2 で測定を行った。

3. 結果

APT 測定の結果、図 1 に示すように廃炉材及び監視試験片共に典型的な Cu クラスタが認められた。廃炉材の 74 個のクラスタの平均直径は 3.2nm、数密度は $1.6 \times 10^{23} \text{ m}^{-3}$ と評価された。体積率は 2.6×10^{-3} であり、その平方根は図 2 に示す通り既存の国内監視試験片のデータベース^[2]の範囲内にあった。これらの結果から、廃炉材の溶質原子クラスタの形成状況は、国内鋼材のミクロ組織変化に関する現状知見と整合していることが確認された。

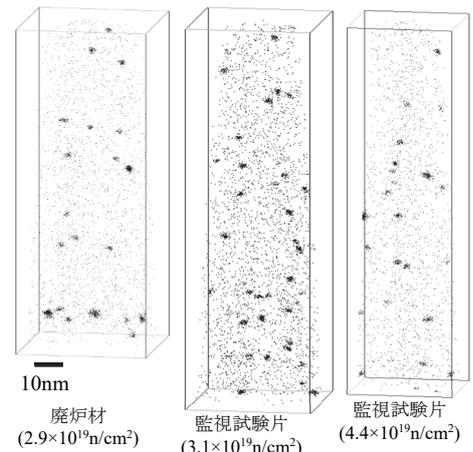


図 1 Cu 原子マップの例

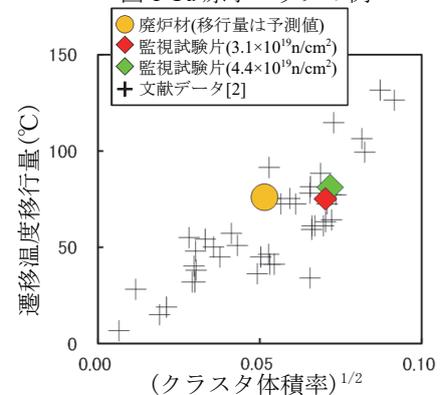


図 2 溶質原子クラスタ体積率の平方根と遷移温度移行量の相関

[1] 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007 [2013 年追補版], (2013)

[2] 電力中央研究所 原子炉圧力容器鋼の照射脆化予測法の改良 -高照射監視試験データの予測の改善- Q12007, (2013)

*Toru Oumaya, Terumitsu Miura, Katsuhiko Fujii and Koji Fukuya
Institute of Nuclear Safety System (INSS)

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価

(2) 硬さ及び転位ループ形成状況の評価

Evaluation of irradiation embrittlement of a harvested reactor pressure vessel material from a domestic PWR plant

(2) Investigation of hardness and dislocation loop formation

*三浦 照光, 大厩 徹, 藤井 克彦, 福谷 耕司

原子力安全システム研究所

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材 (A533B Cl.1、Cu 含有量 0.12%、照射量 2.9×10^{19} n/cm²) について硬さ試験と TEM 観察を実施し、20~30HV の照射硬化と平均直径 4.6 nm、数密度 8×10^{20} m⁻³ の転位ループの形成を確認した。廃炉材の転位ループの形成状況を国内 PWR 監視試験片と比較した結果、同程度であることを確認した。

キーワード: 原子炉圧力容器、照射脆化、廃炉材、硬さ試験、転位ループ

1. 緒言

監視試験片を用いた原子炉圧力容器の照射脆化管理の妥当性を確認するためには、照射脆化の原因となるマイクロ組織変化を実機原子炉圧力容器 (RPV) について調べ、監視試験片のデータと比較し、現状知見の妥当性を確認することが重要になる。前報では、国内 PWR の RPV 胴部内表面から採取された廃炉材について、3次元アトムプローブ測定により溶質原子クラスタの形成状況を調べた。本報告では、同廃炉材について板厚方向に硬さ試験を実施するとともに透過型電子顕微鏡 (TEM) 観察により溶質原子クラスタ以外の脆化因子の形成を調べた。

2. 試験

廃炉材 (A533B Cl.1、Cu 含有量 0.12%、照射量 2.9×10^{19} n/cm²) について、内表面からクラッド/母材溶融境界 (以下、溶融境界) を含む板厚方向 20 mm の範囲を、荷重 1 kg、保持時間 15 秒でビッカース硬さ試験した。また、溶融境界から 10 mm 離れた母材側から $\phi 1$ mm のディスク試料を採取し、エタノール過塩素酸溶液中のツイングジェット電解研磨によりマイクロ組織観察用の薄膜を作製した。TEM (日本電子製 JEM2010-F) を用いて、加速電圧 200kV および電子線入射方位 $\langle 011 \rangle$ にて、逆格子ベクトル g を変えて二波励起の明視野像と暗視野像ならびにウィークビーム暗視野像を観察した。

3. 結果

廃炉材の硬さは、母材で平均 222 ± 8 HV であり、溶融境界付近では溶接熱影響により 271HV まで増加したが、溶融境界から 4 mm 以上離れた母材側では一定値を示した。類似の A533B 鋼の未照射材の硬さ[1]と比較すると、照射硬化量は 20~30HV であった。廃炉材の TEM 観察では転位および転位ループが確認され、これ以外の特異な組織は認められなかった。観察された 11 個の転位ループの平均直径は 4.6 nm、数密度は 8×10^{20} m⁻³ であった。国内監視試験片での転位ループの観察結果[2,3]との比較を図に示す。監視試験片に比べて廃炉材では直径が大きく、数密度が低い傾向が認められ、中性子束効果が示唆されるが、転位ループの形成状況は国内 PWR 監視試験片と同程度であることが確認された。

参考文献 [1] 福谷他, INSS MONOGRAPH No.1 2001. [2] T. Oumaya et al., Fontevraud 10.

[3] 九州電力, 川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会, 第 8 回分科会資料.

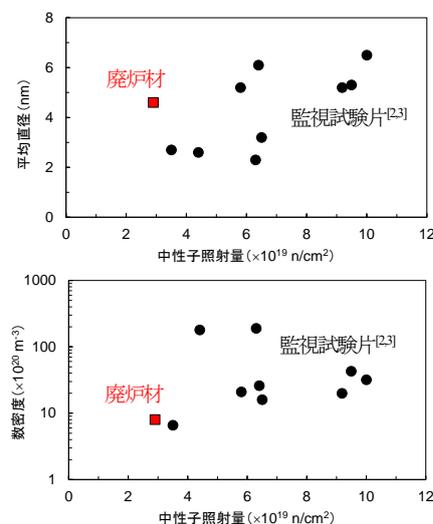


図 転位ループの平均直径と数密度の国内 PWR 監視試験片との比較

*Terumitsu Miura, Toru Oumaya, Katsuhiko Fujii, Koji Fukuya

PWR1 次冷却材模擬水中の Co 基合金の亀裂進展と腐食の関係
Correlation between crack growth and corrosion behavior of cobalt-based alloy
in simulated PWR primary water

*山田 卓陽¹, 笹岡 孝裕², 寺地 巧², 金島 義在¹, 國谷 耕平¹, 有岡 孝司¹

¹INSS, ²現関西電力 元 INSS

PWR1 次冷却材模擬環境下における Co 基合金の亀裂進展と腐食挙動を、鍛造材と盛金材を用いて 250~320°C の範囲で調べた。鍛造材と盛金材は、両者ともに母材と炭化物の境界で優先酸化が確認され、これが亀裂進展に影響した可能性が示唆された。

キーワード : Co 基合金、PWR1 次冷却材、亀裂進展挙動、腐食挙動

1. 緒言 : Co 基合金 (ステライト 6) は耐摩耗性に優れるため、軽水炉においても弁体、弁座などに盛金して使用されるが、破損例が少ないことや薄肉領域からの試験片採取の困難性もあり、この部位の経年劣化に関する報告例は少ない。そこで前報[1]では、PWR1 次冷却材模擬水中における Co 基合金の亀裂進展挙動を、ステライト 6 と化学組成の近い鍛造材のステライト 6B を用いて 250~320°C の範囲で調べ、その亀裂進展速度は 20%冷間圧延 SUS316 と同程度で、また低温側で低下する傾向を報告した。本報告ではこの続報として、亀裂進展と腐食の関係について、亀裂進展経路や皮膜断面観察から検討した結果を報告する。

2. 実験方法 : ステライト 6 (盛金) は、実際の弁を入手し、弁体から約 15×15×2 mm のクーポン試験片を採取後バフ研磨し、高温水中の浸漬試験に供した。ステライト 6B (鍛造) は、市販の棒材を入手し、0.5tCT 試験片を採取した。亀裂進展試験及び浸漬試験は、標準的な PWR 1 次系環境を模擬し 500 ppm B + 2 ppm Li、30 cc/kg-DH の水中 (250、290、320°C) で行った。荷重条件は一定荷重とし、応力拡大係数は $K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、試験時間は最長 3,500h とした。試験後の CT 試験片は 3 mm 厚さで切断し、その断面観察から亀裂進展経路を調べた。酸化皮膜は、クーポン試験片及び CT 試験片の底部をバフ研磨し、表面と断面観察により、皮膜形態と厚さ、優先酸化の有無などを調べた。

3. 結論 : 図 1 のように、亀裂進展経路は炭化物/母材相境界、粒界及び粒内 (炭化物、マトリクス) であった。図 2 のように、鍛造材では粒界に沿って幅 200 nm 程度の細長い炭化物が析出する場合があることを確認した。この部位を含め、ステライト材 (鍛造、盛金) の腐食は主に Co 基母材で起こり、母材/炭化物相境界の近傍では優先酸化する傾向が確認され、これが亀裂進展に影響した可能性が示唆された。参考文献

献 : [1] 笹岡ら, 2020 年原子力学会春の大会 1C05.

*Takuyo Yamada¹, Takahiro Sasaoka², Takumi Terachi², Yoshiari Kaneshima¹, Kohei Kokutani¹ and Koji Arioka¹, ¹INSS, ² Present KEPCO former INSS.

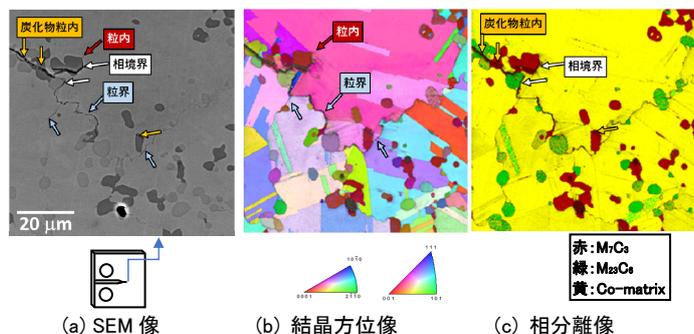
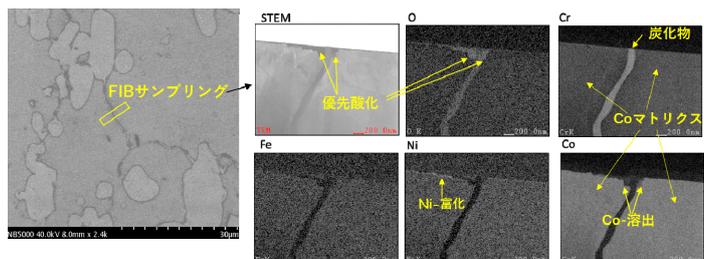


図 1 ステライト 6B の亀裂断面先端部の EBSD 分析結果 (290°Cx3,488h 試験)



(a) 表面 SEM 像 (b) 断面 STEM 像と元素マッピング像

図 2 ステライト 6B の酸化皮膜の STEM 観察結果 (320°Cx2,011h 試験)

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

[3F10-11] Zirconium Alloys

Chair: Masafumi Nakatsuka (Zirco Technology)

Wed. Mar 15, 2023 2:45 PM - 3:15 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[3F10] Oxide Film Formation Behavior of Ion-Irradiated Zirconium Alloy

*Katsuhito Takahashi¹, Yun Wang¹, Yasuhisa Aono¹, Takashi Mutaguchi², Shun Shimabukuro², Hideo Watanabe² (1. Hitachi, 2. Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F11] Evaluation of irradiation induced hardness and microstructure of Zry-2 under applied stress (2)

*Luwei Xue¹, Hideo Watanabe¹ (1. Kyushu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

イオン照射した Zr 合金の酸化膜形成挙動

Oxide Film Formation Behavior of Ion-Irradiated Zirconium Alloy

*高橋 克仁¹, 王 昀¹, 青野 泰久¹, 牟田口 嵩史², 島袋 瞬², 渡邊 英雄²

¹日立製作所, ²九州大学

BWR に用いられるジルコニウム合金の通常運転時の腐食・水素吸収に及ぼす照射損傷の影響を検討するため、ジルカロイ 2 に Ni³⁺イオンを照射してはじき出し損傷を付与した後、BWR 水質を模擬した高温高压水に浸漬し、照射損傷が合金成分の挙動や酸化膜形成に及ぼす影響を評価した。

キーワード: ジルカロイ、腐食、水素吸収、照射損傷

1. 緒言

ジルコニウム合金では腐食反応により酸化膜が形成されると共に水素が生成され、その一部がジルコニウム合金に吸収される。ジルカロイ 2 の腐食および水素吸収には、合金成分である Fe, Cr および Ni が影響を及ぼす。これらの合金成分は析出相を形成しているが、中性子照射下では、はじき出し損傷により分解してマトリックスに固溶する。そこで、はじき出し損傷が腐食および水素吸収に及ぼす影響について、酸化膜形成および合金成分の挙動に着目して検討した。

2. 試験方法

ジルカロイ 2 にタンデトロン加速器を使用して 400 °C にて 3.2 MeV Ni³⁺イオンを最大で 60 dpa (中性子照射量: 約 2.9×10^{26} n/m² のはじき出し損傷に相当) まで照射した。なお、サンプルの一部をイオンビームから遮蔽して未照射領域とした。続いて、288 °C の高温高压水に 500 h 浸漬して腐食した。腐食後の表面近傍断面を SEM および STEM により観察し、酸化膜厚さおよび合金成分の分布を評価した。

3. 結果と考察

Fig.1 に 60 dpa までイオン照射したサンプルの表面近傍断面を示す。イオン照射領域の酸化膜厚さは未照射領域に比べて約 2 倍に増加した。このことから腐食およびそれに伴う水素吸収に及ぼす照射損傷の影響が示唆された。なお、15 dpa までイオン照射したサンプルでは酸化膜厚さの増加はみられなかった。また、60 dpa までイオン照射したサンプルでは酸化膜に膨れが観察された。膨れは結晶粒界の直上に多い傾向がみられた。

Fig.2 に 60 dpa までイオン照射したサンプルについて、酸化膜直下の結晶粒界近傍での元素濃度を測定した結果を示す。結晶粒界近傍では合金成分である Fe, Ni および Cr の偏析が確認された。一方、未照射サンプルでは偏析は確認されなかったことから、酸化膜厚さ増加の要因として結晶粒界等での合金成分の偏析が考えられる。今後は合金成分の偏析と照射量との関係を明確にしていく。

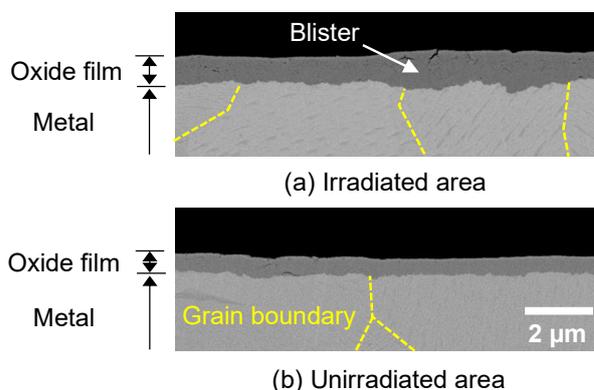


Fig.1 表面近傍断面 (60 dpa)

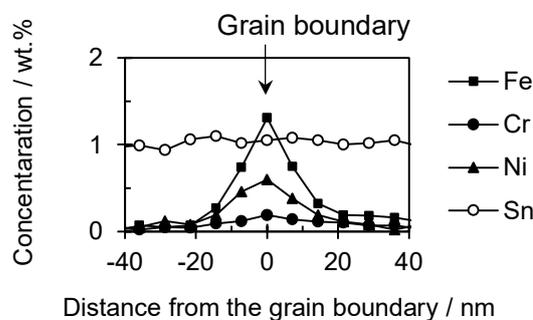


Fig.2 結晶粒界近傍の元素濃度測定結果 (60 dpa)

*Katsuhito Takahashi¹, Wang Yun¹, Yasuhisa Aono¹, Takashi Mutaguchi², Shun Shimabukuro² and Hideo Watanabe²

¹Hitachi, Ltd., ²Kyushu Univ.

Evaluation of irradiation induced hardness and microstructure of Zry-2 under applied stress (2)

* Luwei Xue¹ and Hideo Watanabe²

¹Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.,

²Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

Abstract: To understand the degradation behavior of Zircaloy-2 under neutron irradiation, it is helpful to elucidate the mechanisms of dislocation loop formation and precipitate dissolution under the service environment. The microstructure and energy-dispersive spectroscopy analysis of irradiated Zircaloy-2 with and without applied stress were studied. The dissolution of Fe-rich precipitates was detected. However, the effect of stress and temperature on the dissolution rate of Fe-rich precipitates was minor.

Keywords: zirconium alloy, applied stress, dislocation loop, ion irradiation, energy-dispersive spectroscopy

1. Introduction

Zircaloy-2 is used as the fuel cladding tube in boiled water reactors. The previous experimental results showed the formation and evolution of a-loops during the initial stage of irradiation, which leads to significant radiation-induced hardening. As the irradiation dose rises to a higher level, hydrogen content increases dramatically, and hydrides are formed, along with the appearance of c-loops. To understand the behavior of the material, EDS analysis and observation of microstructural changes were conducted on samples after different ion irradiation conditions.

2. Experimental

Zircaloy-2 was used with an alloy composition of 1.38 Sn, 0.15 Fe, 0.09 Cr, and 0.05 Ni in wt.%. Specimens were annealed at 630 °C for 2 h, followed by air cooling, and then irradiated with 3.2 MeV Ni³⁺ ion at 300 °C and 400 °C up to 35dpa. During the irradiation, applied stress was induced nearly parallel to the c plane using a small tensile sample stage. Thin foils for TEM were prepared with FIB to observe the microstructure after the irradiation. The samples were milling by a low-energy Ar ion at 1.5-3.0kV to minimize the damage of FIB. The dissolution of precipitates was analyzed using a spherical aberration (Cs)-corrected STEM combined with EDS.

3. Conclusion

TEM observation shows that c-loops start to nucleate only above a threshold dose of 20 dpa at 400 °C. STEM observation shows that the hydrides decreased in density and size in the irradiated region compared to the unirradiated region. The pre-existing hydrides are observed almost parallel to the stress direction. Fe atom dissolved of Zr (Fe, Cr)₂ precipitates by the irradiation was detected with EDS (shown by Fig.1). But Zr₂(Fe, Ni) precipitates were stable under the same irradiation condition.

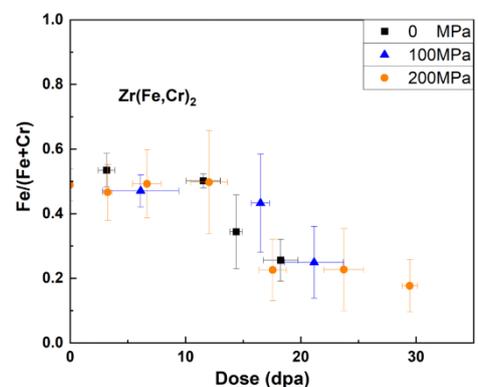


Fig 1. Effect of the dose and stress on elemental content ratios of Zr(Fe,Cr)₂ precipitates at 300 °C.

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

[3F12-14] Ceramics

Chair: Ryuta KASADA Kasada (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 3:15 PM - 4:00 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[3F12] Effect of high temperature ion irradiation on swelling and microstructure of Liquid Phase Sintering SiC

*Yansong Zhong¹, Baopu Wang¹, Yina Du¹, Kanjiro Kawasaki¹, Fujio Shinoda¹, Yasunori Hayashi¹, Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3F13] Effects of Irradiation Temperature and Fluence on Mechanical Properties and Surface Residual Stress of SiC

*Baopu WANG¹, Yansong ZHONG¹, Yina DU¹, Kanjiro KAWASAKI¹, Fujio SHINODA¹, Yasunori HAYASHI¹, Tatsuya HINOKI¹ (1. Kyoto Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[3F14] X-ray Absorption Spectroscopy Study of Cationic Disorder in Spinel Structure Induced on Swift Heavy Ion Irradiations

*Satoru Yoshioka¹, Tomokazu Yamamoto¹, Kazuhiro Yasuda¹, Syo Matsumua², Eiichi Kobayashi³, Koji Okudaira⁴, Norito Ishikawa⁵ (1. Kyushu Univ., 2. NIT Kurume college, 3. SAGA Light Source, 4. Chiba Univ., 5. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

Effect of high temperature ion irradiation on swelling and microstructure of Liquid Phase Sintering SiC

*Y. Zhong, B. Wang, Y. Du, K. Kawasaki, F. Shinoda, Y. Hayashi and T. Hinoki.
Kyoto Univ.

SiC_f/SiC composites are promising materials in nuclear energy system. Exploring the irradiation behavior of SiC matrix is of great importance. 3 kinds of SiC were irradiated up to 10dpa at 1200°C and then analyzed. The swelling induced by irradiation was lower than that of low temperature. The microstructure evolution was also revealed by SEM and TEM images.

Keywords: SiC, irradiation, swelling, TEM.

1.Introduction

In fusion and fission reactors, SiC_f/SiC composites are attractive structure materials for their excellent properties in irradiation environments. For different reactors, the temperatures that structure materials suffer are diverse. With the increase of temperature, the mechanism of irradiation swelling goes through three stages, amorphization, point defect and void swelling. In previous research, the two stage swelling of liquid phase sintering (LPS)SiC at 300°C and 800°C has been measured. According to previous research for chemical vapor deposition (CVD) SiC, it could be assumed that the swelling at high temperature may change a lot compared with that of 300°C and 800°C. However, the irradiation behavior of sintering additives may influence total swelling. The objective of this research is to confirm that how the swelling of LPS SiC at high temperature changes from those of lower temperatures and analyze the microstructure evolution.

2.Experiment

In this research, CVD SiC, LPS SiC and LPS SiC-20vol%BN(20% vol BN particle dispersed LPS SiC) were irradiated at 1200°C with the doses of 0.1, 1, 3, 10 dpa. Al₂O₃ and Y₂O₃ were used as sintering additives for the LPS SiC. Irradiation induced swelling was calculated from the step-height of irradiated area measured by AFM (Atomic Force Microscope) morphology analysis. Surface morphology of these specimens was observed with SEM. In order to have a better understanding of the microstructure evolution of SiC after ion irradiation, thin foils were prepared with FIB and observed by TEM.

3.Results

The swelling was calculated from step height of the irradiated/unirradiated area boundary divided by irradiation depth. The amount of swelling of LPS SiC following 10 dpa irradiation were 1.2%, which are much lower than the swelling of the LPS SiC irradiated at 300°C (3.0%) and 800°C (1.9%) even in the void swelling temperature range for SiC. The effect of sintering additives on the swelling was limited at 1200°C. SEM and TEM images of SiC grains and sintering additives (BN and YAG) will be displayed in the presentation.

Effects of Irradiation Temperature and Fluence on Mechanical Properties and Surface Residual Stress of SiC

*Baopu Wang, Yansong Zhong, Yina Du, Kanjiro Kawasaki, Fujio Shinoda, Yasunori Hayashi and
Tatsuya Hinoki
Kyoto Univ.

Irradiation may change mechanical properties of SiC and ion irradiation can induce surface residual stress which also affects apparent mechanical properties. Different irradiation conditions may lead to different mechanical properties and residual stress variations. To evaluate these variations, a series of experiments were carried out, including ion irradiation, micro indentation, electron backscatter diffraction pattern analysis, etc.

Keywords: SiC, irradiation effect, mechanical property, residual stress

1. Introduction

SiC and SiC/SiC composites are attractive in fission and fusion reactor materials because of the excellent properties in many aspects. However, irradiation may affect the mechanical properties of SiC. And the effects could vary according to different irradiation temperatures and fluence. Therefore, it's necessary to research on the variations of mechanical properties of SiC with different irradiation conditions.

Ion irradiation is widely used to investigate irradiation effect because of its several advantages such as short experiment time and low cost. However, the penetration depth of ion irradiation is only a few microns on surface so micro indentation tech is necessary to be applied to extract mechanical properties. On the other hand, for SiC, ion injection could induce surface residual stress which might be caused by constrained swelling of the irradiated layer. That surface residual stress could interact with micro indentation process and affects the research of irradiation effect on mechanical properties. Therefore, the objective of this work is to understand the effects of irradiation temperature and fluence on mechanical properties of SiC while considering the surface residual stress.

2. Experiments

Two kinds of reference matrix materials for SiC/SiC composites, chemical vapor deposition (CVD) SiC and liquid-phase sintering (LPS) SiC, were irradiated by Si ions at 800 °C and 1200 °C at 0.1, 1, 3 and 10 dpa. The mechanical properties including hardness, Young's modulus and fracture toughness were extracted by nano indentation and micro Vickers indentation, respectively. For nano indentation, the testing depth was controlled within ion penetration depth. The surface residual stress was evaluated by the analysis of electron backscatter diffraction pattern with Cross Court 4 software.

3. Results

Irradiation led to a significant increase in fracture toughness while hardness and Young's modulus didn't change significantly. The existence of surface residual stress induced by irradiation was confirmed. The fracture toughness and surface residual stress changed with different irradiation temperature and dose. As one of the calculation parameters, crack propagation length is recognized as the main factor leading to the variations of fracture toughness. The crack propagation length can be affected by irradiation induced surface residual stress and defects. Specific contribution will be researched in future. In addition, higher fracture toughness and surface residual stress were found in LPS SiC, than those in CVD SiC, which are possibly because of the pores and different phases in LPS SiC that restrained the crack propagation, and introduced extra residual stress during LPS fabrication process.

高速重イオン照射誘起によるスピネル中カチオンの不規則挙動の X 線分光分析

X-ray Absorption Spectroscopy Study of Cationic Disorder in Spinel Structure Induced on Swift Heavy Ion Irradiations

*吉岡 聡¹, 山本 知一¹, 安田 和弘¹, 松村 晶², 小林 英一³, 奥平 幸司⁴, 石川 法人⁵
¹九州大学, ²久留米高等専門学校, ³九州シンクロトロン光研究センター, ⁴千葉大学,
⁵原子力研究機構

抄録：高速重イオン照射によるスピネル構造セラミックスのカチオンの不規則挙動を X 線吸収分光により観察した。実験スペクトル変化を詳細に理解するために、第一原理法による理論スペクトルを用いた。

キーワード：照射効果, スピネル, 不規則化, X 線吸収分光

1. 緒言

スピネル構造化合物には、放射線照射への高い耐性に関する研究報告が数多くある。この特性発現の要因の一つに、スピネル構造が有する 2 種のカチオンサイト間でのカチオン不規則化が挙げられる。高速重イオン照射によるスピネル材料の局所構造変化の理解にも、この不規則配列を定量的に評価することが不可欠である。そこで本研究では、高速重イオン照射誘起によるスピネル構造 $MgAl_2O_4$ の局所状態変化を X 線吸収分光 (XAFS) 法により観察した。さらに密度汎関数理論に基づく計算スペクトルから実験の解析を行った。

2. 研究方法

イオン照射実験は、原子力機構のタンデム加速器で行い、 $MgAl_2O_4$ 多結晶体に 100 MeV Xe イオンを照射した。照射量は、 $3 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2}$ から $1 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2}$ までとした。XAFS 測定は、高エネルギー加速器研究機構 Photon Factory の BL11A で行い、Mg K-edge 及び Al K-edge 吸収端微細構造 (XANES) を蛍光法により測定した。XANES 理論スペクトルは、FL-APW 法により算出した。

3. 結果

図 1 に非照射試料及びイオン照射した試料の Mg K-edge XANES スペクトルを示す。照射量の低い 3×10^{11} , $5 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2}$ 試料では、非照射試料と比べスペクトルに大きな変化が見られないものの、照射量の高い $1 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2}$ 試料のスペクトルには、特徴的なピーク (A~C) の強度比が変化し、さらにスペクトル全体が高エネルギー側にシフトしている。Al K-edge の測定でも高照射量試料でスペクトルに大きな変化が観察され、Mg K-edge の結果と良い対応をしている。

4. 結論

理論スペクトルによる解析から、これらの実験スペクトルの変化は Mg と Al のサイトの交換に起因することが明らかになった。

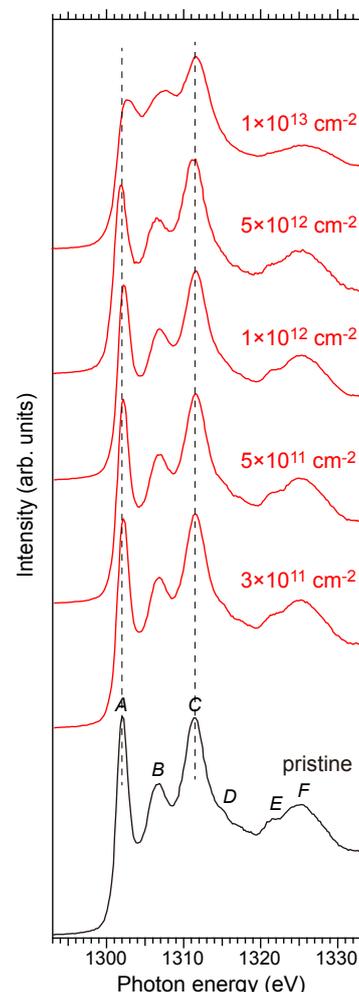


図 1. イオン照射した $MgAl_2O_4$ の Mg K-edge XANES スペクトル。

*Satoru Yoshioka¹, Tomokazu Yamamoto¹, Kazuhiro Yasuda¹, Syo Matsumura², Eiichi Kobayashi³, Koji Okudaira⁴
and Norito Ishikawa⁵

¹Kyushu Univ., ²National Institute of Technology, Kurume College, ³Kyushu Synchrotron Light Research Center, ⁴Chiba Univ.,

⁵Japan Atomic Energy Agency.

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

[3F15-16] Non-destructive inspection

Chair:Katsuhito Takahashi(Hitachi)

Wed. Mar 15, 2023 4:00 PM - 4:30 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[3F15] Development of visual inspection technology of pellets using machine learning

*Kenta Goto¹, Shun Hirooka¹, Yuta Horii¹, Shinya Nakamichi¹, Tatsutoshi Murakami¹, Kimikazu Shibamura¹, Takanori Ono¹, Kazuya Yamamoto¹, Nobuhiro Hatanaka¹, Kazuyuki Okumura¹ (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

[3F16] Preliminary experiments for the development of fuel debris sorting technology by hammering method

*Masafumi Nakatsuka¹, Yoichi Endo², Toru Higuchi², Masaya Kumagai³, Ken Kurosaki³ (1. Zirco Technology, 2. NFD, 3. Kyoto Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM

機械学習を利用したペレット外観検査技術開発 2 ～MOX ペレットを用いた実証と製造ラインへの導入に向けた検討～

Development of visual inspection technology of pellets using machine learning, 2;
Demonstration experiment using MOX pellets and consideration for introduction to production lines

*後藤 健太、廣岡 瞬、堀井 雄太、中道 晋哉、村上 龍敏、柴沼 公和、小野 高德、
山本 和也、畑中 延浩、奥村 和之 （日本原子力研究開発機構）

原子力機構プルトニウム燃料技術開発センターで進めている AI 技術を用いた MOX ペレットの自動外観検査技術の開発として、実際の MOX ペレットを用いて欠陥箇所の識別精度を評価するとともに、実用化に向けた検討を行った。開発した合否判定プログラムは、実用に十分な処理速度を有しているものの、欠陥の識別精度等に課題が残った。

キーワード：MOX, ペレット, 外観検査, 機械学習, 画像解析, AI

1. 緒言

MOX 燃料製造における有望な新技術として開発を進めている AI による自動外観検査技術については、これまで模擬ペレットを用いた開発・検証を進めてきた。本研究では、MOX 燃料施設で得られた MOX ペレットを用いて機械学習を行い、欠陥部分を識別する学習モデルを作成・評価するとともに、製造ラインへの導入に向けた検討を行った。

2. 外観検査プログラムの開発と MOX ペレットを用いた適用性確認

開発には、焼結や研削等で欠け・割れが生じた MOX ペレットの画像 141 枚（ペレット数 28 個）を用いた。このうち、113 枚について、図 1(左)のように画像中の欠陥箇所に「欠け」「割れ」の 2 種類の欠陥ラベルを与えたものを教師データとして機械学習を行った。得られた学習モデルを用いて、図 1(右)のように残りの 28 枚に対する欠陥識別精度を評価した。この結果、識別精度の高さを示す F 値は、欠けに対しては 67%、割れに対しては 36%となった。割れのあったペレットが少なかったため、学習量が相対的に少なくなり、識別精度がより低い結果となった。また図 2 のように、外観検査ステージ上で回転するペレットの映像に対し、学習モデルを用いた欠陥識別及び合否判定を行った。合否判定では、映像中のある瞬間を画像化し、その画像に対して欠陥識別を行い、ペレットに対する欠陥部分の面積比から合否の判定を行うという一連の流れを自動化したプログラムを用いた。複数枚の画像を必要とするペレット一周分の外観検査について、欠陥識別及び合否判定に要する時間は 3~4 秒程度であり、リアルタイムでの合否判定が十分可能であることを確認した。

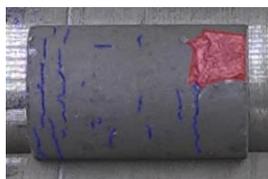


図 1. 人間が与えた欠陥部(左)と機械が識別した欠陥部(右)
(赤：欠け 青：割れ)



図 2. 撮影した映像(左)に対する機械の識別(右)
(赤：欠け 緑：正常)

3. 結論

実際の MOX ペレットを用いて機械学習による欠陥箇所の識別精度を確認し、実用化に向けた検討を行った。開発した合否判定プログラムは実用に十分な処理速度を有していることを確認したが、識別精度については課題残り、さらに多くの教師データを用いて学習させる必要がある。また、今回は欠陥部分の面積比のみを元に合否判定を行ったが、割れの長さやペレット自体の形状等の判定プロセスも構築する必要がある。

*Kenta Goto, Shun Hirooka, Yuta Horii, Shinya Nakamichi, Tatsutoshi Murakami, Kimikazu Shibanuma, Takanori Ono,

Kazuya Yamamoto, Nobuhiro Hatanaka, Kazuyuki Okumura

JAEA

打音法による燃料デブリ分別技術開発のための予備的実験

Preliminary experiments for the development of
fuel debris sorting technology by hammering method

*中司 雅文¹, 遠藤 洋一², 樋口 徹², 熊谷 将也³, 黒崎 健³

¹ジルコテクノロジー, ²日本核燃料開発, ³京都大学

打音法は材料中の欠陥判定の簡便な非破壊手法として既に広く利用されているが、材質の分別に適用することは困難であった。そこで放射性物質を簡便に分別する新規手法を提案する目的で、打撃直後の音響の減衰特性に注目して、減衰特性と材料特性との関係を求める。

キーワード: 燃料デブリ、分別方法、打音法

1. 緒言

打音法は過酷な環境での耐性に優れることから、燃料デブリの分別のような強い放射線場に応用できれば有益である。打撃時には、図 1^[1]

(A) に示すように測定物表面の変形による音響が放射され、次に約数秒続く試験片全体の振動や共振による音響放射(同図 B)があり、材料欠陥判定分野に広く利用されている。打撃直後の音響特性と材質に注目した研究は、音圧パルス勾配に着目した例^[2]を除けば殆どない。

2. 実験方法

音響記録器(リニア PCM 対応: 96kHz)から

約 5cm 離れた定盤上に棒状試験片を直置きし、振り子式の L 字状

アームで試験片を横打撃した時の減衰例を図 2 に示す。打撃直後のごく短時間には減衰が著しい領域が認められた。音響振幅が $\exp(-\beta x)$ (x :経過時間) に比例して減少するとして求めた係数 β (以降: 遷移減衰係数) が、短時間減衰現象を代表する指標にした(図 3)。同一寸法($\phi 10 \times 200 \text{mm}$)で成分のみ異なる各種金属棒材の β と強度とは明瞭な相関関係があった(図 4)。

3. 結果とまとめ

打撃直後の数 ms 内での減衰に注目して求めた減衰係数 β と材料強度には強い相関が認められた。 β は試験片全体の振動が生じる前の音響減衰を現した指標であるので、材質の強度・変形特性に敏感であるが、試験片の支持条件差には鈍感な特性から、過酷な環境下での材料識別に適用できる新規手法の開発に繋がる可能性がある。今後、分析手法を改良して誤差・信頼性の向上を図る予定である。

参考文献

[1]魚本健人,伊東良浩,コンクリート工学, Vol.7, No.1, pp143-152, Jan. 1996.

[2]稲森光洋,他, J. Soc. Mat. Sci., Japan, Vol.49, No.9, PP.1042-1049, Sep. 2000.

*Masafumi Nakatsuka¹, Yoichi Endo², Toru Higuchi², Masaya Kumagai³ and Ken Kurosaki³

¹Zirco technology, ²Nippon Nuclear Fuel Development, ³Kyoto Univ.

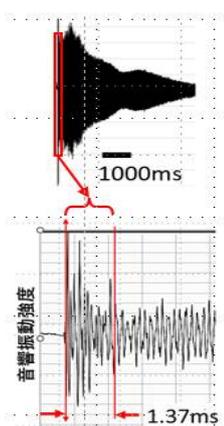


図 2 打撃時の音響減衰と初期の急速減衰部(例: SUS304)

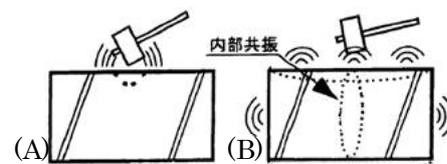


図 1 打撃時(A)とその後の自由振動(B)

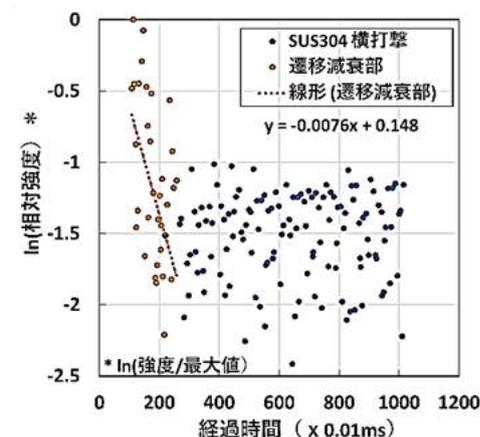


図 3 打撃時の音響減衰の例

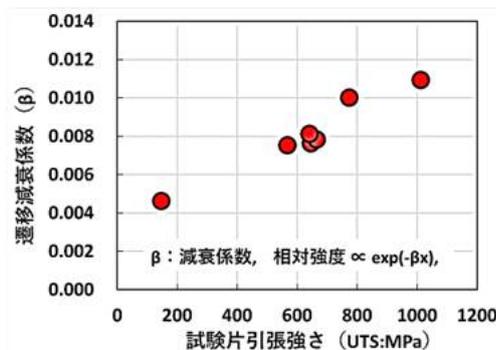


図 4 同一寸法からなる 7 種の金属棒の遷移減衰係数 β と引張強さとの関係(室温、大気中)

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

[3G01-03] Geological Environment

Chair:Tatsumi Arima(Kyushu Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 9:45 AM - 10:35 AM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[3G01] Porosity and Permeability changes with Solute Deposition Caused a drying processes around the repository

*Kanta Hongo¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi NIIBORI¹ (1. Tohoku University)

9:45 AM - 10:00 AM

[3G02] Adsorption of Metal Ions on a Pre-Neogene Sedimentary Rock

*Linyi Hou¹, Kanako Toda¹, Takumi Saito¹ (1. UTokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

[3G03] Study on the treatment of changes in topography and repository depth due to uplift and erosion in nuclide migration evaluation

*Satsuki Kabasawa¹, Michihito Sakamoto², Yuta Takahashi¹, Masaaki Yamaguchi¹ (1. JAEA, 2. Tokai Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

処分場周辺の乾燥過程に起因した溶質析出に伴う間隙率および透水性変化

Porosity and Permeability Changes with Solute Deposition Caused a Drying Processes around the Repository

*本郷 幹太¹、関 亜美¹、千田 太詩¹、新堀 雄一¹

¹東北大学

本研究では、乾燥過程に伴う溶質の集積が地下水に溶存する放射性核種の移行を抑制する効果を評価するために、高濃度のケイ酸溶液や CsCl 溶液で満たしたケイ砂充填カラムを用いて乾燥過程における溶質集積と間隙変化を X 線 CT により定量化し、これらのカラムを用いた通液実験により透水性の減少を確認した。

キーワード：地層処分、乾燥過程、間隙率、透水性、X 線 CT

1. 緒言 地層処分においては、建設・操業から閉鎖までの約 50 年間に亘り坑道等で常時換気が行われる[1]。そのような通気条件では、液相と気相が混在する不飽和帯が坑道周囲に形成され、処分場周辺から坑道内部の方向へ乾燥が進むと予想される。これに伴い、溶質および溶媒が毛管力によって飽和帯から坑道領域の方向に移行しつつ、溶媒の乾燥に従って溶質が析出する。このような溶質の集積が処分場近傍の間隙率および地下水の透水性を低下させ、地下水に溶存する放射性核種の移行を抑制すると考えられる。そこで本研究では、高濃度のケイ酸溶液や CsCl 溶液で満たしたケイ砂充填カラムを用いて乾燥過程に伴う溶質集積による間隙率および透水性変化を実験的に調べた。

2. 実験 実験では、粒径 300 μm のケイ砂を充填したカラム(内径 12.8 mm、充填長さ 25 mm)を用いた。このカラムを 0.1 M あるいは 1.0 M の Na_2SiO_3 溶液で満たした後、カラムの上面のみを乾燥面として、シリカゲルとともにデシケーター内で 2 週間に亘り減圧乾燥した。その後、X 線 CT を用いて乾燥面近傍への溶質の集積について評価した。さらに、乾燥後のカラムに超純水を通液して浸透率変化を評価した。乾燥前の充填溶液には、比較として超純水や CsCl 溶液も用いた。

3. 結果・考察 図 1 に、一例として 1.0 M Na_2SiO_3 溶液を充填、乾燥させたカラムについて、X 線 CT により取得した間隙率分布を示す。乾燥面近傍ほど間隙率が減少しており、乾燥過程に起因した溶出集積が生じていると言える。図 2 は、図 1 に示した乾燥後のカラムに超純水を通液した場合の浸透率変化である。比較として、超純水充填後に乾燥させたカラムに超純水を通液した場合の浸透率も併せて示した。 Na_2SiO_3 溶液充填後に乾燥させたカラムでは、超純水の場合と比べて浸透率が大幅に小さくなっており、図 1 で確認された溶質集積による間隙率低下に起因すると考えられる。また、 Na_2SiO_3 溶液充填の場合には、通液時間の経過に伴う透水性低下が観察された。これは、微細な析出物が間隙内で再分配されて徐々に浸透率が小さくなったためと推測される。これらのことは、セメント成分に起因した処分場周辺の高 pH 環境にて溶出する高濃度のケイ酸が乾燥過程に伴い析出すること、そして、通常の地下水(pH 8 程度)ではケイ酸の析出物(シリカ鉱物)は溶解せず透水性の低下が長く維持されることを示唆する。

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構：包括的技術報告書 わが国における安全な地層処分の実現 ―適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築―, NUMO-TR-20-03, p.2-10 (2021).

謝辞：本研究は、JSPS 科研費 JP20K21159 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Kanta Hongo¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹ and Yuichi Niibori¹

¹Tohoku Univ.

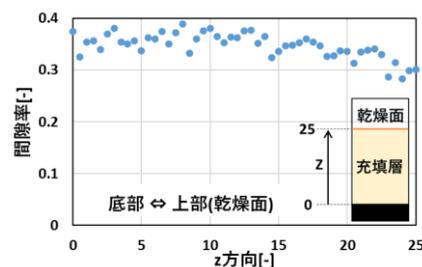


図 1 1.0 M Na_2SiO_3 溶液で湿潤したカラムの間隙率

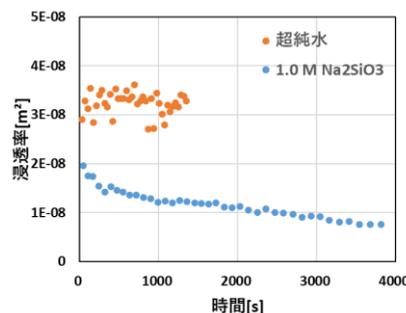


図 2 超純水と 1.0 M Na_2SiO_3 溶液によるカラムの浸透率変化

Adsorption of Metal Ions on a Pre-Neogene Sedimentary Rock

*Linyi HOU, Kanako TODA and Takumi SAITO

School of Engineering, University of Tokyo

Abstract The internationally accepted disposal option for high-level radioactive waste is deep geological disposal. This study focuses on a pre-Neogene sedimentary rock, which categorically constitutes a large part of Japanese deep geological formations yet is not studied in detail with respect to its sorption and diffusion properties. The macroscopic morphology and microstructure of the rock cores were characterized. The adsorption of cesium on the rock was studied.

Keywords: deep geological disposal, host rock, pre-Neogene sedimentary rock, adsorption

1. Introduction

Pre-Neogene sedimentary rock exhibits block-in matrix appearance with complex internal structures. As a candidate host rock of HLW geological disposal [1], there is no relevant case study in other countries, and an understanding of its barrier properties is urgently needed. In this work, pre-Neogene sedimentary rock was characterized by various methods, and the adsorption behavior of Cs was studied.

2. Materials and methods

The core samples ($\phi 116\text{mm}$, 25m length) were drilled from the Chichibu belt, Jurassic and Cretaceous accretionary prism [2], named as 1-3, 1-12, 2-3. Smaller specimens of the rock cores were observed with an optical microscope. Fourier Transformed Infra-Red (FT-IR) spectroscopy, X-ray Fluorescence (XRF), X-ray Diffraction (XRD) and Raman spectroscopy were used for elemental determination and lithological composition analyses. Adsorption experiment of Cs to powdered rock samples was carried out at 25°C under simulated groundwater with $\text{HCO}_3^-/\text{CO}_3^{2-}$ buffer with a solid-liquid ratio of 1 g/L. The pH effect on the sorption was studied using from pH 8.3 to 9.8; the sorption isotherms were obtained from 10^{-9} - 10^{-4} mol/L Cs solution. The concentration of Cs in supernatants after centrifugation were measured by Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry (ICP-MS).

3. Result and discussion

Microscopic imaging shows that the dominant part of 1-3 and 1-12 is mudstone, exhibiting heterogenous appearance with characteristic block-in-matrix structures. The dominant part of 2-3 is sandstone, which is relatively homogeneous but has some cracks. By FT-IR, the stretching vibration peaks of the Si-O and Si-Al-O bonds can be identified. XRD patterns show that the main lithological phases are quartz, chlorite, albite, illite and calcite. XRF analysis shows that the main metal oxides are SiO_2 , Al_2O_3 , Fe_2O_3 and CaO. For Cs adsorption, the amount of adsorption increases with the contact time and reaches equilibrium around 48 h. We will discuss the pH effects and adsorption isotherms in the presentation.

4. Conclusion

The characterization results illustrate that the rock samples 1-3 and 1-12 have the characteristics of rock samples from an accretionary prism. The adsorption experiments show that the pre-Neogene sedimentary rock samples have sorption capacity for Cs. Further research on other ions and their diffusion behaviors will be studied in the future.

References

- [1] 原子力発電環境整備機構, 先新第三紀付加体堆積岩類における地質環境特性データの取得, NUMO-TR-22-01.
- [2] 日本の地質「関東地方」編集委員会編: 日本の地質 3 関東地方, 共立出版株式会社

隆起・侵食による地形・処分場深度の変遷の核種移行評価での取り扱いに関する検討

Study of the treatment of changes in topography and repository depth due to uplift and erosion in nuclide migration evaluation

*樺沢 さつき¹, 坂本 道仁², 高橋 裕太¹, 山口 正秋¹

¹JAEA, ²東海大

隆起・侵食による地形と処分場深度の変遷が地層処分において核種移行に与える影響を把握し、それを核種移行評価に反映するための手法検討の一環として、地形・処分場深度の変遷解析と、地形変遷を考慮した地下水流動解析、地下水流動と処分場深度の変遷を考慮した処分場内から地表への粒子追跡解析を実施した。

キーワード：地層処分、隆起・侵食、地形の変遷、地下水流動、核種移行

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分における安全評価では、評価期間が数十万年を超えることから、隆起・侵食等による長期的な地形を含む地表環境の変遷の影響が重要となることが考えられる。隆起・侵食による核種移行評価への影響のひとつとして、地形の変遷による地下水流動の変化が考えられ、処分場内から地表への核種の移行距離等が変化すると予想される。一方、こうした影響が核種移行評価においてどの程度顕在化するかについては、地形や処分場深度の変遷、水理特性等の場の特徴とその変化や、それらの組み合わせに依存すると考えられる。そこで本検討では、どのような地形・処分場深度の変遷が生じる場合に核種移行への影響が顕著になるかを明らかにしていくための取り組みの最初のステップとして、地形・処分場深度の変遷解析により、地形の変遷パターンが異なるケースを設定したうえで、地形の変遷を考慮した地下水流動解析を行い、さらに処分場深度の変遷による粒子の出発点の変化を考慮した処分場内から地表への粒子追跡解析を実施して、地形と処分場深度の変遷に伴う移行距離等の変化を分析した。

2. 方法

本検討は、地形・処分場深度変遷解析(Step1)と地下水流動解析(Step2)、および粒子追跡解析(Step3)の3つの解析により構成される(図1)。Step1では、地表での局所的な起伏の変遷は地下浅部の地下水流動に、広域的な起伏の変遷は地下深部の地下水流動に影響すると考えられること[1]を踏まえて、地形の変遷について複数のケースを考えた。具体的には、地形変遷が小さく深度変遷のみが顕著となるような一様な隆起速度を想定したケースのほか、地形変遷が大きくなるような一様な隆起速度により数 km 規模での局所的な起伏を発達させるケース、不均一な隆起速度により数十 km 規模での広域的な起伏を発達させるケース等を想定して、地形・処分場深度変遷解析ツール[2]を用いて Step1 の解析を行った。Step2 では、Step1 で得られた各ケースの 10 万年ごとの地形変遷のスナップショットに対する定常地下水流動解析を行った。さらに、Step3 では、Step2 の地下水流動解析結果と Step1 の 10 万年ごとの処分場深度のデータを用いて、地下水流動と粒子の出発点とする処分場深度の両方が変化する状況での粒子追跡解析を実施し、処分場位置から地表への移行距離と移行時間の変化を求めた。なお、粒子の出発点については、10 万年ごとの処分場深度での東西 2×2 km の領域に 400 点を設定した。

3. 解析結果

図2に、地形変遷が小さく深度変遷のみが顕著となるケースでの、Step1～Step3 の実施による処分場深度の減少に伴う処分場から地表までの粒子の移行距離の解析結果を例示する。発表では、全てのケースでの地形・処分場深度変遷解析および地下水流動・粒子追跡解析の結果を踏まえ、地形・処分場深度の変遷に応じた移行距離や移行時間への影響の有無や程度の比較、多様な影響の少数のパターンへの分類の可能性等についての検討結果を示す。

参考文献

[1] J. Toth, A, Journal of Geophysical Research, Vol.68, No.16 (1963)

[2] 山口ら, バックエンド部会誌, 27 巻 2 号 (2020)

*Satsuki Kabasawa¹, Michihito Sakamoto², Yuta Takahashi¹ and Masaaki Yamaguchi¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokai Univ.

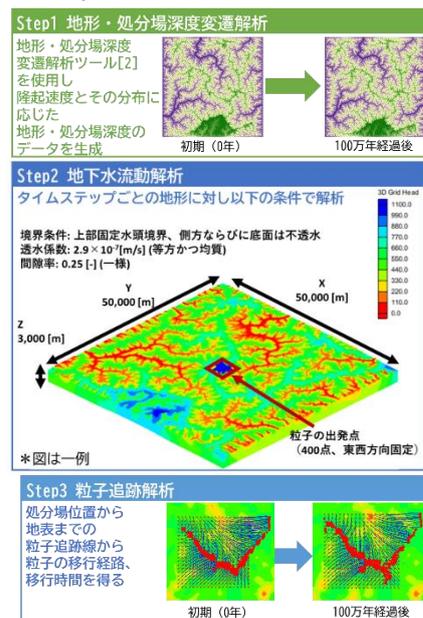


図1 解析の流れ

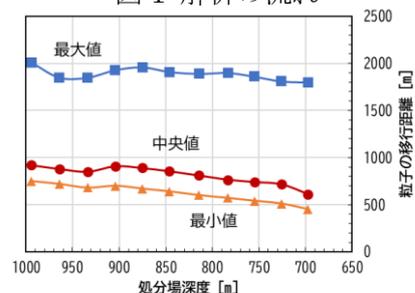


図2 移行距離の解析結果

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

[3G04-08] Migration/Sorption

Chair:Masaki Takeda(JAEA)

Wed. Mar 15, 2023 10:35 AM - 12:00 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[3G04] Migration of elements in bentonite as filtering media

*Kazuya Idemitsu¹, Yaohiro Inagaki¹, Tatsumi Arima¹ (1. Kyushu university, Faculty of engineering)

10:35 AM - 10:50 AM

[3G05] Effect of Magnesium on the interaction between Europium and Calcium-Silicate-Hydrate under the Condition Saturated with Saline Groundwater

*Ryo Tahara¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[3G06] Estimation of Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Magnesium Ions with Considering Temperature of Disposal Environment

*Masahide Izumiura¹, Taiji Chida¹, Tsugumi Seki¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[3G07] Temperature dependencies of sorption behavior of cations onto biotite flakes

*Rintaro Kobayashi¹, Taiji Chida¹, Tsugumi Seki¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3G08] Study on elucidation of the mechanism of concrete contamination by radioactive materials and estimation of contamination distribution (15)

*Kazuo Yamada¹, Norio Muranaka², Keita Himori², Hideyuki Hokora³, Sayuri Tomita³, Haruka Aihara⁴, Yasumasa Tojo², Yoshifumi Hosokawa⁵, Go Igarashi⁶, Ippei Maruyama⁷ (1. NIES, 2. Hokkaido Univ., 3. Taiheiyo Consultant, 4. JAEA, 5. Taiheiyo Cement, 6. Nagoya Univ., 7. UTokyo)

11:35 AM - 11:50 AM

ろ過媒体としてのベントナイト中の元素の移行

Migration of elements in bentonite as filtering media

*出光 一哉¹, 稲垣 八穂広¹, 有馬 立身¹¹九州大学,

陰イオンや大きな錯体は、ベントナイト中の移行に制限を受ける。従来は拡散係数が小さくなるという評価であったが、オキソ陰イオンや炭酸錯体はろ過を受けることが明らかとなった。特に長期の拡散期間の試験では、濃度分布が指数関数的で時間に対し変化しなくなる。この現象は、ネプツニル炭酸錯体やセレン酸等で確認された。

キーワード: ベントナイト、フィルタリング、オキソ陰イオン、ネプツニル炭酸錯体

1. 緒言

2022 春の年会[2H10]においてネプツニル炭酸錯体が緩衝材中ではフィルタリングを受ける可能性があることを示し、2022 秋の年会[2C11]においてオキソ陰イオンであるモリブデン酸を用いて同様にフィルタリングが起きていることを示した。本発表では、その他のイオンについてフィルタリングの有無を調べた。

2. 実験方法

圧密ベントナイト（直径:10 mm、高さ: 10 mm、乾燥密度:0.7-1.6 Mg/m³）を 0.1 M NaCl 溶液で十分に飽和膨潤させ、ベントナイト試料の片面に種々のイオン（IO₃⁻, SeO₃²⁻, SeO₄²⁻）溶液（0.1-1.0 mol/L、10 μL）を接触させ、最長約 1 か月間拡散試験を行った。試験後、ベントナイト試料をスライスし、各スライスから 1 N 硝酸でトレーサーを抽出し、ICP-MS (Agilent-7900)を用い定量分析して濃度分布を求めた。また、鉄片を用いて還元環境にしたベントナイト中の Tc（最大 140 日間）と Pu（最大 22 年）の移行実験について、その濃度分布からフィルタリングの有無を調べた。

3. 結果

得られた濃度分布の一例を図 1 に示す。短い拡散期間においても下式に表されるフィルタリングを示す分布が得られている。

$$A(x) = A_1 \exp(-\lambda x) \quad (1)$$

フィルタリング定数 λ を求めた結果、 λ は約 0.22 mm⁻¹ であった。他のオキソ酸の λ は約 0.13-0.65 mm⁻¹ であった。 λ は乾燥密度が高い試料では大きく、イオン強度が高い試料では小さい値を示した。Tc、Pu についても λ は 0.8-1.0 mm⁻¹ の値が得られ、鉄との錯体を作ってフィルタリングを受けている可能性が示唆された。

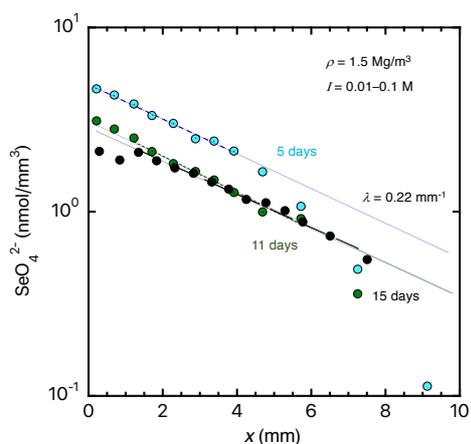


図 1 セレン酸イオンの濃度分布

* Kazuya Idemitsu¹, Yaohiro Inagaki¹, and Tatsumi Arima¹

¹Kyushu Univ.

高塩分冠水環境におけるカルシウムシリケート水和物とユウロピウムとの相互作用におけるマグネシウムの影響

Effect of Magnesium on the Interaction between Europium and Calcium-Silicate-Hydrate
under the Condition Saturated with Saline Groundwater

*太原 亮¹, 関 亜美¹, 千田 太詩¹, 新堀 雄一¹

¹東北大学

高塩分冠水環境におけるカルシウムシリケート水和物とユウロピウムとの相互作用に対するマグネシウムの影響の検討を行った。蛍光分光分析より、一定期間反応後では高塩水環境においてもマグネシウムによる影響は小さく、カルシウムシリケート水和物とユウロピウムが有意に相互作用する可能性を示した。

キーワード：地層処分、カルシウムシリケート水和物、蛍光分光、マグネシウム、ユウロピウム

1. 緒言 本研究では、処分場周辺にて二次的に生成するカルシウムシリケート水和物(C-S-H)の核種収着能に着目しており、特にマグネシウム(Mg)を含有する C-S-H とユウロピウム(Eu)の相互作用について検討している。前報[1]では高 Ca/Si モル比の C-S-H において Mg 含有により Eu の収着が低減する可能性を報告した。これに続いて本報では養生期間をパラメータとし、C-S-H と Eu との相互作用における Mg の影響を評価した。

2. 実験 試料調製は前報[1]と同様に、Ca/Si モル比 0.8、1.6、Mg/Si モル比 0~0.3、塩化ナトリウム(NaCl)濃度 0~0.6 M となるようにヒュームドシリカ、酸化カルシウム、硝酸マグネシウム六水和物、超純水、NaCl 溶液、および pH 調整用の水酸化ナトリウム溶液を混合した。また、Eu 濃度 1 mM となるように硝酸ユウロピウム溶液を Mg 含有 C-S-H 調製と同時に添加し、25°Cにて 7 日、28 日、56 日間に亘り振盪養生した。養生後、遠心分離(7500 rpm、10 分)により得た固相について、蛍光分光分析を用いて Eu の収着挙動を評価するとともに、ラマン分光法や X 線回折法により構造分析を行った。

3. 結果と考察 図 1 および図 2 に、一例として、Ca/Si モル比 1.6、NaCl 濃度 0.6 M の条件にて 28 日養生した試料および 56 日養生した試料の蛍光減衰挙動を示す。7 日間養生とした前報[1]では、Mg 含有 C-S-H の試料においても Eu(OH)₃ のみの減衰挙動に近い傾向があったが、28 日養生(図 1)では、Eu(OH)₃ の場合の減衰挙動とは明らかに異なり、緩やかになっている。また、56 日養生(図 2)では、Mg 含有割合が大きい試料の蛍光減衰も図 1 に比べてより緩やかになり、C-S-H と Eu の相互作用が進展している可能性が示された。このような傾向は異なる NaCl 濃度でも同様に観察された。なお、ラマン分析や X 線回折より養生期間の延長に伴う変化は見られず、C-S-H の構造の大きな変化は生じていないと考えられる。

引用文献：[1] 太原ら：日本原子力学会 2022 年秋の大会講演予稿集 2C13(2021).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP22K14627 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Ryo Tahara¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹ and Yuichi Niibori¹

¹Tohoku Univ.

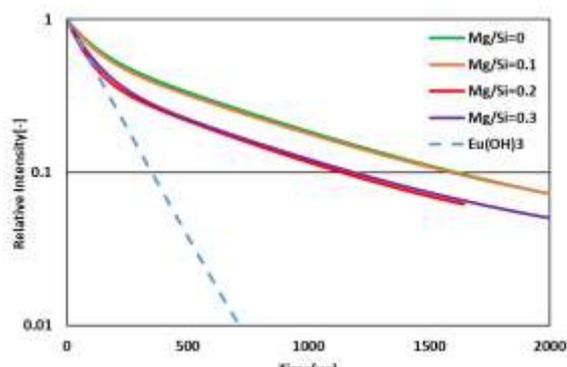


図 1 Eu の減衰挙動(養生期間 28 日)

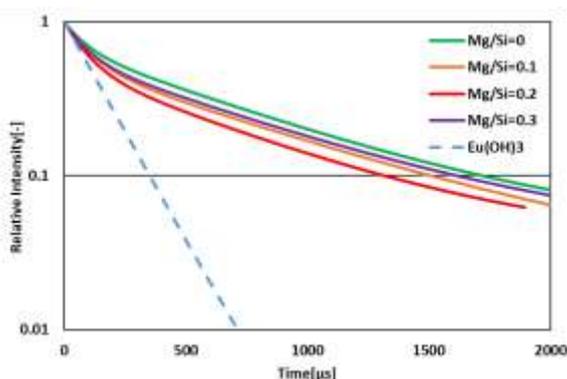


図 2 Eu の減衰挙動(養生期間 56 日)

処分環境の温度を考慮したマグネシウムイオン共存下における過飽和ケイ酸の析出挙動の評価

Estimation of Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Magnesium Ions with Considering Temperature of Disposal Environment

*泉浦 匡秀¹, 千田 太詩¹, 関 亜美¹, 新堀 雄一¹

¹東北大学

本研究では地下環境の温度勾配を考慮し、Mg イオン共存下におけるケイ酸の析出挙動に温度が及ぼす影響を析出実験によって調べた。その結果、見かけの析出速度定数は温度上昇に伴って大きくなり、過飽和ケイ酸の析出に伴う地下水流路の狭隘化が高温条件下で促進される可能性が示された。

キーワード：地層処分、過飽和ケイ酸、析出、核種移行、温度依存性、マグネシウムイオン

1. 緒言 地層処分場周辺では、セメント系材料からの成分溶出によって pH 13 程度となった地下水が、希釈や分散によって pH 8 程度まで連続的に変化する領域が形成される。そのような領域において、母岩の主成分であるケイ酸が溶出および析出を繰り返すことで地下水流路が狭隘化し、核種の移行が抑制される可能性がある。既往研究[1][2]では、過飽和ケイ酸の析出が流路の狭隘化に寄与することを実験および数理モデルによって示すとともに、Mg イオンなど地下環境において共存する種々の陽イオンがケイ酸析出を促進することを報告している。本研究では地下環境に想定される地温勾配を考慮し、Mg イオン共存下における過飽和ケイ酸析出挙動への温度の影響を検討した。

2. 実験 本研究では、ケイ酸溶液に固相としてアモルファスシリカ粉末 (BET(N₂)比表面積: 326 m²/g) を加え、pH 緩衝液と硝酸によって pH を 8 に調整して析出実験の開始すると同時に、Mg(NO₃)₂ 溶液を添加した。ケイ酸の過飽和濃度は pH 8 において 8 mM となるように調整した。液量は合計 250 ml とし、固相添加量を 0.1~1.0 g、Mg イオン濃度を 0~14 mM、温度を 288~313 K の範囲で設定した。実験開始後は 6 時間に亘って適宜サンプリングを行い、各時間における液相中の水溶性ケイ酸とコロイド状ケイ酸の濃度、および固相へ析出したケイ酸量を定量した。

3. 結果と考察 図 1 に析出実験結果の一例として、各ケイ酸化学種の濃度分率の経時変化を示す。時間経過に伴って水溶性ケイ酸が減少し、コロイド状ケイ酸および固相へ析出したケイ酸が増加しており、他の条件においても同様だった。また、表 1 に各条件における初期析出速度と固相の比表面積から得られた見かけの析出速度定数を示す。見かけの析出速度定数は Mg イオン濃度が同じである場合には温度が高いほど大きく、同じ温度では Mg イオン濃度が高いほど大きくなった。これらより、Mg イオンが共存する処分環境において、地温勾配に伴い 313 K 程度まで温度が上昇する場合にも、過飽和ケイ酸の析出による流路の狭隘化ならびに核種の移行抑制が期待できることが示唆された。

参考文献

[1] Sasagawa et al., *J. of Nucl. Eng. Radiat. Sci.*, **3**, Paper No. 041010, 1-6 (2017).

[2] Ohmukai et al., *Proc. of WM2020*, paper No. 20261, 1-8 (2020).

謝辞：本研究の一部は、JSPS 科研費 JP 18H01910 および JP20K21159 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Masahide Izumiura¹, Taiji Chida¹, Tsugumi Seki¹ and Yuichi Niibori¹

¹Tohoku Univ.

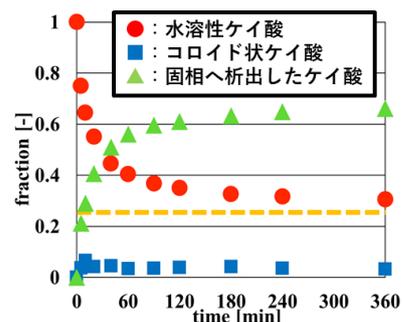


図 1 過飽和ケイ酸の析出挙動 (温度: 313 K, Mg: 14 mM, 固相添加量: 0.5 g)

表 1 Mg イオン共存下における見かけの析出速度定数[m/s]

		Mg濃度 [mM]		
		0	1.4	14
温度 [K]	288	1.68×10^{-10}	2.28×10^{-10}	3.49×10^{-10}
	298	2.93×10^{-10}	4.26×10^{-10}	5.23×10^{-10}
	313	4.74×10^{-10}	5.48×10^{-10}	6.02×10^{-10}

薄片状黒雲母への陽イオンの収着挙動に関する温度依存性

Temperature dependencies of sorption behavior of cations onto biotite flakes

*小林 凜太郎¹, 千田 太詩¹, 関 亜美¹, 新堀 雄一¹

¹東北大学

本研究では温度をパラメータとして、薄片状黒雲母を用いた Cs、Sr、Eu の収着実験を行い、温度依存性について検討した。その結果、いずれの陽イオンの場合も、温度の上昇とともに薄片状黒雲母内における見かけの拡散係数が増大した。

キーワード：地層処分、黒雲母、収着、陽イオン、温度依存性

1. 緒言 地層処分の天然バリアとして想定される花崗岩中の核種収着を支配する黒雲母については、これまで均一に粉碎した粉末試料によりその核種収着能が評価されてきた。しかし、黒雲母は実環境において薄片状で存在するため、現実的な核種移行評価には黒雲母薄片端部の収着に加えて薄片内部への拡散浸入を考慮する必要がある。既報では、黒雲母や白雲母、金雲母といった雲母鉱物へのユロピウム(Eu)の収着について検討した[1]。これに続いて本研究では地下深度による温度勾配が核種収着に及ぼす影響に着目した。そして、セシウム(Cs)やストロンチウム(Sr)を加えた陽イオンの薄片状黒雲母への収着における温度依存性を調べた。

2. 実験 収着実験は、Eu、Cs あるいは Sr を含む溶液 30 ml に約 5 mm 四方の薄片状黒雲母を 3.0 g 添加し、7 日間に亘り振とうさせた。溶液は Eu(NO₃)₃、CsCl あるいは SrCl₂ (いずれも安定同位体) を使用し、初期濃度 0.5 mM に調整した。pH は 3、5、8、振とう時の温度条件は 288、300、313 K とした。振とう開始後、所定時間毎に計 7 回のサンプリングを行い、サンプリング溶液を 0.45 μm フィルターに通した後、ICP-OES を用いて各元素の濃度測定を行った。また、収着実験後には TOF-SIMS を用いて薄片状黒雲母内の元素分布を測定した。

3. 結果・考察 収着実験結果の一例として、pH 3 および 8 における薄片状黒雲母への Eu の収着挙動を図 1 および図 2 に示す。縦軸は、各濃度を初期濃度で除した値であり、横軸は振とう時間を示している。いずれの陽イオンの場合も、従来の粉末試料では数時間で収着が平衡に達するのに対し、薄片内部への拡散浸入を示唆する緩やかな収着量の増加が収着実験期間に亘り確認された。また、液相中の陽イオン濃度減少に関して温度依存性が見られた。これらの収着実験結果を基

に、溶液の濃度変化と2次元の拡散モデルを連結させて算出した薄片状黒雲母内の見かけの拡散係数は、温度上昇に伴い大きくなることが明らかになった。一方で、これらの値は深成岩中の拡散係数 $9.0 \times 10^{-13} \text{ m}^2/\text{s}$ [3]と同程度か小さく、マトリクス内における薄片状黒雲母への核種収着が薄片内の拡散に律速される可能性がある。

参考文献

[1] Ishijima et al., Proc. of WM2019, Paper No. 19116, 1-9 (2019).

[2] Kobayashi et al., Proc. of IYNC2022, Paper No. 441, 1-4 (2022).

[3] 原子力発電環境整備機構：包括的技術報告、NUMO-TR-20-03 (2021).

謝辞：本研究は、JSPS 科研費 JP21K18916 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Rintaro Kobayashi¹, Taiji Chida¹, Tsugumi Seki¹ and Yuichi Niibori¹

¹Tohoku Univ.

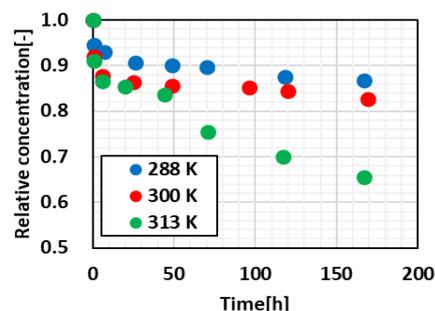


図 1 pH 3 における Eu 収着挙動[2]

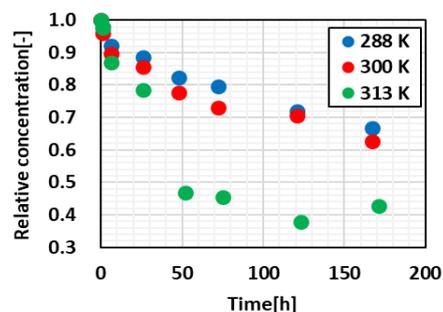


図 2 pH 8 における Eu 収着挙動

放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究 (15)阿武隈川の川砂利で作製したモルタルへの実汚染条件での Cs と Sr の見かけの 拡散係数

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of
Distribution of Radionuclides

(15) Apparent diffusion coefficients of Cs and Sr in the mortar and concrete made of river gravel from the
Abukuma River under the condition of real contamination

*山田 一夫¹, 村中 徳生², 檜森 恵大², 洞 秀幸³, 富田 さゆり³, 栗飯原 はるか⁴, 東條 安
匡², 細川 佳史⁵, 五十嵐 豪⁶, 丸山 一平⁷, 渋谷 和俊³

¹国環研, ²北大, ³太平洋コンサルタント, ⁴JAEA, ⁵太平洋セメント, ⁶名大, ⁷東大

Cs は川砂利と炭酸化ペーストへの吸着, Sr は Ca と置換・固定により浸透が遅延する。実汚染過程の再現では、非炭酸化飽水モルタルへの単純塩化物溶液からの浸透と比べ、Cs 浸透は遅延し、Sr 浸透は促進した。

キーワード：見かけの拡散係数、Cs、Sr、乾燥炭酸化、海水

1. 緒言 福島第一原子力発電所(1F)の廃炉では膨大な量の構造物コンクリートの処理・処分が必要で、その汚染深さと汚染濃度の情報が役立つ。筆者らは ¹³⁷Cs と ⁹⁰Sr に着目し、タービンピット地下など汚染水と接触したコンクリートへの浸透を検討してきた¹⁾。コンクリートへのイオン浸透を吸着を伴う空隙中の拡散現象と考え、現実の汚染状況を考慮した浸透実験を行い、単純化された実験と比較し、実際の汚染状況を推定する。

2. 考慮した要因と実験条件

2-1. 吸着 Cs はセメント水和物と相互作用しないが、Sr は Ca と置換固溶する。Cs, Sr とともに Ca 溶脱と炭酸化したセメントペーストに、Cs はある種の鉱物に、それぞれイオン交換により吸着する。そこで骨材として Cs 吸着能がない石灰石(LS)と Cs 吸着能がある 1F で使用された阿武隈川の川砂利粉の砕物(AG)、モルタルの状態として炭酸化の有無(健全、炭酸化)を考慮した。また、このイオン交換は競合イオンにより阻害される。現実の汚染は津波により 1 日海水に晒され、その後、海水に炉心の冷却水が加わった汚染水(初期汚染水)が作用し、海水中には Cs と Sr と競争吸着するイオンが存在するので、浸漬溶液もこの汚染を再現した。

2-2. 移動経路 拡散速度の評価には飽水状態で実験するが、現実には乾燥状態から水の移流を伴っている。そこで、試料は飽水状態もしくは 40°C60%RH の乾燥状態からの浸透とした。

2-3. 評価 事故直後の汚染水中の Cs 濃度は 3.5μM, Sr 濃度は 71μM と低濃度であるため、浸漬溶液に ¹³⁷Cs もしくは ⁹⁰Sr を添加し、約 1 年浸漬した後の試料の浸透断面をイメージングプレートに暴露し、濃度既知のセメントペーストと比較することで、濃度分布を測定し、画像解析により定量的浸透プロファイルを得た。

3. 結果 浸透プロファイルをフィックの拡散方程式にフィッティングして得た見かけの拡散係数 Da を表 1 に示す。LS 健全・飽水での Cs の Da は 3×10^{-12} m²/s であり、Cs 吸着能がない

表 1 見かけの拡散係数(Da)の評価結果一覧

試料	溶液	Da(10 ⁻¹³ m ² /s)
石灰石-健全・飽水	単純塩化物(10 ⁻⁷ ~10 ⁻¹ M)	Cs - 30, Sr - 0.1
川砂利-健全・飽水	単純塩化物(Cs=3.5μM, Sr=71μM)	Cs - 1.0, Sr - 0.3
川砂利-乾燥炭酸化	海水 1 日+初期汚染水 ¹⁾	Cs - 1.9, Sr - 1.5
川砂利-健全・飽水	単純塩化物(10 ⁻¹ M, EPMA 測定)	Cs - 28, Sr - 3.5

ため濃度依存性もなかった。骨材を AG とすると 1×10^{-13} m²/s となり、乾燥炭酸化・履歴再現でも 2×10^{-13} m²/s であった。Sr は LS 健全・飽水では 1×10^{-14} m²/s, AG 健全・飽水では 3×10^{-14} m²/s と Cs よりも 1 桁小さかったが、乾燥炭酸化・履歴再現(海水 1 日+初期汚染水)では 2×10^{-13} m²/s と Cs と同程度となった。0.1 M のより高濃度の溶液では AG であっても Cs の Da は 1 桁増加し、実汚染の考慮が重要であることが示された。

参考文献 [1] K. Yamada, et al., J. Adv. Concr. Tech, 19, 756-770, 2021

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 JPJA20P12345678 の助成を受けた。

*Kazuo Yamada¹, Norio Muranaka², Keita Himori², Hideyuki Hokora³, Sayuri Tomita³, Haruka Aihara⁴, Yasumasa Tojo², Yoshifumi Hosokawa³, Go Igarashi⁶, Ippei Maruyama⁷

¹NIES, ²Hokkaido Univ., ³Taiheiyo Consultant, ⁴JAEA, ⁵Taiheiyo Cement, ⁶Nagoya Univ., ⁷UTokyo

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

[3G09-13] Waste

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 2:45 PM - 4:10 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[3G09] Mortar filling solidification of aluminum metal contained in low-level radioactive waste

*Hideaki Nishiura¹, Mitsunori Hanabata¹, Masashi Kitamura¹, Masatsugu Kato¹, Mitsuru Iwasaki², Mitsushi Motoyama³ (1. The Kansai Electric Power Co., Inc., 2. Tohoku Electric Power Co., Inc., 3. JGC HOLDINGS CORPORATION)

2:45 PM - 3:00 PM

[3G10] Mortar filling solidification of aluminum metal contained in low-level radioactive waste

*mitsushi motoyama¹, mitsunori hanabata², masatsugu kato², mitsuru iwasaki³ (1. JGC, 2. KEPCO, 3. Tohoku-EPCO)

3:00 PM - 3:15 PM

[3G11] Development of a New Theoretical Scaling Factor Method for Estimation of Fuel Debris Difficult-to-Analyze Nuclide Inventory

*Masahiro Sakamoto^{1,2}, Keisuke Okumura¹, Junichi Kaneko^{2,1}, Masato Mizokami³, Shinya Mizokami³ (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM

[3G12] The Effect of Structural Interaction of Radionuclides and Sodium Alkalinized Metakaolin-Based Geopolymer on Leakage from Host Matrix

*ANIL CAN YILDIRIM¹, KANAKO TODA¹, TAKUMI SAITO¹ (1. University of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[3G13] In-situ measurement of density distribution of buffer material swelling process using X-ray Computed Tomography

*Norihisa OSAWA¹, Tomoko ISHII^{1,2}, Kenji ISHII³, Daisuke HAYASHI⁴, Yuichi NIIBORI² (1. Taiheiyō Consultant, 2. Tohoku Univ., 3. KAJIMA, 4. RWMC)

3:45 PM - 4:00 PM

低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウム物品のモルタル充填固化

(1)アルミニウム物品の課題と対策全般

Mortar filling solidification of aluminum metal contained in low-level radioactive waste

(1)Issues and countermeasures for aluminum products in general

*西浦 英明¹, 花畑 満典¹, 北村 正志¹, 加藤 真嗣¹, 岩崎 満², 本山 光志³

¹関西電力株式会社, ²東北電力株式会社, ³日揮株式会社

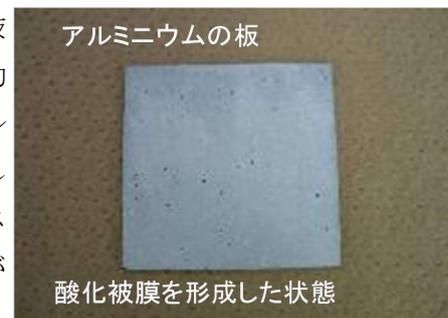
キーワード: 低レベル放射性廃棄物、固体状廃棄物、アルミニウム、充填固化、モルタル、埋設処分

1. 緒言

原子力発電所（以下、発電所）で発生する低レベル放射性廃棄物を充填固化体として埋設処分する場合、アルミニウム物品とモルタルの化学反応により水素ガスが発生することから、現在は充填固化の対象から大半のアルミニウム物品を除いている^[1]。固体状廃棄物中にはアルミニウム物品が多く含まれており、取り除いたアルミニウム物品が発電所内に年々溜まりつつあるため、アルミニウム物品の処理拡大が電力会社共通の課題となっている。本報告では、アルミニウム物品が含まれる固体状廃棄物をモルタルで充填固化する際のガス発生に対して、廃棄体の保管、埋設処分上の課題と影響度の見通し、これに対する検討中の対策と見通しの概要について報告する。

2. 検討中の対策

アルミニウム物品は、セメント硬化体中の自由水であるアルカリ溶液との接触により水素ガスが発生し、徐々に酸化被膜を形成して、最終的にはほぼ水素ガスが発生しない状態となる。埋設施設に処分されるアルミニウム物品は、この状態を想定して水素ガス発生による影響を評価している^[2]。一方、発電所内での固化体製作時に長期間にわたり水素ガスが発生することは、充填固化体の製作工程などに影響を与える可能性があるため、対策が必要である。



これまでの検討で、有効と考えられる対策を下表に示す。現時点では、基礎的な試験を実施している段階であり、今後は、実際の運用を考慮し検討を進める予定である。

	検討中の対策	検討結果	備考
1	通常モルタルの代わりに低アルカリ性となる固型化材料を使用する方法。現時点では一旦小型サイズの固化体を製作し、これを充填固化することが有力である。	市販されているセメント系の固型化材料を用いることで、水素ガスがほとんど発生しないように固化できることが分かった。	本シリーズ発表(2)で報告する
2	アルミニウム物品の表面に塗料を塗布する方法。塗料はスプレーなどで塗布することが考えられている。	塗料を塗布すると、長期的に塗料が溶解する過程を考慮しても、水素ガスはほとんど発生しないことを確認している。	本シリーズ発表(2)で報告する
3	アルミニウム物品を希薄なアルカリの溶液に浸漬し、事前に酸化被膜を形成させる方法。	比較的短時間で酸化被膜が形成され、水素ガスはほとんど発生しなくなることを確認している。	今後更に詳細な検討を行う計画である。

参考文献

[1]北海道電力(株)他, 「充填固化体の標準的な製作方法」改訂9版 令和元年10月発行

[2]日本原燃(株), 「廃棄物埋設事業許可申請書」一部補正 2020年1月20日

*Hideaki Nishiura¹, Mitsunori Hanabata¹, Masashi Kitamura¹, Masatsugu Kato¹, Mitsuru Iwasaki² and Mitsushi Motoyama³

¹The Kansai Electric Power Co., Inc., ²Tohoku Electric Power Co., Inc., ³JGC Co.

低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウム物品のモルタル充填固化 (2)現在検討中のアルミニウム対策

Mortar filling solidification of aluminum metal contained in low-level radioactive waste

(2) Countermeasures currently under consideration (low-alkaline solidification materials, application of paint)

*本山 光志¹, 花畑 満典², 加藤 真嗣², 岩崎 満³

¹日揮株式会社, ²関西電力株式会社, ³東北電力株式会社

キーワード: 低レベル放射性廃棄物、固体状廃棄物、アルミニウム、充填固化、モルタル、埋設処分

1. 緒言

本シリーズ発表(1)において、現在検討中のアルミニウム対策の中で、1)通常モルタルの代わりに低アルカリ性となる固型化材料を使用する方法、及び 2)アルミニウム物品の表面に塗料の塗布を行う方法についての検討状況を報告する。前者は、アルミニウム物品を収納した小型の容器内で低アルカリ性となるセメント系の固型化材料で固化し、これをモルタル充填固化する方法である。後者は、アルミニウム物品のアルミニウムの表面に塗料をスプレーなどで塗布してから、モルタル充填固化する方法である。この対策を行うことにより、発電所での保管時に容器内に水素ガスが有意な濃度で蓄積しないこと、埋設処分時に処分上のバリア機能に有意な影響を与えないことの観点から試験及び検討を実施している。

2. 低アルカリ性となる固化剤を使用する方法

通常モルタル充填固化の場合、混練時の水及び硬化後のセメント硬化体中の水の pH は 12~13 程度となるが、市販の低アルカリ性となる固化剤を使用し、弱酸性の混練水を用いると、混練時の水の pH は 7~8、硬化後の固化体中の水（固化体の粉砕物と純水を 1:1 で混合して測定）の pH は 9~9.5 となった。また、混練後 2 日間以上経過すると硬化した。これにより、アルミニウム物品を固化しても、これから発生する水素ガスの発生速度は $0.005\text{ml/cm}^2/\text{y}$ より小さくなることを確認した。



低アルカリ性となる固化剤で
固化した試験体

3. アルミニウム物品の表面に塗料の塗布を行う方法

アルミニウム物品に市販されているスプレー式の塗料（水性又は油性）を塗布することで、これを pH12.5 程度のアルカリ溶液に浸漬しても水素ガスはほぼ発生しないことを確認した。ただし、この溶液中への塗料の溶解速度を測定すると、埋設施設の評価期間^[1]では有意な溶解性を示すことが分かった。このため、加速試験として、塗料の溶解を促進するため、上記のアルカリ溶液中で有機溶剤を添加しつつ、水素ガス発生速度を測定した結果、速度の増加が観測されなかった。これは、塗料の溶解に伴い、徐々に酸化被膜が形成されているためと考えている。



有機溶剤で溶解を促進した塗料を塗布した試験体

参考文献

[1]日本原燃㈱, 「廃棄物埋設事業許可申請書」一部補正 2020年1月20日

*Mitsushi Motoyama¹, Mitsunori Hanabata², Masatsugu Kato² and Mitsuru Iwasaki³

¹JGC Co., ²The Kansai Electric Power Co., Inc., ³Tohoku Electric Power Co., Inc.

燃料デブリ難分析核種インベントリ評価に向けた理論的スケーリングファクタ法の開発

Development of a New Theoretical Scaling Factor Method for Estimation of Fuel Debris Difficult-to-Analyze Nuclide Inventory

*坂本 雅洋^{1,2}, 奥村 啓介¹, 金子 純一^{2,1}, 溝上 暢人³, 溝上 伸也³

¹JAEA, ²北大, ³東電 HD

東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリ難分析核種インベントリ評価に向けて、理論計算と限られた分析データを組み合わせた新しい理論的スケーリングファクタ法を開発した。この手法では難分析核種インベントリの最確値に加え、上限値と下限値を与える詳細な評価が可能である。

キーワード: 福島第一原子力発電所、燃料デブリ、理論的スケーリングファクタ法、3次元核種インベントリ計算

1. はじめに 一般的な放射性廃棄物等の核種インベントリ評価では、放射線計測を含めた試料分析に基づく手法が多く採用されている[1]。東京電力福島第一原子力発電所（1F）においても燃料デブリ性状把握や廃棄物管理、将来の処理・処分検討などのために難分析核種を含む 38 核種を大熊分析・研究センター第 2 棟で分析することが計画されている[2]。1F 廃炉において分析結果の蓄積は必須であるが、多様かつ膨大なデブリ廃棄物を相手に考えると従来のインベントリ評価法では多大な時間と費用を要するという課題がある。特に難分析核種についてはより対応が困難なことが予想される。この課題を解決するために、理論計算と限られた分析データを組み合わせた新しい評価手法（理論的スケーリングファクタ（SF）法）を開発した。これにより核種インベントリ評価の合理化・効率化が期待できる。

2. 評価手法 理論的 SF 法によるインベントリ評価の流れを図 1 に示す。1F 全炉心 3 次元核種インベントリデータ[3]から難分析核種と分析が比較的容易な核種（Key 核種）の理論的 SF を導出する。理論的 SF は核種生成経路や生成過程での影響因子などを考慮した理論計算に基づく相関式である。これにより、限られた Key 核種の分析データから難分析核種インベントリを容易に評価できる。この評価手法の特長は、最確値に加え、上限値と下限値を与える詳細な評価が可能である点である。

3. まとめ 1F で今後取得される燃料デブリの難分析核種の分析結果と評価値を比較することで開発手法の検証が可能である。今回、代表的な難分析核種の 1 つである ¹³⁵Cs を対象に、事故時の揮発、混合、場所等の影響を受けない理論的 SF（Key 核種：¹³⁷Cs）を開発した。発表では、評価手法の詳細とオフサイトでの分析値等を用いた検証結果について報告する。

①: 実機条件を反映した全炉心 3 次元核種インベントリ計算



Processing Program

②: インベントリ計算結果に基づく理論的スケーリングファクタ(SF)開発

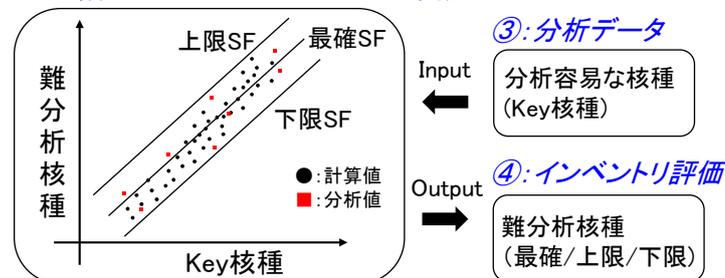


図 1 理論的 SF 法による核種インベントリ評価の流れ。

参考文献 [1] 石川他, 地層処分の安全評価の観点からのガラス固化体中の核種インベントリ評価の信頼性向上の取り組み, 日本原子力学会和文論文誌 Vol.8, No.4(2009). [2] JAEA, JAEA-Review 2020-004, [3] 坂本他, 東京電力福島第一原子力発電所の全炉心 3 次元核種インベントリ計算, 日本原子力学会 2021 年春の年会(3B01, 3B02).

*Masahiro Sakamoto^{1,2}, Keisuke Okumura¹, Junichi Kaneko^{2,1}, Masato Mizokami³ and Shinya Mizokami³

¹JAEA, ²Hokkaido Univ., ³TEPCO HD

The Effect of Structural Interaction of Radionuclides and Sodium Alkalinized Metakaolin-Based Geopolymer

*Anil Can YILDIRIM¹, Kanako TODA¹, Takumi SAITO¹

¹The University of Tokyo

Geopolymer (GP) is a group of newly derived inorganic barrier materials for the stabilization of radioactive wastes. In this study, the leaching behaviors of different metal ions from the sodium alkalinized metakaolin based geopolymer (Na-MKGP) have been studied under different aquatic conditions, and the results are discussed through the structural participation of metal ions in the Na-MKGP matrix.

Keywords: Metakaolin, Geopolymer, Leaching, Seawater, Metal Ions

1. Introduction

Geopolymers (GP) consisting of networks of inorganic chains take attention at the nuclear industry by their superior properties on metal ion immobilization [1]. Therefore, leaching studies also become an interest of study, where cumulative leaching and leaching fractions of radionuclides are investigated and compared with other binder materials such as cement. However, effects of the metal ions to the structures of GPs and their relation to leaching remain unclear. Therefore, in this study, the leaching of various ions from Na-MKGP are studied as a function of time and aqueous phase conditions and leaching behaviors discussed in terms of the structural changes of Na-MKGP.

2. Experimental

To create the metal bearing Na-MKGP specimens, firstly alkaline solutions were created by mixing adequate amounts of NaOH, Sodium Silicate (*Kishida Chem.*) together with for 2 to 3 hours. Later, measured amounts of metakaolin (*Imerys, Agrical M1000*) were added to the alkaline solutions, which were mixed sufficiently for 10 minutes by hand. After that, 10 gr of viscous GP were transferred to plastic flasks by weighting, then quickly aqueous metal ion solutions were added individually and mixed another 10 min to provide homogeneity. Followingly, ion bearing GPs were moved to the PFA molds and cured under humidified environment for a week. Finally, the specimens were put into distilled water system (DWS), artificial ground water system (GWS) and sea water system (SWS) to conduct the leaching experiment through the IAEA standard [2]. Liquid samples have been taken for a month period and measured with an inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS, Agilent 7500cx) or ion chromatography (930 IC Flex, Metrohm), while characterizations of the solid specimens have been conducted through Fourier transformed infrared spectroscopy (Model 6600, Jasco) and X-Ray diffraction (XRD, SmartLab, Rigaku).

3. Conclusion

The obtained results pointed out the different leaching reactions take place for each metal ion. For instance, the leaching of Cs⁺ was direct cation exchange where either structurally entrapped or used Cs⁺ (to neutralize AlO₄⁻ tetrahedra) replaced with the cations at the SWS. Apart of the Cs⁺, high pH of the GP together with carbonate, influenced UO₂²⁺ speciation that dissolved and leached out as a function of time at the DWS more than SWS. Furthermore, although the GP was originally loaded with I⁻, IO₃⁻ leaching was observed instead of the I⁻, suggesting the oxidation of I⁻ during the geopolymerization process. In the presentation, we will discuss how structural changes of the GPs induced by the ion uptake affect the leaching itself.

References

- [1] Tatranský, P.; Pražská, M.; Harvan, D. Solidification of Spent Ion Exchange Resins into the SIAL® Matrix at the Dukovany NPP, Czech Republic. 2013.
- [2] E.D. Hespe, Leach testing of immobilized radioactive waste solids, *At. Energy Rev.* 9 (1971) 195–207.

X線 CT を用いた in-situ での緩衝材膨潤過程の密度分布測定

In-situ measurement of density distribution of buffer material swelling process
using X-ray Computed Tomography

*大澤 紀久¹, 石井 智子^{1,2}, 石井 健嗣³, 林 大介⁴, 新堀 雄一²

¹太平洋コンサルタント, ²東北大学, ³鹿島建設, ⁴原環センター

高レベル放射性廃棄物の地層処分において人工バリアとして想定されている緩衝材が、地下水の浸潤により膨潤して隙間を閉塞する過程、および閉塞後に緩衝材密度が均質化に向かう過程を模擬した室内試験を実施した。X線 CT を用いて、in-situ かつ非破壊で緩衝材の密度を算出し、その過程を追跡した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物, 緩衝材, X線 CT, 密度, 経時変化

1. 緒言 標記の緩衝材の定置方法として縦置きブロック方式を採用する場合、施工時には処分孔壁と緩衝材の間に隙間を設けることとなるが^[1]、その後の緩衝材の浸潤・膨潤に伴う自己シール性能によって隙間は閉塞されることが期待されている。他方、閉塞後、緩衝材密度は均質化に向かうと考えられているが、最終的な密度は均一にはならない可能性も懸念されている^[2]。これまでの室内試験では供試体解体後に密度分布を測定することが多く、その間の経時的な密度分布の変遷情報は少なく、供試体解体時の擾乱の影響もあり定量精度には不確実性が含まれる。本研究は、X線 CT によって緩衝材の膨潤過程を in-situ で経時的に測定することで、膨潤挙動を精緻に把握し、解析的な予測の検証にも反映できるデータの取得を目的とした。

2. 試験方法 供試体にはベントナイト（クニゲル V1）にケイ砂を 30 wt.%混合したものをを用い、X線が透過するプラスチック製シリンジ内に供試体を充填し、上部に隙間を設けた。隙間の幅、乾燥密度、供試体厚さ等をパラメータとして、シリンジ上部から浸潤液を注水し、注水後から 1 年までの任意の時間に X線 CT 装置（島津製作所製、inspeXio SMX-225CTS）を用いて密度分布を測定した。

3. 結果 試験と同じシリンジに既知の乾燥密度のベントナイトを充填して CT 値と乾燥密度の検量線を作成した。この検量線を用いて試料の CT 値からベントナイトの乾燥密度を算出し、密度分布のコンター図を作成した。混合したケイ砂はベントナイトよりも密度が高く、試料中に点在する状態でコンター図に表現できたため、これを膨潤の進行を示す指標とした。図 1 に隙間幅 5 mm、供試体厚さ 20 mm、乾燥密度 1.9 Mg/m³、飽和度 64%の試料にイオン交換水を注水した場合の密度分布の経時変化を示す。図 1 より、隙間部分にベントナイトが膨潤し、それに伴いケイ砂も移動していることがわかる。注水後 8 時間で膨潤は隙間の上部に到達し、注水後 48 時間までの間に元の隙間部分の密度の上昇とケイ砂の分布状態の変化が観察できた。注水後 28 日以降では密度分布に顕著な変化はなく、隙間部分の密度は低いままであったことから、密度分布は再冠水過程の早期に収束に近い状態に至る可能性が示唆された。

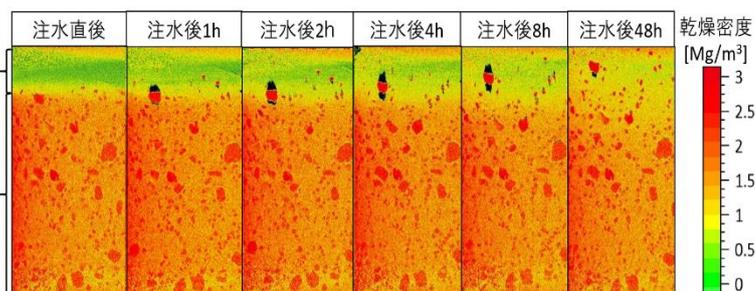


図 1 X線 CT による試料の膨潤過程における密度分布の経時変化

謝辞 本研究は、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「令和 3 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 (JPJ007597) (ニアフィールドシステム評価確証技術開発)」の成果の一部を含むものである。

参考文献 [1] 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現、2021 年
[2] 日本原子力研究開発機構、原子力環境整備促進・資金管理センター、令和 3 年度 高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 ニアフィールドシステム評価確証技術開発報告書、2022 年

*Norihisa OSAWA¹, Tomoko ISHII^{1,2}, Kenji ISHII³, Daisuke HAYASHI⁴, Yuichi NIIBORI²

¹Taiheiyo Consultant Co., Ltd., ²Tohoku Univ., ³Kajima Corp., ⁴Radioactive Waste Management Funding and Research Center

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

[3I01-04] Nuclide Adsorption and Separation 1

Chair: Masashi Murakami (JAEA)

Wed. Mar 15, 2023 10:00 AM - 11:05 AM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[3I01] Study of penetration and leaching behavior for Cs-contaminated concrete

*Kosuke Kondo¹, Isamu Sato¹, Kuniyoshi Nakajima² (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3I02] Adsorption behavior of aerosols derived from cesium compounds on epoxy resin

*Daiki Fujino¹, Haruaki Matsuura¹, Isamu Sato¹ (1. TCU)

10:15 AM - 10:30 AM

[3I03] Investigation of local structure and chemical state of lanthanide-NTA amide complex using XAFS and multiple scattering calculations

*Kazuki Minowa¹, Sou Watanabe², Yasutoshi Ban², Masahiko Nakase³, Shinta Watanabe³, Haruaki Matsuura¹ (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA, 3. Tokyo Tech.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3I04] Decontamination of alkali chloride baths containing nuclear materials by precipitation

*Yuri Yamamoto¹, Youko Takahatake², Sou Watanabe², Masayuki Watanabe², Haruaki Matsuura¹ (1. TCU, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

Cs 汚染コンクリートに対する浸透・溶出挙動の研究 -乾湿サイクルによるモルタル構造の変化の分析-

Study of penetration and leaching behavior for Cs-contaminated concrete

-Analysis of Changes in Mortar Structure Caused by Dry-Wet Cycles-

*近藤 幸祐¹, 佐藤 勇¹, 中島 邦久²

¹ 東京都市大学, ² 日本原子力研究開発機構

抄録 湿潤・乾燥といった環境変化にさらされたコンクリートを模擬した Cs の浸透・溶出実験では、乾湿サイクルの回数や水分状態によって異なった挙動が見られた。そこで本研究では、乾湿サイクルの回数や水分状態を変えたコンクリートの構造を物理的または化学的に観察し、構造変化に関する詳細を検討する。

キーワード: コンクリート, Cs, 浸透, 溶出, 原子吸光度分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所 (1F) の解体において、コンクリートに対する Cs の線源分布評価、解体廃棄物の放射能性状評価等をし、放射能の強さに応じて安全かつ合理的に処理・処分・管理することは重要である。環境中にある汚染されたコンクリートは、気候の変化にさらされ、乾燥・湿潤が長期に渡って繰り返される可能性がある。その結果、コンクリートへの浸透、コンクリートからの溶出のメカニズムが複雑になると考えられる。そこで本研究では、乾燥・湿潤といった環境変化 (乾湿サイクル) にさらされた汚染コンクリートにおける Cs の浸透・溶出挙動がより複雑化する可能性を、乾湿サイクルを経たコンクリート中の Cs の動態を評価することで検討した。

2. 実験方法

モルタル試料は当大学・都市工学科・栗原研究室にて作製した (普通ポルトランドセメント、W/C=0.37、サイズ: 15mm × 15mm × 15mm)。浸透を 1 面にするため試料の 6 面中 5 面にアクリル樹脂を塗布した。Cs の浸透溶液 (15ml) は 10^{-2} M に調整した CsOH 水溶液を使用した。CsOH は軽水炉のシビアアクシデント時に放出される主要 Cs 化学種の 1 つである。その後、試料中の含水状態を変化させて浸透・溶出実験を行なった (表 1)。過去に実施した実験では、乾燥環境が 25°C であり試料内の乾燥が不十分であった。そこで本実験では、試料を絶乾させるために 110°C の乾燥機を用いた。浸透は 24 時間ごとに合計 15 日間、0.5ml ずつ溶液を分取した。溶出実験では、24 時間ごとに合計 15 日間、溶液すべてを回収し、新たな蒸留水と取り替えた。また、浸透・溶出実験後、試料は研磨紙 (粒度: #60) を用いて表面深さごとに 0.5mm × 4 回削り粉体を回収した。実験後、回収した溶液に対して原子吸光度分析を、粉末試料に対して中性子放射化分析を行い、モルタルに対する Cs の浸透・溶出挙動の評価を行なった。

表 1 浸透・溶出実験のパターン

浸透 (P1)	乾
浸透 (P2)	湿
浸透 (P3)	乾 → 湿 → 乾
浸透 (P4)	乾 → 湿 → 乾 → 湿 → 乾
溶出 (L1)	乾
溶出 (L2)	湿
溶出 (L3)	乾 → 湿 → 乾
溶出 (L4)	乾 → 湿 → 乾 → 湿 → 乾

湿:モルタルを2時間、室温 (25°C) 環境で蒸留水に湿透させる
乾:モルタルを2時間、110°Cの乾燥機で乾燥させる

実験で

3. 結果・考察

図 1 に浸透実験で採取した溶液の Cs 濃度を原子吸光度分析した結果を示す。凡例の d の後の数字は試料の乾燥回数、w の後の数字は湿潤回数である。これより本実験で用いたモルタル形状に対して、10 日を経過したあたりから Cs の浸透量が少なくなっていくこと、湿潤しているモルタルは乾燥しているモルタルよりも Cs の浸透が促進される可能性が考えられる。本発表では、中性子放射化分析から得られた結果などと併せて、浸透・溶出挙動が複雑になる可能性を示す。

参考文献

[1] Kazuo Yamada, et al., 2021, "Experimental Study Investigating the Effects of Concrete Conditions on the Penetration Behaviors of Cs and Sr at Low Concentration Ranges", Journal of Advanced Concrete Technology, Vol.19, pp. 756-770.

*Kosuke Kondo¹, Isamu Sato¹ and Kunihisa Nakajima²

¹Tokyo City Univ., ²Japan Atomic Energy Agency.

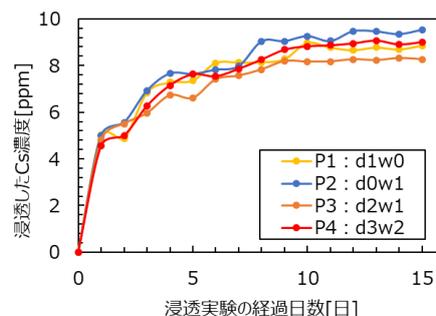


図 1 原子吸光度分析から得られた浸透挙動

セシウム化合物由来のエアロゾルによるエポキシ樹脂への吸着挙動

Adsorption behavior of aerosols derived from cesium compounds on epoxy resin

*藤野 大生¹, 松浦 治明¹, 佐藤 勇¹

¹ 東京都市大

エポキシ樹脂への Cs 含有エアロゾル吸着挙動を解明するための前段階として、湿度毎での CsI エアロゾルの性状変化を観察した。具体的に、SEM により各湿度における粒子の微細構造を捉え、その際の Cs 濃度を原子吸光分析で定量した。その結果、エアロゾル発生源からの距離に応じた粒子分布や、高湿度において凝集する粒子の性状変化等を確認した。今後は、今回得られた性状の結果を基に、エポキシ樹脂との相互作用について調査していく。

キーワード：エポキシ樹脂，エアロゾル，ヨウ化セシウム，走査電子顕微鏡，原子吸光分析

1. 緒言

東電福島第一原子力発電所の廃止措置において、それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理するためには、解体前後に原子炉の各種構造材に付着あるいは浸漬した放射性物質の性状や分布を正確に把握し、それに応じた適切な処理・処分を施す必要がある。核分裂生成物は、一次冷却系等の高温部から格納容器に到達するまでに様々な形態を取り、そのうちの形態がエアロゾルとされる。本研究では、原子炉構造材の中でコンクリート塗料、ケーブル被覆管、接着剤などの多様な用途に用いられていると考えられるエポキシ樹脂を除染すべき対象物に選定し、調査対象を CsI 由来のエアロゾルに絞り、その生成実験を展開した。具体的には、エアロゾル化させた CsI をエポキシ樹脂へ吹きかけ、その表面を走査電子顕微鏡(SEM)により観察し、原子吸光分析により Cs 濃度を把握した。

2. 実験方法

エアロゾル発生装置は、CsI 試薬及びエポキシ樹脂試料を設置する為の石英管と、CsI 試薬を加熱しエアロゾルを発生させる為の管状電気炉、石英管内の湿度を調整する事が可能な湿分導入装置、石英管内に一定の流量をもたせ、エアロゾルを飛散させる為の Ar ガスボンベによって構成される装置体系となっている。使用したエポキシ樹脂は、二液型土木建築用エポキシ樹脂 E205 (コニシ株式会社)である。その主剤と硬化剤を質量比 3:1 で混合し、スクリュウ管瓶 2 cc により作製した型となる受け皿に流し込み固化させ、計 15 個作製した。今回の実験では湿度 0%,40%,80%の 3 通りの場合で、管状電気炉の熱源から 25,30,40,50,60 cm の 5 箇所にエポキシ樹脂試料を各々設置させた。条件として管状電気炉の到達温度 800 °C、昇温時間 5 min、Ar ガス流量 1 L/min、CsI 試薬約 1.0 g で 60 min 加熱し続けた。徐冷した後に試料を取り出し、計 15 個のエポキシ樹脂試料を各々 SEM 観察した。その後、各エポキシ樹脂試料を遠沈管内へ入れ、50 ml 蒸留水により希釈した溶液を原子吸光分析により分析し、エポキシ樹脂表面の Cs 濃度を求めた。

3. 結果・考察

SEM 観察により湿度 0,40,80%では、粒子の性状に違いが現れた。湿度 0%の場合では、箇所に関わらずエアロゾル粒子の形態は比較的安定した。この要因として、その組成を変化させる水蒸気が微量である事が考えられる。湿度 40%の場合では、加熱中心から次第にエアロゾル粒子が不定形へと変化する事を確認した。水蒸気の影響により、その化学性状が発生箇所とは異なっている可能性が示唆される。湿度 80%の場合では、他の湿度の場合と比較して、全体的にどの箇所においても粒径が大きく、10 μm を超える粒子に成長している箇所も存在した。この事から、多湿環境下と CsI が有する潮解性によるエアロゾル粒子の膨張などが考えられる。原子吸光分析の結果より、加熱中心からの距離における Cs 濃度分布は、約 30~40 cm 付近で最も高まる事を確認した。その際の Cs 重量は、湿度 0%では約 3 mg となり、湿度 40%,80%では、約 1.7 mg を示した。また、これは、石英管内部を流れる Ar ガス流量(1 L/min)に影響を受けていることが考えられる。しかしながら、湿度 40%の様に、他の湿度と比較して加熱中心に近い側で沈着が最大値を迎える結果も存在するため、より詳細な解析が必要である。

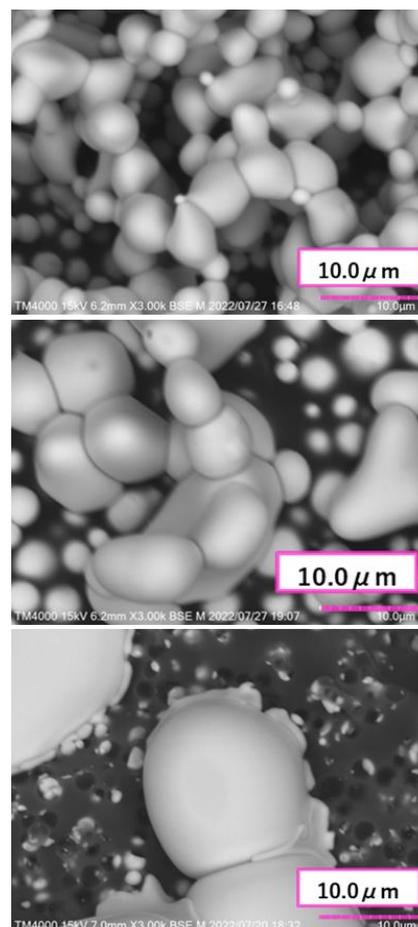


図 1. 各湿度におけるエアロゾル粒子の凝集(上段：0%，中段：40%，下段：80%) [加熱中心からの距離

*Daiki Fujino¹, Haruaki Matsuura¹ and Isamu Sato¹

¹Tokyo City Univ.

XAFS 及び多重散乱計算を用いた希土類と NTA アミドの錯体形成時における局所構造・化学状態の解明

Investigation of local structure and chemical state of lanthanide - NTA amide complex using XAFS and multiple scattering calculations

*箕輪 一希¹、渡部 創²、伴 康俊²、中瀬 正彦³、渡邊 真太³、松浦 治明¹

¹ 東京都市大学, ² 日本原子力研究開発機構, ³ 東京工業大学

抄録 MA 回収プロセスの最終工程である MA 相互分離プロセスで有効なアルキルジアミドアミン吸着材の吸着原理解明のために XAFS 測定、FEFF、FDMNES を用いて解析を行った。FEFF を用いたフィッティング解析より、酸濃度による錯体構造の違いはみられなかった。また、FDMNES による窒素の XANES スペクトルの解析を行った結果、スペクトル中に RE(ADAAM)(NO₃)₃ 錯体情報が観測されることが分かった。

キーワード: マイナーアクチノイド、ADAAM、高レベル放射性廃液、La、Nd、XAFS、FDMNES

1. 背景 高レベル放射性廃液には、核分裂生成物、希土類元素、マイナーアクチノイドが含まれる。これらをガラス固化体で地層処分することによる環境負荷の低減のため、溶媒または吸着材を用いてマイナーアクチノイドを他の核分裂生成物から分離することで地層処分の際の減容、弱毒化を行う試みがなされている[1][2]。本研究では特にマイナーアクチノイドである Am、Cm の相互分離に焦点を当てて研究を行った。

2. 目的 Am、Cm の模擬として、La、Nd を共存させた溶液を用い、アルキルジアミドアミン(ADAAM(EH,N(EH)))抽出剤を含浸した吸着材に吸着させ、それらの系における吸着率の硝酸濃度依存性とその吸着形態を、金属元素視点の FEFF による EXAFS 解析、窒素視点の FDMNES による XANES 解析を用いて相補的に解明し、吸着原理の解明を行う。

3. 実験方法 試液を 0.25 M ごとに 0.25 M~1.5 M の濃度範囲の硝酸で、La、Ce、Nd 共存下 15 mM(元素各 5 mM)になるように調製し、固液比 1:20 になるように遠沈管に入れ振とうし、遠心分離した後、固相と液相を分けた。固相に対しては SPring-8 BL22XU にて、Nd-K 吸収端の EXAFS 測定し、WinXAS3.0、FEFF800 を用いてフィッティング解析し、最近傍の原子間距離を得た。あいちシンクロトロン光センターBL1N2 にて N-K 吸収端の XANES 測定をし、FDMNES を用いて XANES スペクトルを計算した。液相に対しては誘導結合プラズマ発光分光装置(ICP-OES)を用いて吸着率を算出した。

4. 結果・考察 ICP 測定にて得られた希土類共存系における試料の吸着率の硝酸濃度依存性より、全ての希土類元素にて 0.75 M で吸着率が最大になる傾向があることが分かった。XAFS 構造関数のフィッティング解析結果より、ADAAM に対して、La のほうが Nd よりも遠くに配位することが分かった。Fig.1 に FDMNES による計算結果と XANES スペクトルを比較した図を示す。ADAAM 分子のカルボニルに挟まれた N を N1、挟まれていない N を N2、硝酸イオン中 N を N3 とする。これにより、XANES スペクトル中の 401 eV と 405 eV のプレエッジに RE(ADAAM)(NO₃)₃ 錯体情報が観測されることが分かった。また ADAAM に配位した希土類によるスペクトルの変化は 401 eV のプレエッジのみに表れることが分かった。以上のことから、La は Nd と比べて ADAAM から遠い位置に配位するが amide-N1 との相互作用は強いことが分かった。

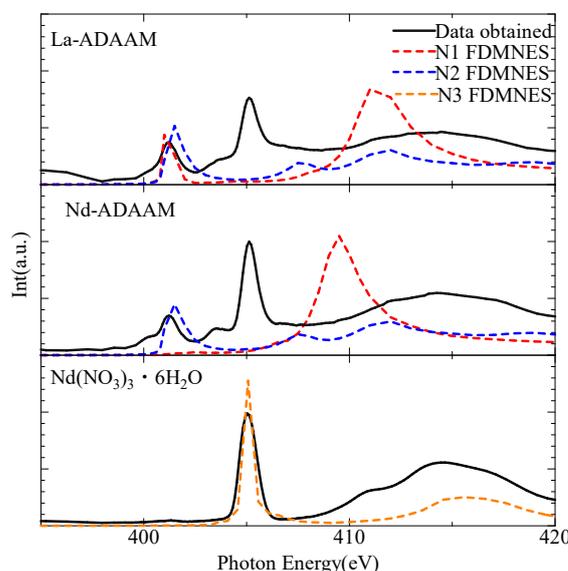


Fig.1 : N-K 端 XANES 測定結果ならびにスペクトル計算結果

謝辞

本研究は令和 4 年度日本原子力研究開発機構、東京工業大学、東京都市大学の共同研究による成果である。SPring-8 のデータは課題番号 2021A3713 放射性廃棄物処理に用いる材料の EXAFS による局所構造解析によって実施された。

参考文献

- [1] 岡田諒, 令和 2 年度修士論文
[2] S. Watanabe, et al., *Procedia Chemistry* **21**, 101-108 (2016)

*Kazuki Minowa¹, Sou Watanabe², Yasutoshi Ban², Masahiko Nakase³, Shinta Watanabe³ and Haruaki Matsuura¹

¹ Tokyo City Univ, ² Japan Atomic Energy Agency, ³ Tokyo Institute of Technology.

沈殿法による核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス -マンガンを用いた沈殿作製-

Decontamination of alkali chloride baths containing nuclear materials by precipitation

-Fabrication of precipitation using manganese-

*山本 由理¹, 高島 容子², 渡部 創², 渡部 雅之², 松浦 治明¹

東京都市大学¹, 日本原子力研究開発機構²

既往研究で用いた Ce よりウランへの模擬性が高いと考えた Mn で塩化物溶解液中での沈殿作製試験を、浴塩には LiCl-KCl 共晶塩と NaCl-2CsCl 塩、模擬物質として MnCl₂、沈殿剤として Li₂O を使用して実施した。解析より、マンガンと沈殿剤が反応を起こし、酸化物へ変化したことがわかった。

キーワード：乾式再処理, 核燃料模擬物質, Mn, 広域 X 線吸収微細構造, ICP 発光分光分析, X 線回折

1. 緒言

乾式再処理法において発生する試験廃塩は、未回収核燃料物質の残留、塩化物イオンによる機器、配管の腐食リスクなどがあるため、適切な処理が必要となる。これらの処理プロセス開発研究においては核燃料の代わりとなる模擬物質が用いられるが、先行研究^{[1][2]}で使われていた Ce は模擬物質として適切であるか議論がなされていたため、核燃料の一つである U の物性により近い Mn に着目し、先行研究と同様の試験を行った。

2. 実験

Ar 循環グローブボックス(GB)内で石英管に浴塩の LiCl-KCl 共晶塩又は NaCl-2CsCl 塩に対して MnCl₂ を 10 wt%、沈殿剤の Li₂O を Mn の物質質量に対し化学量論的に 50 %量さきみで 200 %まで添加し、GB 内の電気炉を用いて LiCl-KCl 浴を 700 °C、NaCl-2CsCl 浴を 800 °C で 4 時間半加熱し溶解させた。冷却後、固化させた試料を粉碎し窒化ホウ素と混合させ、80 mg と 120 mg に分け、高エネルギー加速器研究機構の BL-27B にて透過法による XAFS 測定を行った。また、芝浦工業大学で ICP 発光分光分析を行い、上澄み試料に含有する Mn の量から沈殿率を算出した。

3. 結果と考察

ICP 発光分光分析により算出した沈殿率とその測定条件を表 1 に示す。B100 における沈殿率は、両浴塩共に 8 割を超え、投入した Mn のほとんどが沈殿したことが分かった。そして LiCl-KCl 共晶浴中の方が、NaCl-2CsCl 浴より若干沈殿率の高い傾向にあることが判明した。XAFS 測定より作成した沈殿剤添加率 50 mol/%時の EXAFS 動径構造関数を図 1 に示す。沈殿は MnO の動径構造関数と似た形を示しており、沈殿作製によって MnCl₂ が Li₂O との反応により MnO に変化したからであると考察した。当日の発表では、X 線回折による結晶構造解析結果も報告する予定である。

謝辞

本研究は東京都市大学及び日本原子力研究開発機構との共同研究によって行われた成果の一部である。

参考文献

- [1] 伊部淳哉ら 2021 年日本原子力学会春の年会 2I08
[2] 三谷眞緒ら 2022 年日本原子力学会春の年会 2K10

*Yuri Yamamoto¹, Youko Takahatake², Sou Watanabe², Masayuki Watanabe² and Haruaki Matsuura¹

¹Tokyo City Univ., ²Japan Atomic Energy Agency.

表 1 各浴中で作製された沈殿の沈殿率

	沈殿剤添加量[mol/%]	沈殿率[%]
LiCl-KCl	50	77.9
	100	87.5
NaCl-2CsCl	50	71.8
	100	83.8

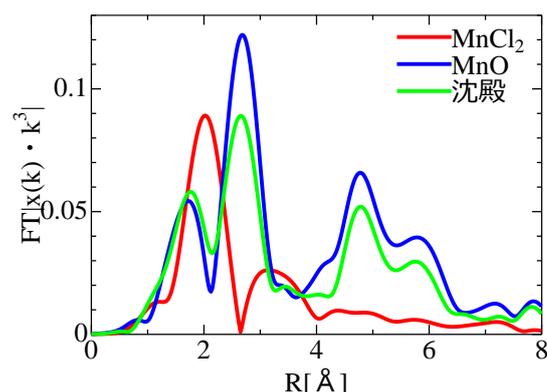


図 1 NaCl-2CsCl 浴中で作製された沈殿物の EXAFS 動径構造関数

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

[3I05-07] Nuclide Adsorption and Separation 2

Chair:Tatsuro Matsumura(JAEA)

Wed. Mar 15, 2023 11:05 AM - 11:55 AM Room I (13 Bldg.1F 1313)

[3I05] Electrochemical boosting the uptake performance of Prussian blue for Platinum group elements

Koki Watanabe¹, Masato Nakaya¹, Yasutaka Kitagawa², *Jun Onoe¹ (1. Nagoya University, 2. Osaka University)

11:05 AM - 11:20 AM

[3I06] Electrochemical boosting the uptake performance of Prussian blue for Platinum group elements

*Yasutaka Kitagawa¹, Taigo Kamimura¹, Koki Watanabe², Masato Nakaya², Jun Onoe² (1. Osaka University, 2. Nagoya University)

11:20 AM - 11:35 AM

[3I07] Uranium separation from simulated silica sludge using Na₂CO₃ solution

*Yuya Kuroki¹, Noriko Asanuma¹, Shin-ichi Kobayashi², Satoshi Fukada², Keiji Suzuki², Hideshi Fujinaga³ (1. Tokai Univ., 2. Japan Society of Newer Metals, 3. Former Japan Society of Newer Metals)

11:35 AM - 11:50 AM

白金族元素に対するプルシアンブルー吸着性能の電気化学的向上に関する研究

(1) 実験的検証

Electrochemical boosting the uptake performance of Prussian blue for Platinum group elements
(1) Experimental demonstration

渡邊 紘貴¹, 中谷 真人¹, 北河 康隆², *尾上 順¹
¹名古屋大学, ²大阪大学

We demonstrated that the uptake performance of Prussian blue (PB) for rhodium ion (Rh^{3+}) was boosted by controlling the redox states of PB films. The reason behind the enhancement was due to the acceleration of the ion diffusion processes before and after Rh^{3+} substitution with Fe^{3+} in the framework of PB during immersion in the Rh^{3+} solution.

キーワード : プルシアンブルー薄膜, ロジウム, 電気化学, 酸化還元, 吸着性能

1. 緒言

我々はこれまで北斎・ピカソが絵の具の材料として愛用していたプルシアンブルー (PB) が既往の吸着材 (活性炭, ゼオライトなどの粘土層) と比べてガラス固化プロセスで問題となっている高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素 PGMs (Ru, Rh, Pd) 及び Mo を骨格の Fe イオンと置換しながら高効率に吸着することを見出した[1, 2]。一方, PB ナノ粒子を用いた吸着では, 「吸着平衡に達するまでに 1 ヶ月以上の長期間を要すること」や「ナノ粒子のためハンドリングが困難であること」など実際のプロセス導入に向けての課題もわかってきた。本研究では, これら 2 つの課題解決へ向けて, PB ナノ粒子を薄膜化し, PB 薄膜の酸化還元状態を制御することにより吸着過程で律速となるイオン拡散を加速したところ, Rh イオンの吸着率が 10 倍以上向上することを見出したので報告する。

2. 実験方法

親水化処理したタンタル (Ta) 板上に PB ナノ粒子分散液をスピコートすることで, 厚さ 230 nm の PB 薄膜を作製した。PB 薄膜を濃度 83 mM の硝酸ロジウム [$\text{Rh}(\text{NO}_3)_3$] 水溶液が満たされたセルの底部へ作用極として配置し, 9 時間静置することで Rh 吸着実験を行った。セル内には対向極 (Pt 棒) および参照極 (Ag/AgCl 棒) が配置されており, PB 薄膜の電位をポテンシostatで変化させ PB 薄膜の酸化還元状態を制御した。PB 薄膜の Rh イオン吸着量はエネルギー分散型 X 線分光法 (EDX) を用いて定量評価した。

3. 結果

図 1(a)に, PB 薄膜/Ta 板を作用極としたサイクリックボルタノメトリ (CV) の結果を示す。作用極電位を 0.5→1.3→0.3→0.5 V の順に線形掃引すると, 4 つの電流ピークが現れた。ピーク①および②は PB の Fe(II)サイトでの酸化・還元反応に, ピーク③および④は Fe(III)サイトでの還元・酸化反応に, それぞれ由来する。これらの結果を基に, 浸漬中の作用極電位が, 5, -0.1, 1.0 V となるよう調整することで, PB 薄膜の荷電状態を中性・還元・酸化のそれぞれの状態に制御した。図 1(b)に浸漬前後における PB 単位格子当たりの Rh (赤) および Fe (青) イオンの数密度変化をそれぞれ示す。電位制御せずに浸漬を行った場合に比べ, 還元 (25 分)・中性 (25 分) のサイクルを繰り返しながら浸漬させることで, Rh イオン数密度が 18 倍に著しく増加した。さらに, Fe イオン数密度は Rh 増加量と同程度減少していることから, Rh イオンが Fe イオンと置換することで吸着されたことを示している[2]。また, 吸着サイクルに酸化状態を加えた場合では, Rh および Fe イオン数密度がほとんど変化しないことから, 酸化状態は吸着速度の向上にあまり寄与していないと考えられる。これらの結果から, PB 薄膜への Rh イオン吸着では, 固・液界面や薄膜内での Rh イオン拡散が PB の還元によって加速することで吸着速度が向上したと考えられる。

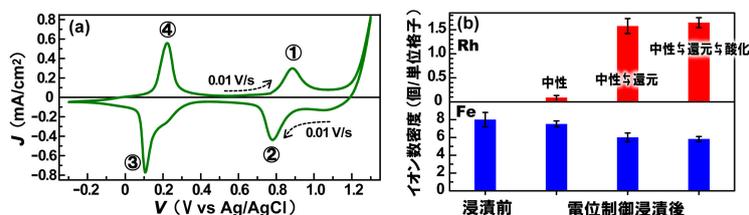


図 1. (a) PB 膜の CV 曲線および (b) 荷電状態制御による Rh (赤) および Fe (青) イオンの数密度変化。

参考文献

- [1] J. Onoe *et al.*, *RSC Adv.* **11**, 20701 (2021).
[2] S. Watanabe *et al.*, *Sci. Rep.* **12**, 5135 (2022).

Koki Watanabe¹, Masato Nakaya¹, Yasutaka Kitagawa², and *Jun Onoe¹
¹Nagoya Univ., ²Osaka Univ.

白金族元素に対するプルシアンブルー吸着性能の電気化学的向上に関する研究： (2) 理論的解析

Electrochemical boosting the uptake performance of Prussian blue for Platinum group elements:
(2) Theoretical analysis

*北河 康隆¹, 上村 泰五¹, 渡邊 紘貴², 中谷 真人², 尾上 順²

¹大阪大学, ²名古屋大学,

A potential energy surface of the platinum group metals (PGMs) ion in the Prussian blue (PB) lattice has been examined theoretically to consider the mechanism of their diffusion in the lattice. In this talk, we will present the potential energy surface of Rh^{3+} ion in the finite PB cluster model using density functional theory (DFT) calculations.

キーワード：プルシアンブルー薄膜, ロジウム, 吸着性能, ポテンシャルエネルギー面, DFT 計算

1. 緒言

高レベル放射性廃液のガラス固化プロセスの際、廃液に含まれている白金族元素 (PGMs = Ru, Rh, Pd) やモリブデン (Mo) が、通電によるジュール加熱の不調やガラス流下性低下・不調・閉塞などの悪影響を及ぼすことが問題となっている。これまでに、金属配位高分子の1つであるプルシアンブルー (PB) やその類似体 (PBA) が、活性炭やゼオライトなど既往の吸着材に比べ、PGMs や Mo に対して高い吸着性能を有することが示された一方で、吸着平衡に長時間を要するという課題も明らかとなってきた。これは、PB 内部での拡散過程の問題と考えられる。そこで本研究では、その拡散過程を明らかとするための第一歩として、PB 格子内での PGMs イオンのポテンシャルエネルギー面を理論計算により明らかとすることを試みた。具体的には有限サイズの格子モデルクラスターを構築し、中心の格子内での Rh^{3+} のポテンシャル面を密度汎関数理論 (DFT) 法により計算した。

2. 計算の詳細

PB の結晶構造から図 1 (A) のように $3 \times 3 \times 3 = 27$ 個の格子からなるモデル構造を切り出した。このモデルの中心格子内にある Rh^{3+} イオンのポテンシャルエネルギー曲面を、B3LYP 汎関数を用いた DFT 法により求めた。この際、計算機コストの削減のために、高精度と低精度の量子化学計算を組み合わせる ONIOM 法を導入し、中心部の1つの格子のみ高精度、それ以外の周辺部の格子には低精度の基底関数を使用した。高精度の格子内に設定した27個のグリッド点上に Ru^{3+} イオンを配置し、それぞれの点でエネルギーを求めた。基底関数は、高精度領域においては、 Ru^{3+} に相対論効果を考慮した有効核ポテンシャル (Lanl2TZ (f))、Fe に 6-31G*、C と N に 6-31+G* を使用した。低精度領域においてはすべてに STO-3G を使用した。PB 中の鉄イオンには Fe^{3+} と Fe^{2+} が存在するが、 Fe^{3+} は高スピン状態のため、高精度領域ではスピン非制限法、低精度領域ではスピン制限法、をそれぞれ用いた。

3. 結果

DFT 計算により得られたポテンシャルエネルギー面を図 1 (B) に示した。ここでは格子の中心点 (X) のエネルギーとの相対エネルギーをマップした。図からわかるように、単位格子表面のシアニ化物イオンに囲まれた部分において、エネルギーが安定化しており、この部分に Rh^{3+} イオンがトラップされやすいことがわかる。したがって、この領域のエネルギーを不安定化することが、イオン拡散を加速する上で重要であることが示唆される。当日は、電場を加えた際のポテンシャルエネルギー面の変化も議論する。

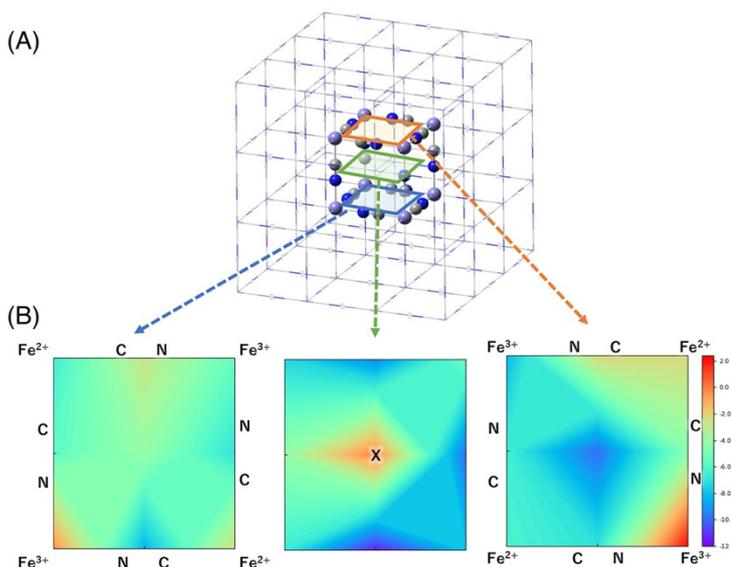


図 1 (A) 計算に用いたモデル構造。Ball-and-Stick で描かれた部分が高精度領域、wireframe で描かれた部分が低精度領域を示す。(B) DFT 計算により得られた格子中の Ru^{3+} イオンのポテンシャルエネルギー曲面

*Yasutaka Kitagawa¹, Taigo Kamimura¹, Koki Watanabe², Masato Nakaya², and Jun Onoe²

¹Osaka Univ., ²Nagoya Univ.

Na₂CO₃ 水溶液を用いた模擬シリカ澱物からのウラン分離

Uranium separation from simulated silica sludge using Na₂CO₃ solution.

*黒木 裕也¹, 浅沼 徳子¹, 小林 慎一², 深田 聖², 鈴木 啓二², 藤永 英司³

¹東海大学, ²(一社)新金属協会, ³元・新金属協会

抄録：ウラン廃棄物の中でも比較的ウラン濃度が高いシリカ澱物からのウラン分離法を検討している。模擬シリカ澱物を調製し、Na₂CO₃ 水溶液を用いてウラン浸出試験を実施した。溶液組成の異なる条件におけるウラン浸出率と残渣量から、効果的な浸出条件について検討した。

キーワード：ウラン廃棄物、炭酸ウラニル錯体、浸出、スラッジ

1. 緒言

燃料加工施設等から発生するウラン廃棄物は、種類や発生量も様々である。中でも、廃水処理で生成するスラッジ状の廃棄物は、ウラン濃度が高いため浅地中へ処分するために、ウランを分離して濃度を低減する必要がある。我々は、U(VI)が炭酸塩水溶液中で炭酸ウラニル錯体として安定に溶存する特徴を生かし、炭酸ナトリウム (Na₂CO₃) 水溶液を用いたウラン廃棄物からの U(VI)浸出による分離法の検討を行っている。これまでに、模擬シリカ澱物を用いた浸出試験を行い、Na₂CO₃ 濃度や液温の影響について基礎的な検討を行ってきた。本研究では、効果的な浸出条件を提案するために、模擬シリカ澱物からの U(VI)浸出挙動をより詳細に検討した。

2. 実験方法

ケイ酸ナトリウム溶液 (約 38%) を蒸留水で希釈し、U(VI)硝酸水溶液を添加してゲル化させ、生成した澱物を数日間熟成させた。澱物をろ過して 110°C で 1 日乾燥し、メノウ鉢を用いて粉末化したものを模擬シリカ澱物とした。模擬シリカ澱物のウラン含有率は 3.38% である。浸出試験では、各濃度の Na₂CO₃ 水溶液に模擬澱物を固液比 100 : 1 となるように添加し、50°C で所定の時間攪拌した。浸出液中のウラン濃度をアルセナゾ III 発色法により分析し、模擬澱物中のウラン含有量から浸出率を評価した。また、試験後の残渣を回収し、乾燥後の重量測定から残渣率を求めた。

3. 結果及び考察

図 1 に、Na₂CO₃ 濃度の異なる溶液を用いて、50°C、4 時間処理を行った場合のウラン浸出率と残渣率を示す。Na₂CO₃ 濃度が高いほど、ウラン浸出率も高くなることが分かった。一方、浸出率が高いほど残渣率は低く、その合計が 1 に近いことから、シリカ澱物からのウラン浸出には、澱物そのものの溶解を伴うと考えられる。

水酸化ナトリウムのような強アルカリ性水溶液にシリカ澱物は溶解することから、効率的にウランを浸出させるための溶液組成を検討し、浸出液中のウラン回収方法も含めた分離方法について提案する。

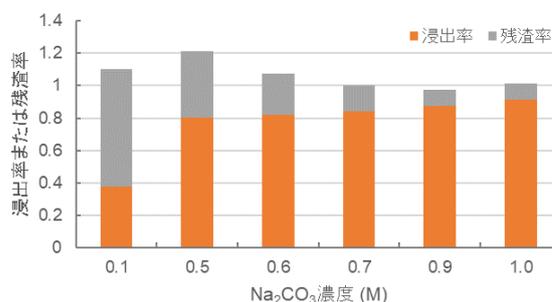


図 1 Na₂CO₃ 濃度と浸出率及び残渣率の関係

*Yuya Kuroki¹, Noriko Asanuma¹, Shin-ichi Kobayashi², Satoshi Fukada², Keiji Suzuki², Hideshi Fujinaga³

¹Tokai Univ., ²Japan Society of Newer Metals, ³ Former Japan Society of Newer Metals

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業(IPJ010599)」の成果の一部である。

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

[3108-11] Nuclide Adsorption and Separation 3

Chair: Jun Onoe (Nagoya Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 2:45 PM - 3:50 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[3108] Adsorption behaviors of a 2D covalent organic framework toward Pd(II) in acid solution

*Hao Wu¹, Seong-Yun Kim¹ (1. TOHOKU UNIVERSITY)

2:45 PM - 3:00 PM

[3109] Extraction Behavior of Pd(II) from Aqueous Nitric Acid Solutions with Tridentate Pincer-type Extractants Showing Coordination Isomerism

*Tasuku Orino¹, Yueming Cao¹, Koichiro Takao¹ (1. Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[3110] Influence Examination of Coexistence Components on Adsorption Performance of Powder Adsorbent for Treatment of Contaminated Water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Akira Tsutsumiguchi¹, Kazushige Ishida¹ (1. Hitachi)

3:15 PM - 3:30 PM

[3111] Calculation of economics of volume reduction process for fly ash produced in thermal treatment of radioactively contaminated off-site incineration residue

*Kenichi Arima¹, Kazuto Endo¹, Masahiro Osako¹ (1. National Institute of Environmental Studies)

3:30 PM - 3:45 PM

Adsorption behaviors of a 2D covalent organic framework toward Pd(II) in acid solution

*Hao WU¹ and Seong-Yun KIM¹

¹Tohoku Univ.

A 2D covalent organic framework (COF TpPa-1) was synthesized by reversible Schiff base reaction and the following irreversible enol-keto tautomerism. The adsorption behaviors of COF TpPa-1 toward palladium (Pd(II)) in acid solutions (hydrochloric acid, nitric acid) were investigated under the effect of contact time, concentration of acid etc. The adsorbed species on COF TpPa-1 were further clarified by X-ray photoelectron spectroscopy (XPS).

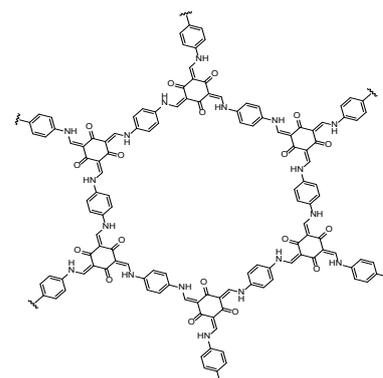
Keywords: covalent organic framework, adsorption, palladium, X-ray photoelectron spectroscopy

1. Introduction

COF TpPa-1 is reported to be prepared by a combination of reversible and irreversible reactions using 1,3,5-triformylphloroglucinol (Tp) with *p*-phenylenediamine (Pa-1). The first reversible Schiff base reaction facilitates to the formation of a crystalline framework. Exceptional resistance towards acid treatment could be realized through enhancing its chemical stability by the following irreversible enol-to-keto tautomerization. In this study, the adsorption performances of the prepared COF TpPa-1 toward Pd(II) were evaluated under the effect of contact time, acid concentration, and adsorption capacity in acid solutions.

2. Experimental

The chemical structure of COF TpPa-1 is depicted as shown in **Scheme 1** and its synthesis was conducted using a method previously reported^[1]. Subsequently, certain amount of COF TpPa-1 was weighed in a 9 mL vial bottle with a screw cap and 3 mL of the prepared working solution was added. The concentration of the tested metal ions before and after adsorption were determined using an inductively coupled plasma atomic emission spectrometer (ICP-AES, Shimazu ICPS-7510).



Scheme 1. Chemical structure of COF TpPa-1

3. Conclusion

In nitric acid solution, the 2D COF TpPa-1 prepared in this study exhibited enormously high adsorption ability toward Pd(II) without the interference of rare earth metals and slight co-adsorption of Mo(VI) and Zr(IV). And the adsorption performance of COF TpPa-1 was independent with the variation of nitric acid concentration. Moreover, the adsorbed species on COF TpPa-1 was considered as Pd(NO₃)₂ by XPS analysis.

On the other hand, in hydrochloric acid solution, it demonstrated that the adsorption process of COF TpPa-1 was dependent on contact time, chloride concentration, and initial metal concentrations, exhibiting a faster adsorption speed and higher adsorption quantity toward Pd(II). COF TpPa-1 also exhibited an excellent affinity toward Pd(II) than other competing metal ions. The adsorption mechanism was temporarily assumed as adsorption of chloridometalates by XPS analysis.

References

[1] Sharath Kandambeth et al., *J. Am. Chem. Soc.* 2012, 134, 19524–19527.

配位異性を示す三座ピンサー型抽出剤による硝酸水溶液からの Pd(II)抽出挙動

Extraction Behavior of Pd(II) from Aqueous Nitric Acid Solutions with Tridentate Pincer-type Extractants
Showing Coordination Isomerism

*折野匡¹, Cao Yueming¹, 鷹尾 康一郎¹

¹東工大ゼロカーボン研

3種類の配位異性を示し得る三座ピンサー型抽出剤による硝酸水溶液系からの Pd(II)抽出挙動の把握および抽出メカニズムの解明を試みた。その結果、硝酸水溶液中にも関わらずアミド窒素からの脱プロトンを伴う特異な機構で Pd(II)が抽出されることが明らかとなった。

キーワード : Pd(II), 錯体化学, ピンサー型抽出剤, 溶媒抽出

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物(HLW)からの白金族分離は、核燃料サイクルにおける重要課題のひとつである。当研究室では、*N,N'*-ジアルキル-2,6-ピリジンジアミド(DRPDA, 図 1)が Pd(II)に対する迅速かつ高い抽出能を示すことを明らかにしている。この抽出剤は Pd(II)に対して配位原子の異なる 3 種類の配位形態(O^{^-}N^{^o}, N^{^o}N^{^o}, N^{^o}N^{^N})を取りうる三座ピンサー型配位子であるが、実際の抽出時に Pd(II)がどのような錯体を形成するのかという点については未だ明らかでない。本研究では、抽出実験、¹H NMR および単結晶 X 線回折による DRPDA による Pd(II)抽出挙動の解明、さらに模擬 HLW からの Pd(II)選択性の検討を行った。

2. 実験 2,6-ピリジンジカルボニルジクロリドと各種モノアルキルアミンの求核アシル置換反応により、DRPDA を合成した。硝酸パラジウム(II)二水和物を溶解した 0.50-5.0 M 硝酸水溶液と DRPDA 抽出剤を溶解した 1-オクタノールまたはジクロロメタン溶液を 1:1 の体積比で混合し、Pd(II)抽出実験を行った。その後、水相中の残留 Pd(II)濃度を ICP-AES を用いて定量した。加えて、単結晶 X 線回折を用いて水相および有機相から析出した Pd(II)-DRPDA 錯体の構造を決定した。さらに、抽出実験後の水相および有機相の両相の ¹H NMR スペクトルを測定した。また、模擬 HLW を水相として同様に抽出実験を行い、水相中の残留各種金属イオン濃度を ICP-MS を用いて定量した。

3. 結果と考察 1-オクタノール/0.50-5.0 M 硝酸水溶液系における DRPDA による Pd(II)抽出実験の結果、いずれの硝酸濃度においても Pd(II)の抽出率はほぼ 100%を示した。対してジクロロメタンを有機相に用いた場合、Pd(II)の抽出率は約 40%であった。NO₃⁻濃度依存性について検討した結果、抽出反応における Pd(II)と NO₃⁻の化学両論比は 1:1 であることが明らかとなった。単結晶 X 線回折の結果より、有機相および水相それぞれから析出した Pd(II)錯体中で DRPDA は、いずれの場合も N^{^o}N^{^o}型の配位形態を示すことが分かった。両相の ¹H NMR スペクトルで確認された DRPDA の対称性の観点から各液相中におけるこの錯体構造の形成が支持される。したがって、三座ピンサー型抽出剤である DRPDA は、0.50-5.0 M 硝酸水溶液系という強酸性条件にも関わらずアミド窒素のプロトン脱離を伴うことが判明した。図 1 に本抽出系における Pd(II)抽出メカニズムを示す。また、模擬 HLW 中に共存する主要夾雑イオンに対する Pd(II)の分離係数は共抽出された Zr(IV), Re(VII)を除いて 10²以上の値であった。

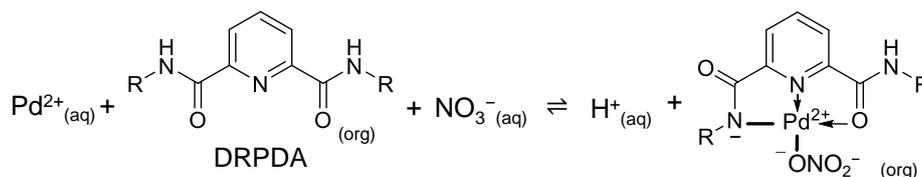


図 1. 三座ピンサー型抽出剤 DRPDA による硝酸水溶液からの Pd(II)抽出メカニズム。

*Tasuku Orino,¹ Yueming Cao,¹ Koichiro Takao¹

¹Laboratory for Zero-Carbon Energy, TokyoTech,

福島第一汚染水処理向け粉末吸着材の吸着性能に及ぼす共存成分の影響検討

Influence Examination of Coexistence Components on Adsorption Performance of Powder Adsorbent for Treatment of Contaminated Water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*堤口 覚¹, 石田 一成¹

¹日立

福島第一原子力発電所の汚染水では α 核種が確認されている。従来のセシウムやストロンチウム除去で実施している吸着塔方式とは異なる α 核種の除去方式として、バッファタンクへの粉末吸着材添加を用いたバッチ式吸着方式を検討した。本研究では、粉末吸着材（鉄酸化物）のアメリシウム（Am）およびユウロピウム（Eu）吸着量に及ぼす共存成分の影響を試験で取得し、吸着挙動および必要吸着材量を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、吸着材、 α 核種、水処理設備

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水中には α 核種の存在が確認されており、除去技術が必要とされている[1]。汚染水の水質環境は変動が大きい[1]、ロバスト性が高く柔軟な対応が可能な除去技術が求められる。本研究では、 α 核種の除去方式として、バッファタンクへ粉末吸着材を添加するバッチ式吸着方式の適用性を検討するため、粉末吸着材の Am および Am 代替核種の Eu 吸着量に及ぼす海水成分由来の共存成分（Na, Ca, Mg）の影響をバッチ試験で取得し、吸着挙動および必要吸着材量を検討した。

2. 実験方法

本研究では、Am または Eu と海水成分由来の共存成分を模擬するために Na, Ca, Mg を添加し、pH 6 に調整した試験液を用いた。なお、Am 濃度は 1.8×10^5 Bq/L、Eu, Na, Ca, Mg 濃度は 0.5, 5, 50, 500 ppm に各々調整した。試験液と粉末吸着材の Fe_3O_4 （粒径 1 μm ）を Eu 添加条件では液固比 100 : 1、Am 添加条件では液固比 10000 : 1 となるようポリプロピレン容器に入れ、25°C の恒温槽内にて回転浸漬した。7 日間浸漬後に試験液を採取し、遠心分離後の上澄み液中の Am 濃度をゲルマニウム半導体検出器、Eu, Na, Ca, Mg 濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置により測定した。

3. 結果と考察

バッチ試験の結果から、 Fe_3O_4 への Eu 吸着はイオン交換で生じることがわかった。また、 Fe_3O_4 の Eu 吸着量に対して $\text{Ca} > \text{Mg} > \text{Na}$ の順に影響が大きく、Eu 吸着の主な競合成分は Ca であることがわかった。なお、pH 6 の条件において Eu と Am は同じ 3 価のイオンで存在しているため[2]、 Fe_3O_4 への Am 吸着挙動も Eu 同様と考える。

Fe_3O_4 の Am および Eu 吸着量に及ぼす共存成分の影響として、主な吸着競合成分である Ca 濃度依存性を図 1 に示す。Am と Eu の吸着量（相対値）は誤差の範囲で一致した。Eu 吸着量は Ca 濃度の増加に伴い減少するが、Ca 濃度 500 ppm の場合でも 0.9 であった。以上の結果から、海水成分由来の共存成分（Na, Ca, Mg）が共存しても Fe_3O_4 添加量を大幅に増加させることなく Am を除去できる見通しを得た。

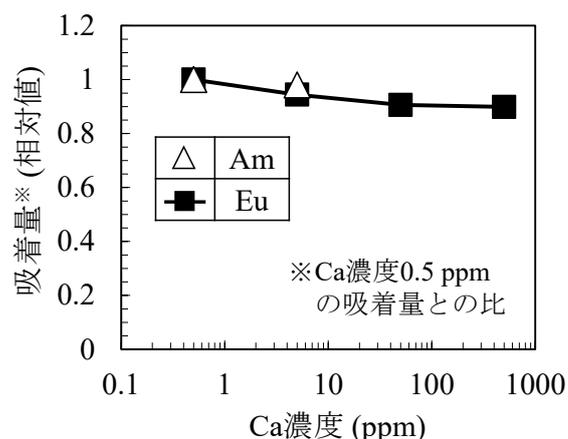


図 1 Am および Eu 吸着量の Ca 濃度依存性

参考文献

- [1] 東京電力ホールディングス株式会社, 特定原子力施設監視・評価検討会 (第 98 回) 資料 (2022/3) .
 [2] 財団法人電力中央研究所, 研究報告 : U97030 (1997/10) .

*Akira Tsutsumiguchi¹ and Kazushige Ishida¹

¹Hitachi Ltd.

放射性物質で汚染されたオフサイト焼却残渣の熱的溶融処理で発生した飛灰の減量化プロセスの経済性の試算

Comparison of economics of volume reduction process for fly ash generated in thermal treatment of radioactively contaminated off-site incineration residue

*有馬 謙一、遠藤 和人、大迫 政浩、国立環境研究所

放射性物質で汚染されたオフサイト飛灰に対して、洗浄で放射性Csを溶出させ、吸着材で吸着して、安定化材で安定化する減量化プロセスについて、想定される4ケースの経済性を試算し、比較・検討した。

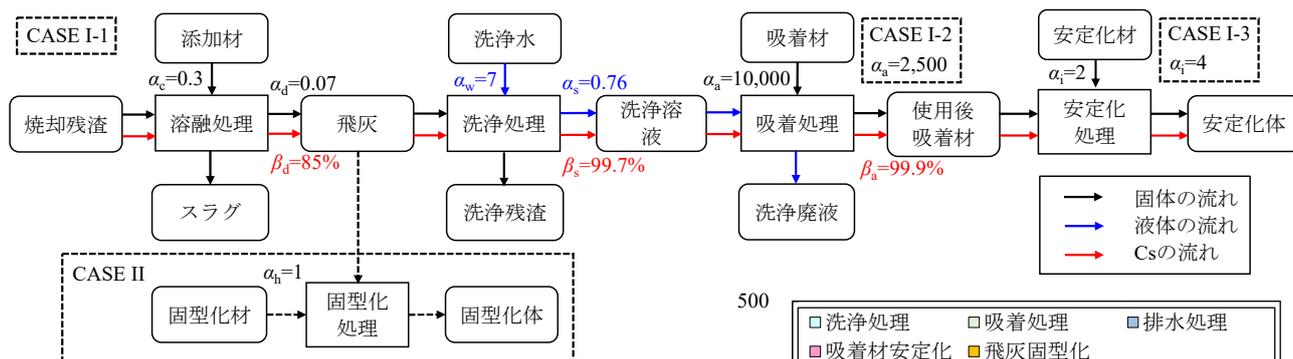
キーワード：オフサイト、飛灰、吸着材、減容化、マスバランス、経済性

1. はじめに

放射性物質で汚染された焼却残渣に対して熱的溶融処理が行われているが、発生した飛灰の放射能濃度は数十万 Bq/kg と高く、処理方法は未定である。処理方法の一つとして、飛灰を洗浄して減量化するプロセスがあり、前報^[1]で報告したマスバランス計算をもとに、経済性を試算し比較・検討した。

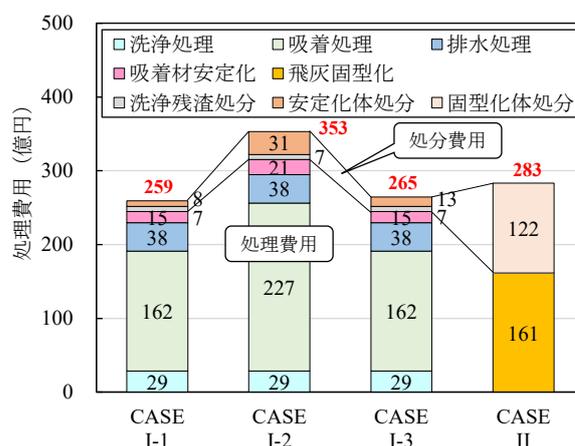
2. ケースの設定

前報^[1]と同じく、基本フローを CASE I-1（運転パラメータ α と β は下図参照）とし、吸着処理比 α_a の小さい吸着材を使用した場合を想定した CASE I-2 ($\alpha_a=10,000 \rightarrow 2,500$)、安定化処理でより多くの安定化材が必要となった場合を想定した CASE I-3 ($\alpha_i=2 \rightarrow 4$) を設定した。また、比較のために、飛灰を洗浄せずにそのまま固型化した場合を想定した CASE II（固型化材比 $\alpha_h=1$ ）も設定した。



3. 経済性試算結果

上記4 CASE のマスバランス計算結果をもとに^[1]、飛灰の処理と処分について単価を与え^[2]、経済性を試算した結果を右図に示す。これより、CASE I-1 から I-3 では全体費用は260億円から350億円であるが、処理費用が大部分を占め、なかでも吸着処理費の割合が大きかった。また、安定化材比の影響は小さいが（CASE I-3）、吸着処理比の影響は大きかった（CASE I-2）。CASE II では全体費用は280億円で、CASE I-1 から I-3 と大きな差は無いが、処理費用が小さくなった一方、処分費用は大きくなった。減容化処理を行わないため、安定化体に比べて固型化体の体積が大きいためと考えられる。



4. まとめ

溶融処理で発生する飛灰の処理と処分の経済性を試算した。今後、JESCO で実施中の実証試験などを通して検証と精査を進めるとともに、処分場の確保や社会的合意形成も含めた検討を行う必要がある。

参考文献 [1] 有馬謙一ほか：飛灰の減容化プロセスのマスバランスの比較、1A14、原子力学会 2022 年秋の年会、2022。

[2] 環境放射能除染学会：県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方に関する研究会 活動報告書 Ver.2、2021。

*Kenichi Arima, Kazuto Endo, Masahiro Osako, National Institute for Environmental Studies

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

[3J01-05] Anomaly Detection Technique and Robot

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 10:30 AM - 11:55 AM Room J (13 Bldg.2F 1321)

[3J01] Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

*Kosuke Aizawa¹, Yoshitaka Chikazawa¹, Yoshitaka Ueki² (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3J02] Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

*Nao Mikami¹, Yoshitaka Ueki¹, Masahiko Shibahara¹, Kosuke Aizawa² (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[3J03] Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

*Shota Tanaka¹, Yoshitaka Ueki¹, Masahiko Shibahara¹, Kosuke Aizawa² (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[3J04] Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

*Yoshitaka Ueki^{1,3}, Shunsaku Hashimoto¹, Masahiko Shibahara¹, Kosuke Aizawa² (1. Osaka Univ., 2. JAEA, 3. TUS)

11:15 AM - 11:30 AM

[3J05] Construction of an operation system for a small 6-legged-wheel robot for research

*Yudai Yamashita¹, Shoki Hibino¹, Hinata Takami¹, Hiroyuki Shimano², Masayuki Kawai¹ (1. Univ. of Fukui, 2. Shimano)

11:30 AM - 11:45 AM

音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

(1) 全体概要

Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

(1) Total summary

*相澤 康介¹、近澤 佳隆¹、植木 祥高²

¹JAEA, ²大阪大学

Na 冷却高速炉冷却系機器を対象とした音響手法による異常検知技術の検討を実施している。検討方針及び検討状況を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、音響手法

1. 緒言

原子力システムにおいて異常を早期検知することは安全性強化に大きく貢献する。検知手法の一つである音響手法は、異常発生点から計測点まで音速（液体 Na 中は 2000m/s 以上）で情報が伝わることから応答性に優れている。また、温度及び流速計測では、異常発生点から計測点に至るまでに周囲の流体とのミキシング等により、計測点における物理量は異常発生点での物理量から変化するが、音響手法では計測点において異常発生点の物理量を直接的に検知可能なポテンシャルを有している。これらの特長を有する音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討を実施している。本稿では、音響手法を用いた検知技術の Na 高速炉への適用における課題を整理するとともに、課題解決に向けた検討方針及び検討状況を述べる。

2. 検討方針

Na 高速炉への適合を目指した音響手法による異常検知技術の開発が過去に実施されていたが、“(1)異常発生に起因する音圧と通常運転時に発生するノイズの識別”、“(2)検知用センシング技術の耐環境性の判断から、液中ではなく容器外にガイド棒を介した信号検知であることによる取得信号の音圧特性変化”が課題として残されていた。(2)の課題については、Na 高速炉に関するセンシング技術の進捗により、Na 中に接液可能な耐 Na・耐高温センサ要素技術の見通しが得られている。(1)の課題に関して、蒸気発生器伝熱管破損時における例として考えると、伝熱管破損に起因する音圧として、Na 液中への水蒸気放出音、Na-水反応で生じる音圧等が挙げられる。一方、ノイズとして、伝熱管内の沸騰音及び流動音、バッフル板及び管群への衝突を伴う Na 側流動音等が挙げられる。これらの複数のノイズを含んだ音圧からの異常検知を実現するため、機械学習を用いた識別手法の検討を実施することとする。具体的な検討の進め方は、Na 冷却炉における異常発生時の音圧及び通常運転時のノイズに対して、個別に基礎的な体系において音響データの取得を行い、各体系における特徴量を抽出及び音源の発生メカニズムの推定を行うとともに、得られた音響データを基に、機械学習モデルの構築及び評価を実施する。本検討では異常検知のみならず、異常の状態変化の検知にも着眼する。

3. 検討状況

蒸気発生器伝熱管破損時における Na 液中への水蒸気放出音の模擬として水中への気体放出試験を実施し、放出孔径をパラメータとして音響データを取得している。また、冷却材沸騰事象の模擬として水中での Pt 細線によるサブクール度をパラメータとした沸騰試験を実施している。この沸騰音は蒸気発生器伝熱管破損時においてはノイズとなる。さらに、伝熱管内及び冷却系配管のノイズ音の模擬とした配管内水流動音の取得している。これらの音響データを基に機械学習モデルの構築を進めているところである。検討状況の詳細については、次報以降 (2)~(4) で述べる。

4. 結言

Na 高速炉に適合する音響手法を用いた検知技術の課題を整理するとともに、課題解決に向けた検討方針を定めた。本研究は経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果を含むものである。

*Kosuke Aizawa¹, Yoshitaka Chikazawa¹ and Yoshitaka Ueki²

¹JAEA, ²Osaka Univ.

音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討 (2) 液中気体放出の音響特性と深層学習に基づく音響識別

Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium-cooled fast reactor by acoustic method

(2) Acoustic recognition of gas release in liquid based on its acoustic characteristics and deep learning

*三上 奈生¹, 植木 祥高¹, 芝原 正彦¹, 相澤 康介²

¹大阪大学, ²JAEA

This study aims to develop a novel state sensing method of gas-liquid two-phase flow based on acoustic recognition and deep learning for the early-stage detection of heat transfer tube damaging in sodium-cooled fast reactors. The results show that our proposed method can classify several types of sound from two-phase flows with an accuracy of more than 99%.

Keywords: Gas-liquid two-phase flow, Deep learning, Acoustic recognition

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉 SFR では、安全性強化の観点から蒸気発生器内の伝熱管破損時に発生する気液二相流の早期検知・状態把握が重要である。本研究では、応答性に優れた音響法に着目し、音響識別と深層学習に基づく気液二相流の流動状態の把握手法を開発することを目的として、基礎的な空気-水系での気液二相流を対象とし、提案手法による気液二相流の流動状態把握について概念実証を行う。

2. 方法・結果

本研究の構成を Figure 1 に示す。まず、通常音を模擬した配管内水流動音、異常音を模擬した気液二相流音の測定実験を行った。前者では実機 Re 数に近い条件下 ($Re = 3.2 \times 10^5$) で SUS304 配管内の水流動音を測定し、後者では孔径 0.15, 0.17, 0.20 mm のノズルから 0.80 MPa の圧縮空気を水中に放出して発生させた気液二相流音をマイクロホンにより測定した。そして、時間周波数解析手法に基づき時間波形から音響特徴量を抽出し、畳み込みニューラルネットワーク CNN による配管内水流動音 1 種、気液二相流音 3 種の計 4 種の音分類を行った。その結果、最良の CNN は 100% の精度で配管内水流動音と気液二相流音の区別、99% 以上の精度で気液二相流音の識別を行い、提案手法による気液二相流の流動状態把握の実現可能性が十分に示された。

3. 結言

本研究では、音響識別と深層学習に基づく気液二相流の流動状態の把握手法を開発した。提案手法は高精度で気液二相流の音響識別を行うことができ、実機 SFR への応用の実現可能性が十分に示された。本研究は、経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果を含むものである。

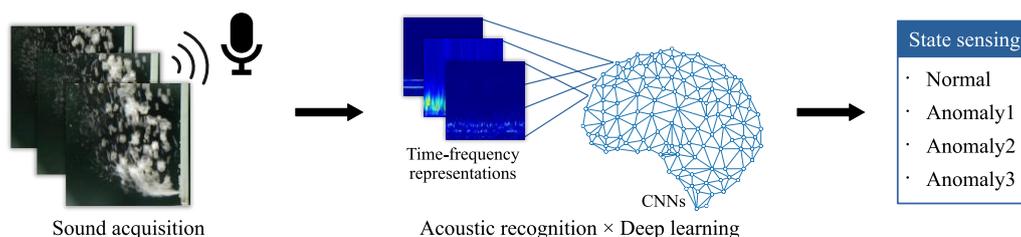


Figure 1: Flowchart of development of the proposed method to sense the states of gas-liquid two-phase flow.

*Nao Mikami¹, Yoshitaka Ueki¹, Masahiko Shibahara¹ and Kosuke Aizawa²

¹Osaka Univ., ²JAEA

音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

(3) 沸騰音響特性の検討

Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method

(3) Investigation on boiling sound characteristics

*田中 翔大¹, 植木 祥高¹, 芝原 正彦¹, 相澤 康介²

¹大阪大学, ²JAEA

ナトリウム冷却高速炉において冷却材の異常沸騰の早期検知の手法として音響法が候補として挙げられる。伝熱面として細線を採用し、サブクール状態の水を作用流体としたプール沸騰音を録音し、周波数スペクトルから音響発生メカニズムの基礎的な検討を行った。

キーワード: 沸騰音響, 気液二相流

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉(SFR)において、冷却材の沸騰現象といった異常発生の検知を早期かつ高精度に実施できるようになればプラントの安全性向上が期待される。早期検知の手法として応答性に優れた音響法が候補として挙げられるが、沸騰時に生じる音響特性や発生メカニズムについては一般的に蒸気泡振動や気泡の生成・崩壊が関係しているといわれているものの、十分な理解が得られていない。そこで、本研究ではサブクール沸騰の音響スペクトルから音響発生メカニズムの基礎的な検討を行った。

2. 方法・結果

白金細線を伝熱面とし、電圧印加から熱流束の制御を行い、プール沸騰実験を行った。作用流体はサブクール状態の精製水を採用した。実験条件として、サブクール度を 15°C, 25°C, 35°C で変更し、接液状態で集音するハイドロフォンと液外で集音するマイクロフォンの2種の音響計器を用いて録音を行い、音響データはフーリエ変換による周波数解析を行った。また、実験時の系の状態として熱電対から水槽内のバルク温度を測定し、シャント抵抗から細線を流れる電流を計測した。

Fig.1 に音圧が十分に強度を増した沸騰状態における条件別の振幅スペクトルを示す。なお、音響のピーク状態は 500 Hz 以上の周波数帯で現れていたため、480 Hz 以下の値をハイパスフィルタで除いている。伝熱面の温度を推定し、伝熱面の温度と縦弾性係数の相関から白金細線の曲げ振動の共振周波数を求めた。二次の振動モードにおける固有振動数(図中黄色線)といずれの条件においても合致するピークが見られる。このことから沸騰音響のメカニズムの一部が伝熱部の共振現象により説明される可能性が示された。

3. 結論

サブクール状態の作用流体の沸騰音響の一部を共振現象で説明できる可能性を示した。本研究成果は実機 SFR への応用に向けた基盤技術となるものである。本研究は経済産業省からの受託事業である「令和3年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果を含むものである。

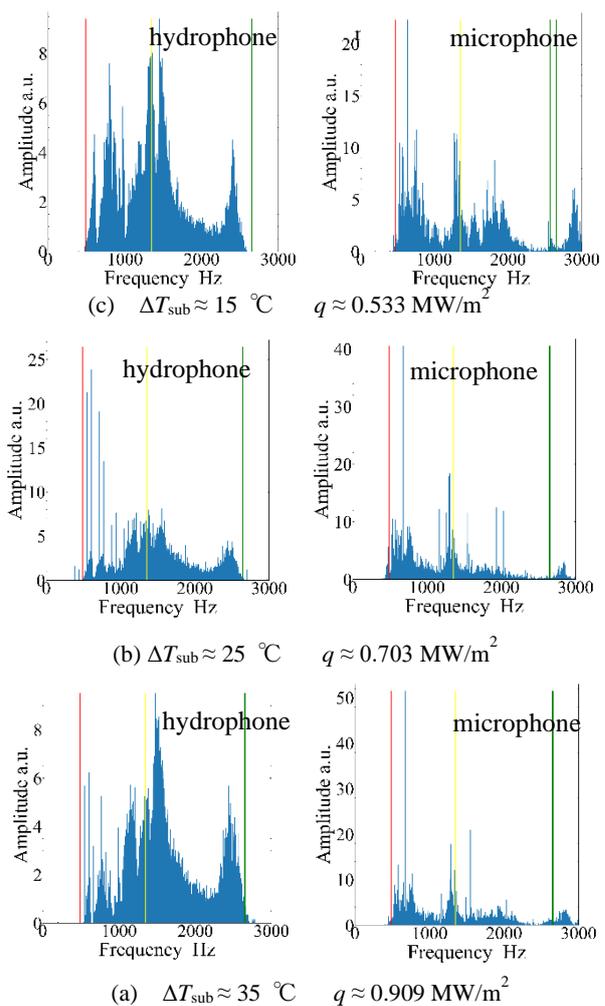


Fig.1 Amplitude spectrum of boiling sound in each condition and resonance frequency of Pt wires; red, yellow, green denotes 1st, 2nd, 3rd degree frequency, respectively.

*Shota Tanaka¹, Yoshitaka Ueki¹, Masahiko Shibahara¹ and Kosuke Aizawa²

¹Osaka Univ., ²JAEA

音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

(4) 音響識別と深層学習に基づく沸騰検知技術の基礎検討

Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor
by acoustic method

(4) Proof of concept of sensing of boiling phenomena using acoustic recognition and deep learning

*植木 祥高^{1,3}, 橋本 俊作¹, 芝原 正彦¹, 相澤 康介²¹大阪大学, ²JAEA, ³東京理科大学

異常となる冷却材沸騰の発生検知を高確度にて実現する深層学習を活用した音響診断法について基礎検討を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，沸騰音響，深層学習，機械学習

1. 緒言

原子力プラントにおける予期せぬ冷却材の沸騰現象といった異常発生の検知と状態把握を早期かつ高確度
に実施できるようになれば，プラントの安全性向上につながることを期待される．本研究において非侵襲手
法である音響法に着目し，取得した音響データを深層ニューラルネットワークに学習させることにより，
異常となる沸騰の発生検知を高確度にて実現するデータ駆動型音響診断法について概念実証を行うことを目
的とした．実プラント内においては様々なノイズ音が発生し，重ね
合わせることで異常音の検知の妨げとなることが予想される．
ノイズ環境下での沸騰検知を実現すべく，Convolution Neural
Network (CNN)を用いた判定手法と，ノイズ除去を効率的に行うこと
ができるとされている Autoencoder (AE)を用いてノイズ除去を行
った後に，CNNによる判定を行う手法（以下，AE 適用手法と呼ぶ）
について検討した．

2. 音響特徴量抽出と深層学習モデルの判定性能

サブクール沸騰時の音響データを計測し，学習データとした．録
音結果に対して複数強度のホワイトノイズを付与した．高強度のノ
イズを付与することで沸騰の特徴的な周波数ピークが埋没してい
くことが分かる．Figure 1 に N/S 比約 2.7, 5.5, 8.2, 10.9 における沸
騰音のワースペクトルを示す．深層学習モデルの性能評価には再
現率と適合率の調和平均である F 値を用いた．

深層学習モデルの判定性能を Figure 2 に示す．低ノイズ帯では AE
適用手法と比較して CNN が高い性能を有することが分かった．これ
は，ノイズ除去を行うために AE による次元圧縮と復元を行うこと
によって，一部の特徴量が失われたからであると考えられる．しか
しながら，CNN はノイズ強度が増すにつれ判定精度が低下する傾向
が見られた．一方で AE 適用手法は，N/S 比 9 程度まで高い判定精
度を維持することが分かった．AE 適用手法が，沸騰判定を行う前処理
としてノイズ除去を行うことによって，判定性能の改善に繋がった
と考えられる．

3. 結言

音響識別と深層学習に基づくデータ駆動型音響診断法が異常事象
である沸騰現象の高確度検知に有効であることを示した．本研究成
果は実機 SFR への応用に向けた基盤技術となるものである．本研究
は経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通
基盤のための技術開発」の一環として実施した成果を含むものであ
る．

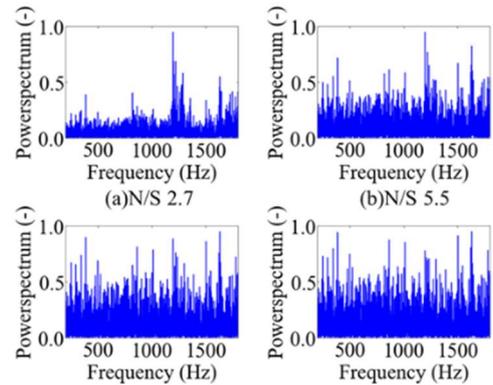


Figure 1 Power spectrum of boiling sound with additive white noise.

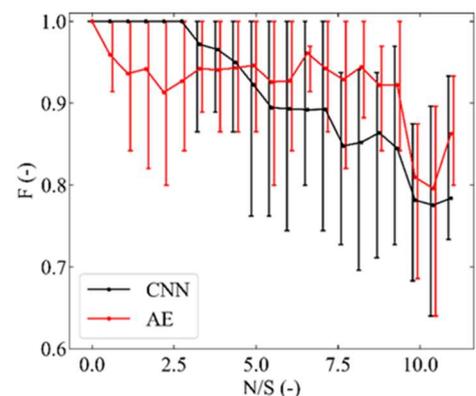


Figure 2 Decision performance of CNN and AE-invoked CNN (AE).

*Yoshitaka Ueki^{1,3}, Shunsaku Hashimoto¹, Masahiko Shibahara¹ and Kosuke Aizawa²

¹Osaka Univ., ²JAEA, ³TUS

調査用小型脚車輪型 6 脚ロボットの操作システムの構築

Development of a control system for a small 6-legged-wheel robot to survey unknown areas

*山下 雄大¹, 日比野 翔紀¹, 高見 仁陽¹, 嶋野 寛之², 川井 昌之¹

¹福井大学, ²株式会社シマノ

本研究は、災害現場などで人が侵入できない領域の調査を目的とした小型脚車輪型 6 脚ロボットにおいて、人による遠隔操作とロボットの自律制御を両立させるための操作システムの構築に関する研究である。本発表ではロボットの概要を示すとともに、構築した操作システムの概要を示す。

キーワード: 脚車輪型ロボット, 小型ロボット, 操作システム

1. 背景と目的

原子炉建屋内や災害現場などで人が侵入できない領域の調査を目的としたロボットの開発・研究が行われており[1][2]、その中でも小型の脚車輪型 6 脚ロボット[2]は、整地において高い走破性を持ちつつ、不整地での歩行や安定した停止姿勢を保つことができ、ロボット自体の可搬性も高い。本研究では、この特性を活かし、人が侵入できない未知領域の調査に特化した目的で、人による遠隔操作とロボット単体の自律制御を行う制御システムの構築を行う。

2. 脚車輪型 6 脚ロボット操作システム

本研究では、(株)シマノ社製小型脚車輪型 6 脚ロボット (図 1) を用いる。本ロボットは、各脚の先端に車輪を搭載し、脚機構による歩行と車輪による走行を同時に実現している。



図 1 脚車輪型 6 脚ロボット

2-1. システム構成

コントローラとして、Intel NUC および Jetson Xavier NX を搭載し、外部 PC と Wi-Fi による通信も行う。制御プラットフォームには Robot Operating System (ROS) を使用している。車載センサとしては、Intel RealSense L515、9 軸 IMU 等を搭載し、デプスセンサを利用した SLAM による地図構築を行う。

2-2. 操作方法

本ロボットでは、整地された床面上では、Wi-Fi を介して車載カメラの映像を見ながら外部の人による遠隔操作により、車輪による走行などの基本動作を行う。ただし、階段の昇降 (図 2) や障害物や段差の乗り越え動作など脚機構の動作が必要な場合には、車載のデプスカメラを利用した自律制御となる。また、復路や調査中の通信切断時においては、往路操作時に SLAM により構築した地図を利用して、自動で帰還する機能を備えている。



図 2 階段昇降動作

3. 結言

本研究では、人が侵入できない領域での調査を目的とした脚車輪型 6 脚ロボットの操作システムの構築を行った。多脚機構による不整地での走破性・安定性、車輪機構による整地での移動性を両立することが可能であり、より多様な周辺環境に適応できる操作システムを構築した。

参考文献

[1] 嶋野ら, “小型多脚移動ロボットを用いた建屋内狭隘部観測システムの研究開発,” 日本原子力学会 秋の大会, 2107, 2022.

[2] 小柳栄次, 吉田智章, 西村健志, “福島第一原子力発電所建屋内探査用ロボットシステム”, 日本ロボット学会誌, Vol.31, No.1, pp. 47-48, 2013.

*Yudai Yamashita¹, Shoki Hibino¹, Hinata Takami¹, Hiroyuki Shimano², Masayuki Kawai¹

¹Fukui Univ, ²Shimano Co Ltd.

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

[3K01-05] Criticality Analysis of Fuel Debris 1

Chair: Yasushi Nauchi (CRIEPI)

Wed. Mar 15, 2023 9:30 AM - 10:55 AM Room K (13 Bildg.2F 1322)

- [3K01] Study on criticality judgement under a low neutron count rate condition based on Pá I-Mogil' ner-Zolotukhin-Bell-Babala distribution
*Tomohiro Endo¹, Kenichi Watanabe², Manobu Tanaka³ (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. KEK)
9:30 AM - 9:45 AM
- [3K02] Study on the criticality monitoring method by measurements of short-half-life noble-gas fission products for the criticality monitoring of fuel debris inside a primary containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations
*Eka Sapta Riyana¹, Masahiro Sakamoto¹, Taichi Matsumura¹, Kenichi Terashima¹, Keisuke Okumura¹ (1. JAEA)
9:45 AM - 10:00 AM
- [3K03] Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method
*Jun Nishiyama¹, Seiya Manabe², Hideki Harano², Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech, 2. AIST)
10:00 AM - 10:15 AM
- [3K04] Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method
*Seiya Manabe¹, Jun Nishiyama², Hideki Harano¹, Toru Obara² (1. AIST, 2. Tokyo Tech)
10:15 AM - 10:30 AM
- [3K05] Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method
*Hiroki Takezawa¹, Toru Obara² (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tokyo Tech)
10:30 AM - 10:45 AM

Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala 分布に基づいた 低い中性子計数率条件下における臨界判定に関する検討

Study on criticality judgement under a low neutron count rate condition
based on Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala distribution

*遠藤 知弘¹, 渡辺 賢一², 田中 真伸³

¹名古屋大学, ²九州大学, ³KEK

臨界近傍条件で検出された中性子計数の確率分布は、Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala 分布に従う。この統計的性質に基づくことで、低い中性子計数率条件下における臨界判定が可能かどうか検討した。

キーワード：中性子計数、確率分布、確率母関数、臨界、Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala (PMZBB)分布

1. 緒言 1F 燃料デブリ取出作業時における未臨界監視を考えた場合、中性子計数の測定値が極めて低い状況も想定される。このような状況下では、中性子計数に基づいて未臨界度を統計精度良く推定することは容易ではない。従って、「中性子計数が極めて低い」という情報に基づいて、測定対象体系が臨界近傍状態なのか深い未臨界状態なのか、統計的に判定する手法の開発も望まれる。そこで本研究では、臨界近傍条件で検出された中性子計数が従う確率分布に基づくことで、臨界判定する方法について検討を実施した。

2. 提案手法 検出時間幅 T の間に C 個の中性子が検出される確率を $P(C)$ 、その確率母関数を $G(Z) \equiv \sum_{C=0}^{\infty} Z^C P$ とする。臨界近傍における検出確率過程を考えた場合、①一点炉近似および②二又近似(核分裂連鎖反応による中性子家系の分岐として二又分岐の寄与が支配的である)を適用できる。即発中性子減衰定数 $\alpha (>100 [1/s])$ の逆数と比べて $T \gg 1/\alpha$ であれば、計数 C が Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala (PMZBB)分布と呼ばれる確率分布に従うことが理論的に導出でき、その確率母関数 $G(Z)$ の理論式は以下のように記述できる[1]。

$$G(Z) = e^{-\frac{\langle C \rangle (1 + \delta(-\rho))}{Y_{\infty}} \left(\sqrt{1 + 2 \frac{Y_{\infty}}{1 + \delta(-\rho)} (1-Z)} - 1 \right) \left(1 - \frac{1}{2} \delta(-\rho) \left(\sqrt{1 + 2 \frac{Y_{\infty}}{1 + \delta(-\rho)} (1-Z)} - 1 \right) \right)} \dots (1), \quad Y_{\infty} \equiv \frac{\langle C \rangle^2 - \langle C \rangle^2}{\langle C \rangle} - 1, \quad \delta \equiv \frac{\langle \nu \rangle \langle q \rangle (q-1)}{\langle q \rangle \langle \nu \rangle (v-1)},$$

$\langle \rangle$ は期待値、 $-\rho \equiv (1 - k_{\text{eff}})/k_{\text{eff}}$ は未臨界度、 ν および q は1回の核分裂反応あるいは中性子源崩壊当たりに放出される中性子数、 Y_{∞} は C の分散対平均比の1からの差異をそれぞれ意味する。(1)式の $G(Z)$ を C 回微分し $C!$ をかけて $Z \rightarrow 0$ の極限をとれば、 $P(C)$ の理論値を計算できる。本研究では、計数 C の頻度分布 $P_{\text{exp}}(C)$ を測定し、臨界状態($-\rho = 0$)の時の PMZBB 分布の理論値 $P(C)$ との差を調べることで、体系が臨界か否か判定できないか調査した。

3. 検討結果 計数率が 0.1 cps の ^{244}Cm 自発核分裂源を含んだ ^{235}U 燃料体系を対象として、体系の未臨界度を変化させた数値実験により $P(C)$ を求め、臨界時の PMZBB 分布の理論値 $P(C)$ と比較した(図 1)。計数率が同じ条件だとしても、深い未臨界状態では C の頻度分布はポアソン分布に比較的近く、確率分布の裾が重い臨界時の PMZBB 分布とは大きく異なる。従って、測定された計数の頻度分布 $P_{\text{exp}}(C)$ と臨界時の PMZBB 分布の有意差を統計的に分析することで臨界状態を判定可能であると考えられる。

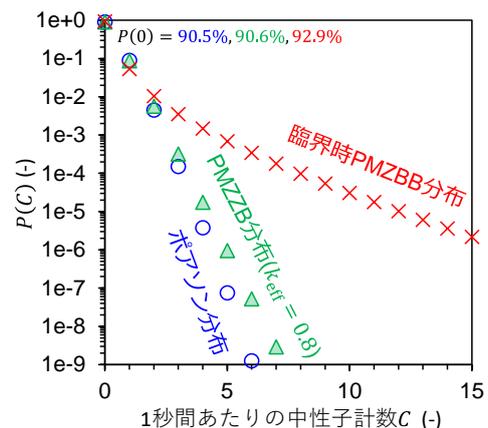


図 1 $P(C)$ の比較($T = 1 \text{ s}$, $\langle C \rangle = 0.1$)

謝辞 本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA20P20336542)の助成による。

参考文献 [1] T. Endo *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, DOI:10.1080/00295639.2022.2049992 (2022).

*Tomohiro Endo¹, Kenichi Watanabe², Manobu Tanaka³

¹Nagoya Univ., ²Kyushu Univ., ³KEK

Study on the criticality monitoring method by measurements of short-half-life noble-gas fission products for the criticality monitoring of fuel debris inside a primary containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations

*Eka Sapta Riyana¹, Masahiro Sakamoto¹, Taichi Matsumura¹, Kenichi Terashima¹ and Keisuke Okumura¹

¹JAEA

We investigated the possibility of estimating the effective neutron multiplication factor (k_{eff}) of the fuel-debris inside the primary containment vessel (PCV) of unit-2 of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F) using remote gas-radioactivity measurement. Our calculation result demonstrates the correlation between k_{eff} and the activity ratio (AR) of ^{88}Kr -to- ^{135}Xe for various fuel debris compositions and geometry. We also show the time-dependent behavior of the AR of ^{88}Kr -to- ^{135}Xe when the k_{eff} changes suddenly in PCV.

Keywords: Fuel Debris, Subcritical System, Monte Carlo Calculation, Short Half-life Fission Product

1. Introduction

The fuel-debris compositions of 1F depend on the mixture conditions and materials inside PCV. In this study, we performed neutron transport and subcritical depletion calculations for the PCV model of 1F-Unit 2 with various fuel debris compositions using a newly developed Monte Carlo depletion code [1]. The objective is to grasp the correlations between the AR of ^{88}Kr -to- ^{135}Xe and k_{eff} in PCV under the steady state and time-dependent conditions.

2. Calculation Method and Results

We performed a calculation and successfully obtained the relationship between the AR of ^{88}Kr -to- ^{135}Xe and the k_{eff} of the PCV model as shown in Figure 1. The figure shows, for the core averaged fuel isotope composition, the correlation between AR of ^{88}Kr -to- ^{135}Xe and k_{eff} is linear and similar to the previous study for the fuel debris canister. In the current study, we also considered for the cases when a positive or negative reactivity was added to the steady state condition. Figure 2 shows the time-dependent AR behavior when a positive reactivity was added.

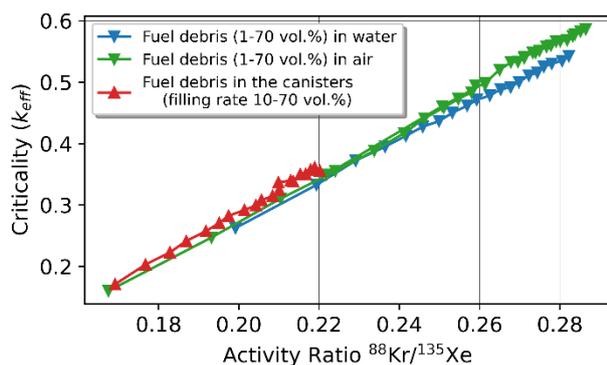


Figure 1 Correlation between AR of $^{88}\text{Kr}/^{135}\text{Xe}$ and k_{eff} for various fuel debris in PCV or canister.

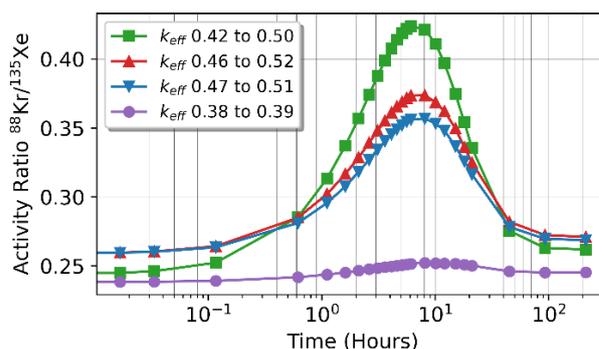


Figure 2 Time-dependent behavior of AR of $^{88}\text{Kr}/^{135}\text{Xe}$ when a positive reactivity is added.

3. Conclusion

It was found:

1. The relationship between the AR of ^{88}Kr -to- ^{135}Xe and effective multiplication factor (k_{eff}) is linear and not so sensitive to the geometry.
2. A peak of the AR of ^{88}Kr -to- ^{135}Xe is observed when a positive or negative reactivity was added.

References: [1] Eka S. Riyana, et al., Journal Nucl Sci Technol. 2022; 59(4): 424–430.

非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

(1) アクティブ中性子法を用いた燃料デブリ臨界特性測定システムの基礎設計

Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method

(1) Design of the fuel debris criticality characteristics measurement system

*西山 潤¹, 真鍋 征也², 原野 英樹², 小原 徹¹

¹東工大, ²産総研

取り出し燃料デブリの臨界安全上のリスクを迅速に測定・評価する1次スクリーニング用の測定システムについて、モンテカルロ化中性子輸送計算によって基本的な測定原理の検証を行った。

キーワード：燃料デブリ、臨界安全、廃止措置、アクティブ中性子法、中性子計測

1. 緒言

燃料デブリ取出し作業を安全かつ効率的に行うためには、事前情報が限られる取出し直後の燃料デブリについて、臨界安全上のリスクを迅速な一次スクリーニングにより測定・評価することで燃料デブリの仕分けと核分裂性物質の計量を行う必要がある。本研究では、核分裂性ウラン、プルトニウム、含有水素量を定量化し、燃料デブリの臨界安全上の特性を評価することができる測定システムを開発する。非接触のアクティブ中性子法による誘導核分裂中性子と含有水素による熱化中性子を同時に測定するシステムについて、検出器の測定原理をモンテカルロ中性子輸送計算によって検証した。

2. 測定システムの概要と輸送計算

測定システムは²⁴¹AmBe外部中性子源、2種類（球形、直管）の³He比例計数管、減速材、遮蔽材で構成される。図1に基本的な配置を示す。検出器システムは中性子遮蔽材で分けられた内側と外側にそれぞれ球形と直管の³He比例計数管が配置される。²⁴¹AmBeから放出された中性子がサンプル内で直接または減速されて誘導核分裂を起こす。そこで発生した誘導核分裂中性子を外側の検出器で測定する。また内部で減速された中性子を減速材の有無の検出器で測定する。モンテカルロ中性子輸送計算コードMCNP6.2を用いて測定原理の検証として図1の体系について、燃料デブリ体積割合、水含有量をパラメータとし、各検出器の検出効率の計算を行った。

3. 結果

図2に燃料デブリ体積割合に対する各検出器の外部中性子源発生当たりの検出効率を相対値で示す。外側の検出器は燃料デブリ量（ウラン量）の増加に伴い計数率が増加する。図3に水分量に対する結果を示す。水分量が増加するに従い、減速材のない裸の球形検出器の計数率が増加する。これにより基本的な核分裂性物質、水分量を測定するための基本的な動作原理を確認した。

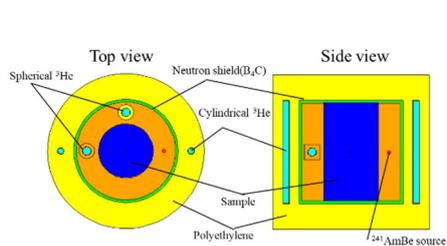


図1 測定システムの基本的な配置

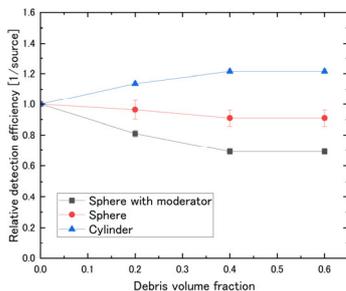


図2 燃料デブリ体積割合に対する
計算結果

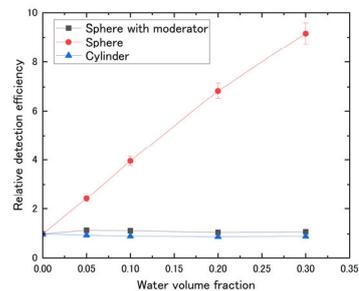


図3 水分量に対する計算結果

謝辞

本研究は、日本原子力研究開発機構（JAEA）廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」による研究費支援の下で実施されました。

*Jun Nishiyama¹, Seiya Manabe², Hideki Harano² and Toru Obara¹

¹Tokyo Tech., ²National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

(2) アクティブ中性子法を用いた 燃料デブリ臨界特性測定システム開発のための基礎実験

Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method

(2) Fundamental experiment for development of
the fuel debris criticality characteristics measurement system

*真鍋 征也¹, 西山 潤², 原野 英樹¹, 小原 徹²

¹産総研, ²東工大

非接触アクティブ中性子法による燃料デブリ臨界特性評価システムの開発を目指し、モンテカルロ計算の精度検証のための実験データ取得と比較を行った。軽水内に中性子線源(Cf-252、Am-Be)と二つの He-3 比例計数管を設置し、同時計数測定を行い、PHITS 計算と比較することで精度検証を行った。

キーワード: 燃料デブリ, 臨界安全, 廃止措置, 中性子計測, PHITS

1. 緒言

燃料デブリの取出し作業を安全かつ効率的に進めるためには、取出し後のデブリの臨界特性が重要となり、ウランやプルトニウムなどの核分裂生成物質の量や含有水素量を定量的かつ迅速に測定・評価する必要がある。発表者らは、非接触のアクティブ中性子法を用いて誘導核分裂中性子や含有水素による熱化中性子を測定することにより、臨界安全上の特性を評価できる測定システムの開発を目指している。開発においてはモンテカルロ中性子輸送計算で性能確認と設計の最適化を行う予定であり、計算の精度検証に必要な実験データ取得と比較を行った。

2. 実験及び解析

当該開発において重要となる軽水における中性子輸送計算の精度検証を目的とし、図1の体系を構築し、測定を実施した。軽水減速体(20 × 20 × 20 cm³)内に中性子線源(Cf-252 または Am-Be)及び二つの球状 He-3 比例計数管を設置し、放出中性子あたりの計数を導出し、複数の核データライブラリ(JENDL-4.0, JENDL-5.0, ENDF/B-VIII.0)と PHITS3.28 を用いて計算した結果と比較した。さらに自発核分裂中性子線源である Cf-252 を用いた測定においては、二つの検出器の同時計数測定を行うことで、同一核分裂から放出される中性子の測定を行った。

3. 結論

測定と計算の結果を基に、核データライブラリごとに計算精度を検証している。また、同時計数測定では、低強度の Cf-252 線源を用いることで、同時放出される中性子の寄与を確認できた。

謝辞

本研究は、日本原子力研究開発機構 (JAEA) 廃炉環境国際共同研究センター (CLADS) の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」による研究費支援の下で実施されました。

* Seiya Manabe¹, Jun Nishiyama², Hideki Harano¹ and Toru Obara²

¹AIST, ²Tokyo Tech

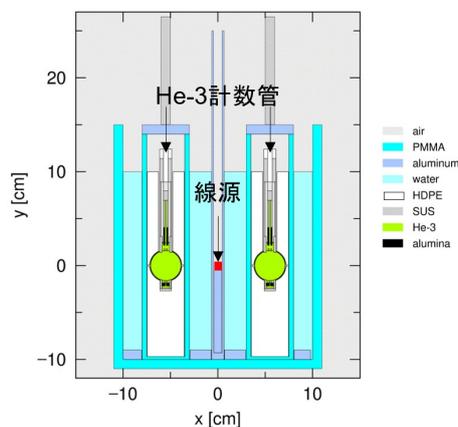


図1. PHITS で模擬した測定体系

非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

(3) 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化

Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method

(3) Improvement of criticality impact analysis method for weakly coupled systems of fuel debris

*竹澤 宏樹¹、小原 徹²

¹長岡技術科学大学、²東京工業大学

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し作業を対象とした臨界影響解析を行うため、遅発中性子による核分裂にも対応した多領域積分型動特性解析コード MIK2.0 の開発を進めている。MIK2.0 コードの予備検証として、Godiva 炉の超臨界実験を対象とした再現解析の進捗について報告する。

キーワード：臨界安全、動特性解析、燃料デブリ、弱結合炉

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し作業を対象とした臨界影響解析は、現場作業員の安全確保方策を検討・確立するために重要である。このような背景のもと、本研究は遅発中性子による核分裂にも対応した多領域積分型動特性解析コード MIK2.0 を開発している。今回の開発では、動く燃料デブリ多粒子体系を含む弱結合炉体系(図1)が解析対象となる可能性も考慮している。

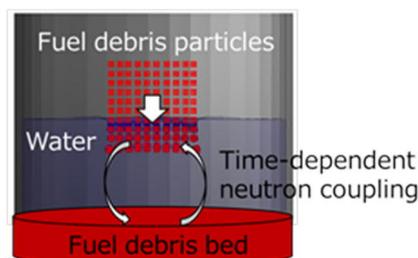


図1：動く燃料デブリ多粒子体系を含む弱結合炉体系の例

2. 方法

積分型動特性モデルを式(1)に示す。 $N_i(t)$ は領域*i*、時刻*t*の核分裂反応率 [fissions/s]、 $\alpha_{ij}(\tau)$ は領域*j*でのソース核分裂によって発生した即発中性子または遅発中性子によって、ソース核分裂から $\tau \equiv t - t'$ 秒後に引き起こされる領域*i*の核分裂反応率 [secondary fissions@i/sec/source fission@j] である。

$$N_i(t) = \sum_j \left\{ \int_{-\infty}^t \left(\alpha_{ij}^p(\tau) + \alpha_{ij}^d(\tau) \right) N_j(t') dt' \right\} \quad (1)$$

遅発中性子の発生時間遅れ τ_d は、 $\lambda_I e^{-\lambda_I \tau_d} d\tau_d$ (λ_I : 先行核群の崩壊定数)に基づいて式(1)の離散化式の中で考慮される。フィードバック効果は、 $\alpha_{ij}(\tau)$ 関数の更新によって反映される。MIK2.0 コードの予備検証の準備として、Godiva 炉に約 1.2\$及び約 8.1¢の反応度を仮定し、出力解析の動作確認を実施した。Godiva 炉の $\alpha_{ij}(\tau)$ 関数は、MVP3.0・JENDL-4.0を用いて計算した。

3. 結果・まとめ

動作確認結果の例を図2に示す。遅発超臨界(約 8.1¢)の例では、遅発中性子による核分裂の効果が出力挙動に反映されていることが確認された。引続き、プログラムを高速化し、フィードバック効果を考慮した Godiva 炉の超臨界実験の再現解析(特に出力挙動の遅発中性子テイル部)を実施する。

謝辞 本研究は、廃炉国際共同研究センター/国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」による研究費支援の下で実施されたものです。

*Hiroki Takezawa¹, Toru Obara²

¹Nagaoka University of Technology, ²Tokyo Institute of Technology

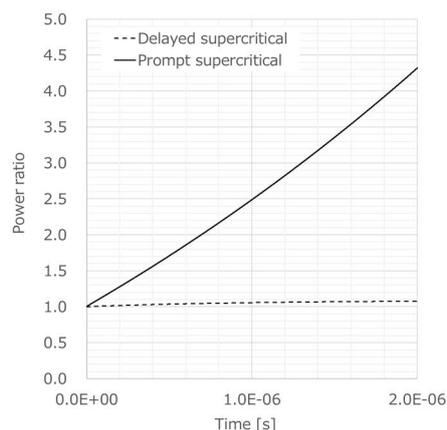


図2：MIK2.0コードの動作確認結果の例

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

[3K06-09] Criticality Analysis of Fuel Debris 2

Chair: Motomu Suzuki (CRIEPI)

Wed. Mar 15, 2023 10:55 AM - 12:00 PM Room K (13 Bldg.2F 1322)

[3K06] Kinetics analysis to investigate effects of fuel debris particle size on criticality behavior in terms of thermal transfer

*Kodai Fukuda¹, Yuichi Yamane¹ (1. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM

[3K07] Improvement of criticality calculation speed in fuel debris falling down in water

*Takuya Miura¹, Jun Nishiyama¹, Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech)

11:10 AM - 11:25 AM

[3K08] Critical mass calculation of a fuel randomization system using Solomon

*Tomoaki Watanabe¹, Ueki Taro¹, Suyama Kenya¹ (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3K09] Extreme value analysis of bounded amplification in random media criticality calculation

*UEKI TARO¹ (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

燃料デブリ粒子の大きさが臨界挙動に与える影響を熱移動の観点から調査する動特性解析

Kinetics analysis to investigate effects of fuel debris particle size on criticality behavior in terms of thermal transfer

*福田 航大, 山根 祐一

日本原子力研究開発機構 安全研究センター

燃料デブリ粒子が水中に分散した体系にて臨界事故が発生した場合に粒子径が総核分裂数に与える影響を明らかにすることを目的とした動特性解析を行った。その結果、条件によっては粒子の半径が1桁小さくなれば総核分裂数が10倍となることが明らかとなり、影響評価時に粒子径を適切に設定する必要性が示された。

キーワード：臨界安全、臨界事故解析、動特性解析、燃料デブリ、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ける燃料デブリ取り出し時に臨界安全性評価の対象となる体系の一つに、小さなデブリ粒子が水中に分散した体系（以下、「分散体系」とする。）が挙げられる。分散体系は、大きなデブリの塊からなる体系と比較して大きな実効増倍率を持ちやすいため既往のデブリ臨界事故解析研究で用いられてきた^{[1][2]}。分散体系における臨界過渡中にデブリ粒子表面から周囲の水への単位時間及び単位燃料体積当たり移動する熱量は、粒子・水間の温度差が同等の場合には粒子が小さい程大きい。その結果、粒子が小さい程臨界過渡中の平均デブリ温度が低くなることで、負の反応度フィードバック効果（ドップラー効果及び減速材ボイド）が抑制され平均核分裂率（出力）は大きくなり、総核分裂数も大きくなると考えられる。上述のような粒子の大きさが熱移動の観点から臨界挙動に与える影響は、デブリによる臨界事故影響を適切に評価するために重要である。そこで本研究では、粒子状のデブリが臨界となる場合に粒子径が総核分裂数に与える影響を明らかにすることを目的として動特性解析を行った。

2. 方法

ある半径 r [cm] をもつ燃料粒子が、半径 R [cm] の球状に水中で分散している臨界体系（図1）に1.5\$のステップ状反応度が印加された場合を考える。解析には一点炉動特性方程式及び非定常次元熱伝導方程式を用いた。反応度フィードバックとしてドップラー効果及び減速材ボイドを考慮した。熱計算時には代表粒子として1つの燃料粒子に着目した。

燃料粒子とその周囲の水間の熱伝達に関する境界条件設定の複雑さを回避するために、本研究では2通り極端な境界条件を用いた。一方は、熱伝達を常に過大に考慮し核分裂数を最大化する条件、他方は熱伝達を無視し核分裂数を最小化する条件である。得られた結果より、現実的な熱伝達条件において総核分裂数がとりうる範囲を示した。

燃料粒子とその周囲の水間の熱伝達に関する境界条件設定の複雑さを回避するために、本研究では2通り極端な境界条件を用いた。一方は、熱伝達を常に過大に考慮し核分裂数を最大化する条件、他方は熱伝達を無視し核分裂数を最小化する条件である。得られた結果より、現実的な熱伝達条件において総核分裂数がとりうる範囲を示した。

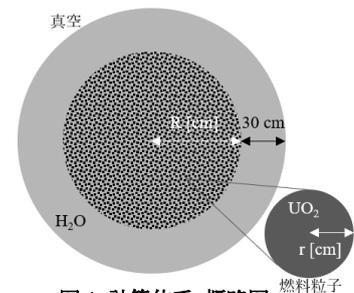


図1 計算体系 概略図

表1 主要な計算結果（いずれも熱伝達過大条件、0-100分に対する結果）

	燃料粒子半径 r [cm]			
	0.01	0.1	1	10
平均燃料粒子中心温度 [K]	301	308	393	770
平均核分裂率 [$1/s/cm^3$]	7.9×10^{16}	6.5×10^{16}	4.3×10^{16}	3.4×10^{15}
総核分裂数 [$1/cm^3$]	7.7×10^{15}	6.6×10^{15}	4.3×10^{15}	3.6×10^{14}

3. 結果

表1に熱伝達を過大に考慮した条件での反応度印加から100分後までの主要な計算結果を示す。燃料粒子径が小さい程臨界過渡中の平均燃料温度は低く、その結果として平均核分裂率及び総核分裂数は大きくなっている。特に、燃料粒子半径1cm時の総核分裂数は10cm時の10倍以上となっている。一方で図2に示されるように、熱伝達を無視した場合には燃料粒子径に起因する総核分裂数の差異は顕著ではない。以上より、燃料粒子から周囲への熱伝達が強調される条件、例えばデブリ周辺に大量の水が存在するような条件では、分散体系を構成する燃料粒子径が臨界事故時の総核分裂数評価値に無視できない差異を与えることが明らかとなり、総核分裂数の過大・過小評価を避けるために粒子径を適切に設定する必要性が示された。

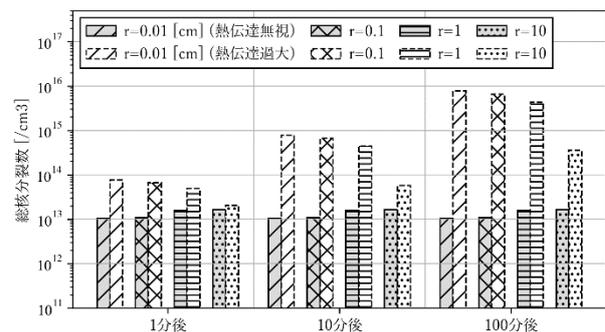


図2 反応度印加より一定時間経過後の総核分裂数

参考文献

[1] Tuya D, et al. Supercritical transient analysis in hypothetical fuel-debris systems by multi-region approach based on integral kinetic model. Ann Nucl Energy (2018)

[2] Fukuda K, et al. Radiation Dose Analysis in Criticality Accident of Fuel Debris in Water. Nucl Sci Eng (2020)

本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Kodai Fukuda and Yuichi Yamane

Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリ水中落下時の臨界解析高速化

Improvement of criticality calculation speed in fuel debris falling down in water

*三浦 拓也¹, 西山 潤¹, 小原 徹¹

¹東工大

確率論的幾何形状モデル STGM を用いて、燃料デブリ水中落下時の臨界解析を行った。領域分割数を多くすると、実効増倍率は Explicit の結果に近づくが、計算時間を要する。そこで、結合可能な隣接するメッシュを結合させて領域数を減らすことで、計算時間を短縮することが可能であることが明らかとなった。

キーワード：臨界安全，モンテカルロ計算，高速化，STGM，燃料デブリ

1. 緒言

燃料デブリ水中落下時のモンテカルロ計算は計算時間を要するので、計算精度を保ちつつ、計算の高速化が必要である。モンテカルロ計算で、確率論的幾何形状モデル STGM を用いて解析する場合、体系をメッシュで分割し、メッシュ内の燃料デブリ体積充填率によって燃料粒子の位置を中性子のパスに沿って確率論的に決定する。この場合、メッシュ分割数が少ないと精度が下がり、多いと精度は向上するが計算時間を要する。本研究の目的は、STGM に結合可能な隣り合うメッシュを結合させるアルゴリズムを適用することで、臨界計算の十分な精度を保ちつつ、高速化が可能であることを明らかにすることである。

2. 解析

UO₂ (濃縮率 5wt%)、半径 1.0cm の球状デブリが体積充填率 30% で直径・高さ 90cm に分布している体系に対して解析を行った。球状デブリの体積充填率と無限増倍率の関係において、無限増倍率を最大値の 2% の幅で区切り、それぞれの無限増倍率の区間に対応する体積充填率の区間を決めた。さらに、体系の各メッシュにおいて、隣り合うメッシュの体積充填率が同じ区間にある場合、メッシュを結合させた。これにより体系の領域分割数を少なくし、モンテカルロコード MVP3.0 で STGM を用いて臨界解析を行った。なお、計算には東工大の TSUBAME3.0 を用いて、総ヒストリー数 2500 万・100 並列で解析した。

3. 結果

解析結果を表 1 に示す。メッシュ結合アルゴリズムを用い、計算領域を減らすことで、メッシュを結合しない計算に比べて計算時間が短縮されることが分かる。そのため、ある程度の分割数を取りながら臨界計算の高速化が可能であることが明らかとなった。

また、Explicit は燃料デブリ粒子を 1 つ 1 つすべてインプットに配置させた計算であり、これと比較すると STGM の計算時間は約 25 分の 1 となっている。一方、今回の体系では STGM の実効増倍率は Explicit に比べて 2% ほど過大評価しており、より安全側の評価となっている。

表 1 計算時間と実効増倍率

	125分割 (20cmメッシュ)		8000分割 (5cmメッシュ)	
	メッシュ結合なし	メッシュ結合あり	メッシュ結合なし	メッシュ結合あり
BODY数	125	65	8000	2783
計算時間	28s	24s	12m11s	3m43s
k_{eff}	1.4200	1.4198	1.4109	1.4114

*Takuya Miura¹, Jun Nishiyama¹ and Toru Obara¹

¹Tokyo Tech.

Solomon を用いた燃料乱雑体系の臨界量解析

Critical mass calculation of a fuel randomization system using Solomon

*渡邊 友章¹, 植木 太郎¹, 須山 賢也¹

¹JAEA

JAEA が開発中のモンテカルロソルバーSolomon は、燃料デブリの臨界評価を目的とした多種物質乱雑体系での臨界計算が可能である。本研究では、Solomon を用いて数種類の燃料が乱雑に混ざった体系での臨界量解析を実施し、均質体系との比較等により燃料の空間的乱雑さが臨界量へ与える影響を確認した。

キーワード : Solomon, 乱雑体系, 臨界量, モンテカルロ, 燃料デブリ

1. 緒言 JAEA では燃料デブリの臨界評価に向けて様々な燃料組成における均質・非均質体系での臨界量解析を実施してきた[1, 2]。一方で、JAEA では燃料デブリの乱雑な燃料組成で臨界計算を行うためのモンテカルロソルバーSolomon[3, 4]を開発している。本研究では、Solomon の乱雑化モデルを用いた臨界量評価手順の確立及び燃料組成の乱雑さが臨界量解析に与える影響の確認を目的とし、数種類の燃焼度の異なる燃料による乱雑体系での臨界量解析を実施した。

2. 手順 図1に示す水反射体を伴う球体系において、Solomon を用いて、燃料領域にワイエルシュトラウス関数に基づく乱雑な燃料分布を与えて $k_{\text{eff}}=0.98$ となる燃料領域の大きさを計算した。まず、ある一つの乱雑分布に対して燃料領域半径を $k_{\text{eff}}=0.98$ となる半径を含むように4点変えて臨界計算を行い、3次関数補間により $k_{\text{eff}}=0.98$ となる燃料領域半径(臨界半径)を求めた。この一連の計算を100個の異なる乱雑分布に対して行い、得られた100個の臨界半径を統計処理することにより燃料分布の乱雑さによる臨界半径の不確かさを評価した。核データにはJENDL-4.0を用いた。

3. 結果 結果の一例として、BWR STEP3 燃料集合体[5]のSWAT4.0による燃焼計算により得た燃焼度15.2, 33.3, 40.2 Gwd/tの3種の集合体平均燃料組成を2:3:4の割合で乱雑に混合させた場合の臨界半径計算結果を図2に示す。横軸

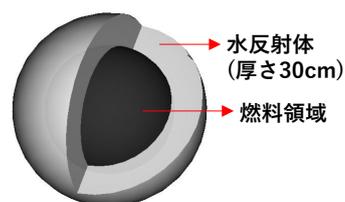


図1 計算体系

の V_m/V_f は燃料領域に一定割合で混合させた水の割合(燃料に対する水の体積割合)を表す。図2は臨界半径の平均値(Ave.)及びその $\pm 3\sigma$ の範囲、また比較として燃料領域の燃料分布を一樣とした場合の臨界半径(Homo.)を示している。臨界半径のばらつき(3σ)は最適減速付近で約5 cm となった。乱雑分布での臨界半径平均値は一樣分布の臨界半径に比べて小さく、これは100ケースのうちの多くのケースで燃料分布の不均一性により実効増倍率が増加したことを意味する。なお、臨界半径の頻度分布は平均値の周りに概ね正規分布で分布しており、標準偏差によるばらつきの評価が妥当であることを確認した。

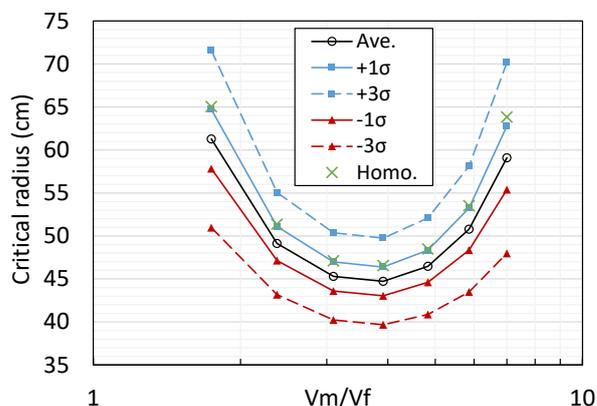


図2 燃料乱雑体系での臨界半径

4. 結論及び今後の課題 Solomon を用いた臨界量解析を実施し、乱雑体系の臨界量及びそのばらつきを評価できる見通しを得た。今後の課題として、非均質な体系への適用やサンプル数の合理化等が挙げられる。

参考文献 [1] K. Tonoike et al., Proceedings of ICNC2015. [2] T. Watanabe et al., Proceedings of ICNC2019. [3] Y. Nagaya et al., Proceedings of ICNC2015. [4] T. Ueki, Progress in Nuclear Energy, 2022. [5] K. Suyama et al., NEA/NSC/R(2015)6, 2016.

本研究は原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部である。

*Tomoaki Watanabe¹, Taro Ueki¹ and Kenya Suyama¹

¹JAEA

極値統計によるモンテカルロ乱雑化臨界計算における有界増幅の評価

Extreme value analysis of bounded amplification in random media criticality calculation

*植木 太郎¹

¹ 日本原子力研究開発機構

デブリ臨界管理手法整備において開発中のモンテカルロ法ソルバーSolomonには、乱雑化レプリカを生成し、デルタ追跡法により臨界性揺らぎを評価する機能が備わっている。本予稿では、一般化極値統計に基づき、乱雑化の有界増幅が、臨界性揺らぎの上限推定に必要なレプリカ数を大幅に低減することを報告する。

キーワード：有界増幅、乱雑化、極値統計、デブリ臨界、モンテカルロ法、Solomon

1. 緒言 不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (IRWF: incomplete randomized Weierstrass function) に基づく乱雑化 (IRWF-乱雑化) が、3 燃焼度点 15.2Gwd/t、24.2Gwd/t、37.5Gwd/t で代表される水含有燃料デ

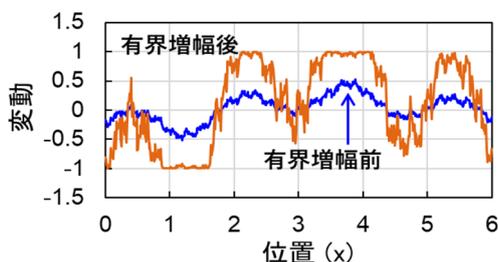


図1 一次元 IRWF の有界増幅例

ブリの燃料混合部分に適用され、臨界性揺らぎが評価されている[1]。そこで、生物系のモデリングで使用される有界増幅の手法[2]を IRWF-乱雑化に適用し、臨界性揺らぎの上限を効率的に推定することを試みた。有界増幅関数として $T(f(\mathbf{r})) = 2cf(\mathbf{r}) / (1 + c^2f(\mathbf{r})^2)$ (c は正の定数) を選び、Solomon に実装し、臨界計算を実施した。図1に、有界増幅の典型例を示す。また、有界増幅を未適用の IRWF-乱雑化の Solomon 臨界計算から得られる

実効増倍率 (k_{eff}) に対して、一般化極値統計解析を実施し、有界増幅の性能を評価した。

2. 一般化極値統計の適用 X_1, X_2, \dots, X_n を、独立な IRWF-乱雑化 (レプリカ) の Solomon による臨界計算から得られる k_{eff} とする。極値統計においては、 $Z_n \equiv \max\{X_1, X_2, \dots, X_n\}$ を分析の対象とする。スケールと位置に関する規格化定数 a_n と b_n を適切に選ぶと、 Z_n の累積分布関数は、 $n \rightarrow \infty$ で、極値指数 ξ の一般化極値分布 G_ξ に収束する[2]。 $P((Z_n - b_n)/a_n \leq z) \rightarrow G_\xi(z) = \exp[-(1 + \xi z)_+^{-1/\xi}]$ (添え字の $+$ は丸括弧内が負の時に0となることを示す。) $\xi > 0$ は Fréchet 分布、 $\xi = 0$ は Gumbel 分布、 $\xi < 0$ は Weibull 分布に相当する。統計ソフト R の極値統計パッケージ ismev[3] を使用して、最尤法に基づき、 k_{eff} の最大値の極値指数 ξ を評価したところ、 $n = 6000$ に対して、ブロックサイズ m の n/m 個の Z_m から $\xi \approx -0.2$ を得た。したがって、Weibull 分布の上限値から X_1, X_2, \dots, X_n の確率分布関数の上限値が求まる。図2には、有界増幅が適用された IRWF-乱雑化の 100 レプリカ

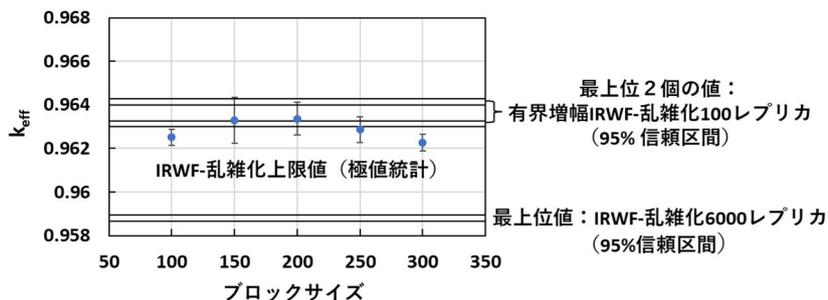


図2 実効増倍率最大値と極値統計による上限値の比較

から得られる k_{eff} の最上位値が、有界増幅なしの IRWF-乱雑化 6000 レプリカからの k_{eff} の一般化極値統計解析より得られる上限値を、上まわっていることがわかる。この結果は、上限値推定の観点において、60 倍の計算効率化が達成されていることを意味する。なお、上限

値の誤差棒評価のために、 X_1, X_2, \dots, X_n にランダム置換を適用して一般化極値統計解析を実施した。

参考文献 [1] T. Ueki, Progress in Nuclear Energy, 144 February 2022, 104099. [2] X. Han, P.E. Kloeden, Random Ordinary Differential Equations and Their Numerical Solution, Springer, 2017. [3] 高橋倫也・志村隆影 極値統計学 近代科学社 2016.

本報の研究は、原子力規制庁の令和 4 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業として行われた。

*Taro Ueki

¹Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

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

[3K10-13] Critical Experiment Facility

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 15, 2023 2:45 PM - 3:50 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[3K10] Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel(2)

*Tsuyoshi Misawa¹, Hironobu Unesaki¹, Yasunori Kitamura¹, Yoshiyuki Takahashi¹ (1. Kyoto University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3K11] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Satoshi GUNJI¹, Shouhei ARAKI¹, Tomoki YOSHIKAWA¹, Kazuhiko IZAWA¹, Kenya SUYAMA¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3K12] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Tomoki Yoshikawa¹, Shouhei Araki¹, Yu Arakaki¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹, Kenya Suyama¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3K13] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Shouhei Araki¹, Satoshi Gunji¹, Arakaki Yu¹, Tomoki Yoshikawa¹, Kazuhiko Izawa¹, Kenya Suyama¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

KUCA の低濃縮燃料への変更計画 (2)

(2) U-Mo 燃料炉心

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel (2)

(2) Core with U-Mo Fuel

*三澤 毅, 宇根崎博信, 北村康則, 高橋佳之

京都大学・複合原子力科学研究所

KUCA の燃料を低濃縮ウランに変更する計画を進めており、固体減速炉心では世界初となるウランモリブデン燃料を使用する予定である。その燃料板の構造と解析例を報告する。

キーワード：低濃縮燃料, ウランモリブデン, KUCA

1. 緒言

京都大学臨界実験装置(KUCA)は低濃縮ウラン (LEU) 燃料を使用するための設置変更申請書が 2022 年 4 月に承認され、現在設工認申請を行い燃料製造の準備中である。軽水減速炉心では KUR 等の研究炉で広く使用実績があるウランシリサイド (U_3Si_2) 燃料を、固体減速炉心では燃料密度の高いウランモリブデン合金 (U-Mo) を用いた燃料板を使用する^[1]。なお、燃料板以外の制御系統等の KUCA の設備は変更しない。

2. U-Mo 燃料炉心

燃料板 (図 1、LU) は LEU に約 7%の Mo を加えた合金 (U-Mo) と Al を混合させて圧縮して固めた Core 部を Al 製のボックスに入れて Al カバーをレーザー溶接により取り付けられた形状で、従来の U-Al 合金の HEU 燃料板 (HU) と比べて厚さは約 1.4 倍となるが、従来通り減速材であるポリエチレン板 (PE) 等と組み合わせて燃料さや管に入れて燃料体を構成する。図 2 に LU+2/8"PE の燃料セルからなる燃料体を用いた臨界炉心配置を示す。この燃料領域の高さは約 40cm であり、この燃料領域高さの炉心では最も燃料体数が少ない配置 (20 体) のものである。

MCNP と SRAC-CITATION (共に JENDL-4.0) の実効増倍率の計算結果を表 1 に示す。HU に比べて U 密度が約 10 倍高くなること、HU の場合と比べて U と PE の位置関係が複雑になること (Core 部が PE より小さく、Core 部の周囲に Al がある) などのため SRAC での計算精度は HU の場合と比べて低くなることも予想されたが、この炉心についての MCNP の結果との差異は約 0.3% であり、これまで通り実験解析で決定論的手法を用いることは可能であると考えられるが、今後も解析方法の検討を継続する。

3. 結論

2023 年度中に LU を導入して初期炉心特性を測定することを目指している。

参考文献

[1] 三澤 他、「KUCA の低濃縮燃料への変更計画」2020 秋の年会 1H12.

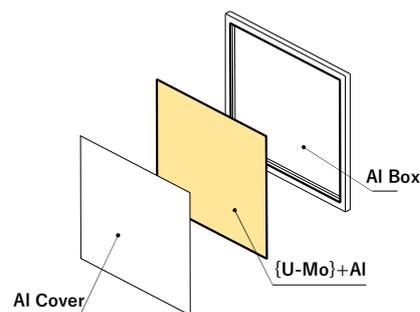


図 1 U-Mo 燃料板

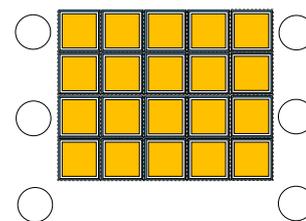


図 2 L2-40cm 炉心配置

表 1 L2-40cm 炉心の実効増倍率計算結果

Code	k eff
MCNP	0.9996 ± 0.0001
SRAC-CITATION	1.0027

*Tsuayoshi Misawa, Hironobu Unesaki, Yasunori Kitamura and Yoshiyuki Takahashi

Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備

(9) 初臨界及び燃料デブリの挙動を模擬する実験炉心の検討

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(9) Study of core configurations for the first criticality and experiments simulating the behavior of fuel debris

*郡司 智¹, 荒木 祥平¹, 吉川 智輝¹, 井澤 一彦¹, 須山 賢也¹

¹ JAEA

定常臨界実験装置 STACY の初臨界炉心配置を格子板ごとに検討し、現有する 400 本の燃料要素で最も構造材料の不確かさが小さい 950 mm の水位で臨界となる条件を得た。また、燃料デブリの落下・合体を静的に模擬する実験について中性子増倍率の変化を評価し、水位操作による臨界実験の成立性を確認した。

キーワード : STACY 更新炉, 臨界実験, 臨界集合体, 燃料デブリの臨界特性評価

1. 緒言 令和 6 年の初臨界を目指して更新工事を行っている STACY での臨界実験では、現有する UO₂ 棒状燃料 (²³⁵U 濃縮度 4.98 wt.%) 400 本とコンクリートや鉄などを再現する構造材棒、各種装荷物のための内挿管により実験炉心を構成する。格子板ごとに設定する初臨界炉心構成に加え、燃料デブリの落下時の中性子増倍率変化を静的に模擬する 2 分割炉心による実験が検討されているため、その成立性を確認する。

2. 実験炉心の検討及び結果

2-1. 解析方法 MCNP6.2 コードと FRENZY2 で処理した JENDL-4.0 または JENDL-5 ライブラリを用いた。

2-2. 初臨界炉心 STACY 更新炉では 15.0 及び 12.7 mm 間隔の正方格子板が準備されるが、12.7 mm 格子の中性子減速条件では燃料 400 本を正方格子に配置しただけは臨界にはならない。そこで炉心を 2 領域に分け、外周部分はドライバー領域として減速条件を変えるために市松模様状に配置して格子間隔を $\sqrt{2}$ 倍の 18.0 mm 相当とする場合、炉心全体を 18.0 mm とする場合について検討した。中性子吸収効果が大きい中間格子板に達しない水位 950 mm 以下で臨界に達する燃料本数を評価した (表 1)。15.0 mm 格子では用いる核データにより評価が異なっており、より詳細な計算モデルによる追加検討が求められる結果を得た。

2-3. 燃料デブリの落下を模擬する実験炉心 本試験は、格納容器などに燃料デブリが堆積している場合に、上方から新しい燃料デブリ塊が落下してくるような状況における中性子増倍率の過渡変化を、2 分割炉心の近接・合体によって静的に模擬するものである。表 2 のように同じ本数の棒状燃料を異なる減速条件で近接させた場合の中性子増倍率の変化量を評価した。最適減速に近い 15.0 mm 格子の方が増倍率の変化量が約 2 倍大きいこと、これらの変化量は臨界水位の調整で制御できる範囲 (水位差は JENDL-5 では 1 割強少なく評価される) であることを確認した。

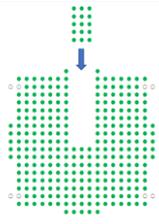
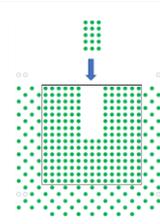
謝辞 本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

表 1 水位 950 mm における臨界量

格子間隔	燃料本数 ¹⁾
15.0 mm 正方	269 / 261
12.7 mm 正方(2 領域)	341 / 341
18.0 mm 正方	201 / 201

1) JENDL-4.0 / JENDL-5 の結果

表 2 燃料落下模擬炉心の検討例²⁾

15.0 mm 格子	12.7 mm 格子
	
$\Delta k_{\text{eff}}: 0.027 / 0.026$	$\Delta k_{\text{eff}}: 0.011 / 0.011$
$\Delta Hc: 316 / 263 \text{ mm}$	$\Delta Hc: 174 / 154 \text{ mm}$

2) JENDL-4.0 / JENDL-5 の結果, Hc: 予想臨界水位

*Satoshi Gunji¹, Shouhei Araki¹, Tomoki Yoshikawa¹, Kazuhiko Izawa¹, and Kenya Suyama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (10) デブリ構造材模擬体を用いた炉心の臨界解析及び炉心構成範囲の検討

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

(10) Criticality analysis of experimental core using debris structural material rods and investigation of acceptable core configuration

*吉川 智輝¹, 荒木 祥平¹, 新垣 優¹, 井澤 一彦¹, 郡司 智¹, 須山 賢也¹

¹ JAEA

STACY 更新炉での実験に用いる燃料デブリを模擬した実験用装荷物の炉心装荷時の設工認を取得するための核特性解析を行い、炉心構成要件を満たす炉心の指針を得た。

Keywords : Fukushima Dai-ichi NPP, Modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris, Structural materials, Boron concentration

1. 緒言 JAEA では、定常臨界実験装置 STACY 更新炉を用いて福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリの臨界安全評価手法の妥当性検証を行うため、コンクリート及び鉄を模擬したデブリ構造材模擬体（以下：模擬体）を炉心に装荷する実験を計画している。この実験を実施するには模擬体を装荷した炉心の設工認の取得が必要である。許認可で定めた確認手順に従って、代表的な炉心の評価例として許認可で使用した計算コード及び核データライブラリによって炉心の津波水没時の影響及び核的制限値（原子炉停止余裕、水位反応度係数及び温度反応度係数など）の解析を行い、炉心構成要件を満たす炉心を確認した。また、満たさない炉心において、その要件に収まるような炉心を再評価した。模擬体が炉心中央に装荷される炉心と模擬体が炉心全体に均一に装荷される炉心に対し、評価結果を基に実験計画の指針を得るための検討を行った。

2. 解析 図1に解析の例として中央に5×5本の模擬体を装荷した炉心を示す。この炉心において3つの格子間隔（1.27, 1.50, 2.54-cm）、2種類の模擬体（コンクリート、鉄）の条件で水位を許認可上の制限値の40~140cmで変化させ、臨界となる燃料棒本数、原子炉停止余裕及び津波水没における安全板、未臨界板装荷時に未臨界が担保できることをMVP2及びJENDL-3.3で評価した。ボロン添加実験のために、津波水没時

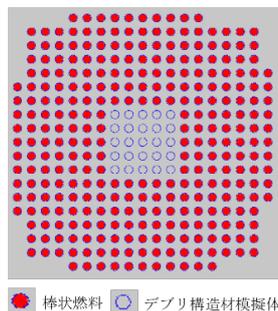


図1 装荷パターン例

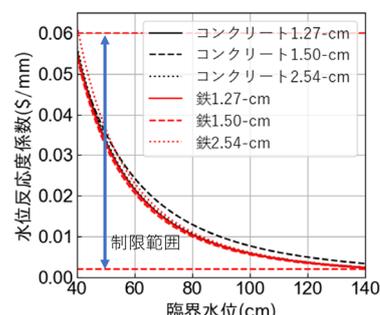


図2 水位反応度係数

に未臨界を担保できる最大の燃料棒を装荷した炉心について、減速材にボロンを添加した際の各水位における臨界となるボロン濃度を評価した。上記評価で制限値を満足した炉心において、動特性定数を JENDL-3.3 をライブラリとする SRAC-PIJ で作成した 16 群の群定数を用いて THREEDANT により評価した。

3. 解析結果 結果の一例として図2に図1の装荷パターンにおける水位反応度係数の評価結果を示す。鉄を装荷した場合、水位40cm、格子間隔2.54cmで制限値 ($2.0 \times 10^{-3} \sim 6.0 \times 10^{-2}$ (\$/mm)) から約1%逸脱し、核的制限値を満足しないことが明らかとなった。一方で、その他の核的制限値は満足しており、それらの水位依存性は小さいことが確認できたため、臨界水位を水位反応度係数の制限値を満たすことができる条件では実験が可能となると予想された。

謝辞 本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

* Tomoki Yoshikawa¹, Shouhei Araki¹, Yu Arakaki¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹, Kenya Suyama¹

¹ Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (11) コンクリート構造物模擬体を用いた実験の検討

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

(11) Design of experimental core with concrete rods

*荒木 祥平¹, 郡司 智¹, 新垣 優¹, 吉川 智輝¹, 井澤 一彦¹, 須山 賢也¹

¹ JAEA

STACY 更新炉において、コンクリートの組成を模擬したデブリ構造物模擬体（コンクリート）を炉心に装荷した実験を検討中である。試作で得られた模擬体の密度・組成情報を用いて、反応度値を評価した。結果を基に水位差が数 cm となるような、水位計で測定可能な実験体系を検討した。

Keywords : Fukushima Dai-ichi NPP, modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris, Concrete

1. 緒言 東京電力福島第一原子力発電所の事故で発生した燃料デブリの臨界管理に資するため、主要な原子炉構造物の1つであるコンクリートの組成を模擬したデブリ構造物模擬体（コンクリート）（以下：コンクリート棒）を STACY 更新炉に装荷し反応度値等を測定する実験を計画している。コンクリート棒は、燃料棒と同サイズの AI 製細管に封入されるため、粗骨材を含んだ普通コンクリートを封入することができず、コンクリート模擬物質をペレット状に加工したものを利用する。そのため、模擬物質は普通コンクリートとは異なる組成（構成元素割合・密度）となり、装荷数などの炉心構成を決定するためには、実際に装荷される組成での事前解析が求められる。そこで、本研究では、コンクリート棒の試作で得られた組成情報を基に得られる反応度値等を評価し炉心構成を検討した。

2. 解析体系・結果 模擬物質は水、モルタル材及び粒径を揃えた細骨材から製作し、水分量を制御するため、自由水を含まない絶乾状態のものを採用した。組成は普通コンクリートと比べ、密度が低下し、主要元素である Si、Ca の含有量がそれぞれ減少及び増加した。

実験炉心として、炉内構造物の影響が小さいと考えられる[1]臨界水位が 90-cm 程度となる構成を格子間隔 1.27 及び 1.50-cm のそれぞれで検討した。炉心中央の燃料棒をコンクリート棒と装荷本数、位置を変えて置換した体系に対し、MCNP6 及び ENDF/B-VII を用いて反応度値及び水位反応度係数を求め水位差を評価した。

図 1 に格子間隔 1.27-cm におけるコンクリート棒の装荷本数、位置と反応度値及び水位差の結果を示す。図内に示した装荷パターンの数字は装荷本数を a, b はそれぞれコンクリート棒を分散して配置した場合(a)と中央に密集して配置した場合(b)を示している。STACY 更新炉の水位の測定精度が±0.5-mm であるため、水位差は数 cm 程度であることが望ましい。よって、格子間隔 1.27-cm の炉心の場合、9 本のコンクリート棒を密集して装荷する、または、25 本を分散して装荷することが必要である。今後、この結果を実験炉心の検討に反映する。

参考文献 [1]郡司他、日本原子力学会「2022 秋の年会」2G11

謝辞 本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Shouhei Araki¹, Satoshi Gunji¹, Yu Arakaki¹, Tomoki Yoshikawa¹, Kazuhiko Izawa¹, Kenya Suyama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

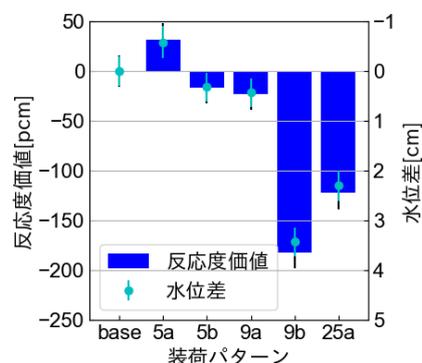


図 1 格子間隔 1.27-cm における
各装荷本数・位置での
反応度値と水位差

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

[3K14-15] Advanced Reactor

Chair: Naoto Aizawa (Tohoku University)

Wed. Mar 15, 2023 3:50 PM - 4:25 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[3K14] The preliminary evaluation of detailed power distribution in fuel blocks of HTGR

*Hayato Kusunoki¹, Nozomu Fujimoto¹, Irwan Liapto Simanullang¹ (1. Kyushu University Graduate School)

3:50 PM - 4:05 PM

[3K15] Study on minimization of burn-up reactivity loss for small PWR with TRISO Fuel

*Takeshi Yamanaka¹, Takanori Kitada¹, Satoshi Takeda¹ (1. osaka university)

4:05 PM - 4:20 PM

高温ガス炉の燃料体内における詳細出力分布の予備評価

The preliminary evaluation of detailed power distribution in fuel blocks of HTGR

*楠木 捷斗¹, 藤本 望¹, Simanullang Liapto Irwan¹

¹九州大学

高温ガス炉は炉内温度差が大きく、燃料の健全性を評価するうえで温度分布が重要なパラメータとなっている。本研究は、HTTR^[1]を対象に温度分布評価に必要な出力分布を詳細に評価することを目的とする。今回は、HTTR 燃料体を対象として詳細な出力分布の燃焼挙動を評価した。

キーワード：高温ガス炉，燃料体，出力分布

1. 緒言

HTTR は炉内に大きな温度差が存在するため、燃料の健全性を評価するうえで温度分布は非常に重要なパラメータとなっている。しかし、炉心の構造上、炉内温度の計測は困難である。このため、HTTR では解析により出力分布を評価し、その結果から炉内温度が推定されている。現状では、拡散計算により評価された温度分布^[2]が主要な評価例として挙げられるが、過大評価である可能性が指摘^[3]されており、より高精度な評価が求められている。本検討では、HTTR の詳細な出力分布を評価する前段階として、HTTR 燃料体を対象にした詳細な出力分布の評価を行った。

2. 解析条件、解析モデル

解析コードには MVP-BURN、核データライブラリは JENDL-4.0 を用いた。計算モデルは HTTR の 33pin 燃料体および 31pin 燃料体を対象に各燃料体の表面に周期境界条件を適用した無限体系を使用した。燃料領域を 1200K、その他を 1000K とした一様温度体系であり、燃料体中の全ての燃料コンパクトにタリー領域を設定した。出力比を以下のように定義した。

$$\text{Ratio} = \frac{P_{compact}^i}{\sum_{rod} P_{compact}^i / compact}$$

ここで、 $P_{compact}^i$ は燃料コンパクトにおける出力、 $\sum_{rod} P_{compact}^i$ 、 $compact$ は燃料棒 1 本あたりの燃料コンパクト出力の総和および総数を表している。

3. 結果

33pin 燃料体における燃焼 0 日目での各燃料棒の出力比を図 1 に示す。図中の数字付き領域は燃料棒を表しており、数字がない領域については白色が BP 棒、黒色が掴み孔及び BP 孔を表している。燃料体内側の燃料棒ほど出力が小さくなる傾向が見られるが、これは燃料棒周辺の黒鉛の量に起因するものである。また、掴み孔と BP 孔を通る直線に着目すると出力比が軸対称になっていることがわかる。燃料棒間の出力比の差は最大で 10% となった。

33pin 燃料体における燃料棒の軸方向の出力比の一例を図 2 に示す。燃料棒の上端及び下端での出力が大きいが、これは黒鉛スリーブによる影響であると考えられる。図 2 に示した燃料棒では、燃料コンパクト間の出力比の差は最大で 6% となった。

4. 結論

MVP-BURN を用いて HTTR 燃料体を対象にした詳細な出力分布の評価を行った結果、33pin 燃料体においては燃料棒間の最大出力比差が 10%、燃料コンパクト単位での燃料棒の軸方向の最大出力比差が 6% となった。発表では、燃焼による出力の時間変化のほか 31pin における結果についても報告する。

参考文献

[1] S. Saito, et al., JAERI 1332 (1994).

[2] N. Fujimoto, et al., JAERI-Tech-2000-091, JAERI (2001).

[3] R. Ikeda, et al., JAEA-Technology 2021-015.

*Hayato Kusunoki¹, Nozomu Fujimoto¹, Simanullang Liapto Irwan¹

¹Kyushu Univ.

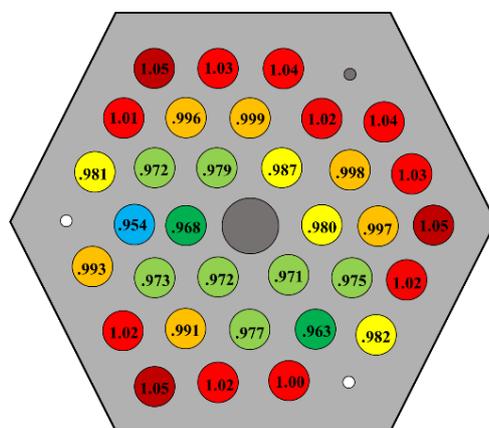


図 1. 燃焼 0 日目における各燃料棒の

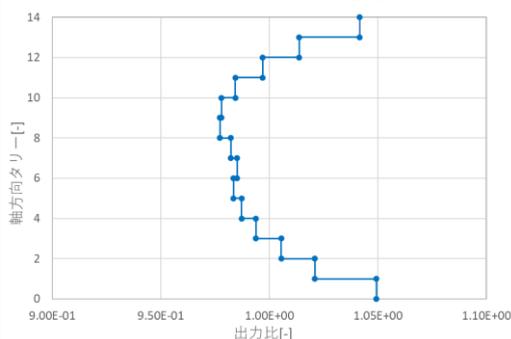


図 2. 燃焼 0 日目における燃料棒での軸方向出力比分布の 1 例

小型 PWR 用 TRISO 燃料に対する燃焼反応度損失の低減に向けた検討

Study on minimization of burn-up reactivity loss for small PWR with TRISO Fuel

*山中 健史¹, 北田 孝典¹, 竹田 敏¹

¹ 大阪大学

減速材中にホウ素を添加しない小型 PWR が検討されている[1]。また、小型 PWR ではより安全性が高いとされている TRISO 燃料の使用が考えられている。本研究では TRISO 燃料に燃焼反応度損失の低減に有効な燃料組成について検討した。

キーワード：TRISO 燃料、燃焼反応度損失の低減、小型 PWR

1. 緒言

減速材中にホウ素を添加しない小型 PWR 用の TRISO 燃料が検討されている。先行研究[2]では TRISO 燃料に Pu240 を添加することで燃焼反応度損失の低減を行ったものがあるが、Pu から Pu240 を単体で取り出すのは技術上のハードルが高い。よって本研究では、使用済み燃料の同位体組成比の Pu も含め、燃焼反応度損失の低減に有効な燃料組成について検討した。

2. 評価方法・結果

2-1. 計算条件と評価方法

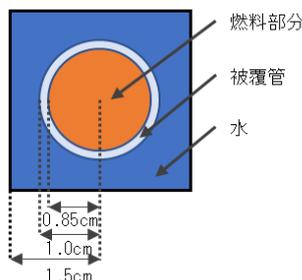


図 1：計算体系

図 1 に計算体系を示す。輸送計算は NEWT、燃焼計算は ORIGEN、出力は 25MW、最高燃焼度 52.5GWd/t で計算を行った。燃料部分の数密度は、TRISO 燃料を均質化して与えた。まず、TRISO 燃料の燃料部分の組成を変化させることで、燃焼反応度損失の低減に寄与する核分裂性核種とその親物質の組み合わせを明らかにした。比較するのは、Pu と U235、Th232 と U238 である。複数の燃料組成を用意し、それぞれの体系の BOL と EOL の増倍率の差 (Δk) を調べた。

2-2. 比較する 2 つの燃料組成と増倍率の推移

表 1：核種の添加量と Δk

	U235	Pu	Th232	U238	Δk
①	9%	10%	0%	81%	0.238
②	14%	0%	0%	86%	0.282
③	20%	0%	20%	20%	0.188
④	20%	0%	40%	40%	0.191

表 1 に核種の添加量と Δk を示す。①と②で Pu と U235 の比較を行い、③と④で Th232 と U238 の比較を行っている。①と②では初期の増倍率が等しくなるように核分裂性核種の割合を調整している。①と②の結果より Pu の方が増倍率の平坦化に寄与したことが分かった。これは Pu238 や Pu240 が中性子を捕獲し Pu239 や Pu241 に変化するからである。また、③と④の結果では、 Δk の差異が 0.01 以下となり、Th232 と U238 には燃焼反応度損失に大きな差異はない。よって、今後検討する TRISO 燃料の組成は Pu と U238 からなるものとする。中性子毒物を添加することでさらなる燃焼反応度損失の低減を図った。結果は当日発表する。

3. 結論

TRISO 燃料を均質化した今回の計算体系では、核分裂性核種では Pu が燃焼反応度損失の低減に有効であり、親物質として Th232 と U238 を比較したところ大きな差異は見られなかった。

参考文献

[1] Annals of Nuclear Energy July 2000 Pages855-871 Soon Young Kim, Jong Kyung Kim

[2] Progress in Nuclear Energy August 2010, Pages 531-535 Anwar Hussain Cao Xinrong

*Takeshi Yamanaka¹, Takanori Kitada¹ and Satoshi Takeda¹

¹Osaka Univ.