Thu. Mar 17, 2022

Room A

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

[2A01-04] Nuclear Data Measurement 1 Chair: Masahide Harada (JAEA) 9:30 AM - 10:35 AM Room A

- [2A01] Cross sections and branching ratios for neutron capture reactions of ⁶Li and ⁷Li *Hiroyuki Makii¹, Mariko Segawa¹, Shuya Ota², Atsushi Kimura¹, Ichiro Nishinaka³, Katsuhisa Nishio¹ (1. JAEA, 2. Texas A&M Univ., 3. QST) 9:30 AM - 9:45 AM
- [2A02] Neutron Capture Cross Section Measurement of ¹⁰⁷Pd in the Resonance Energy Region *Hideto Nakano¹, Tatsuya Katabuchi¹, Gerard Rovira², Yu Kodama¹, Kazushi Terada³, Atsushi Kimura², Shoji Nakamura², Shunsuke Endo² (1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

 [2A03] Production cross sections of ⁴⁷Sc via alphaparticle-induced reactions on natural calcium
 *Masayuki Aikawa¹, Yukina Hanada¹, Ichinkhorloo
 Dagvadorj², Hiromitsu Haba³, Sandor Takacs⁴, Ferenc
 Ditroi⁴, Zoltan Szucs⁴ (1. Hokkaido Univ., 2. NUM, 3. RIKEN, 4. ATOMKI)

10:00 AM - 10:15 AM

[2A04] Measurement of neutron energy spectra from Pb and Bi targets using FFAG proton accelerator *Keita Nakano¹, Hiroki Iwamoto¹, Shinichiro Meigo¹, Daiki Sato¹, Yosuke Iwamoto¹, Yoshihiro Ishi², Tomonori Uesugi², Katsuhisa Nishio¹, Kentaro Hirose¹, Fujio Maekawa¹ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.) 10:15 AM - 10:30 AM

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

[2A05-09] Nuclear Data Measurement 2 Chair: Atsushi Kimura (JAEA) 10:35 AM - 12:00 PM Room A

[2A05] Measurements of double-differential cross

sections of the Al(p,xp) reaction for 400 MeV -3 GeV protons

*Shin-ichiro Meigo¹, Keita Nakano¹, Yuji Yamaguchi¹ (1. JAEA/J-PARC) 10:35 AM - 10:50 AM

[2A06] Cross section measurement of hydrogen containing materials: methanol, benzene and toluene
*Masahide Harada¹, Yutaka Abe², Makoto Teshigawara¹, Motoki Ooi¹, Yujiro Ikeda³, Kenichi Oikawa¹, Seiko Kawamura¹, Yasuhiro Inamura¹ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. RIKEN) 10:50 AM - 11:05 AM
[2A07] Evaluation of time resolution for pulsed neutron beams in the KURNS-LINAC
*Yasunori Matsuo¹, Jun-ichi Hori², Yoshiyuki Takahashi², Hiroshi Yashima², Kazushi Terada², Tadafumi Sano¹ (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

- [2A08] A systematic measurement of mass-centroids for light/heavy fragments in actinide fission *Kentaro Hirose¹, Katsuhisa Nishio¹, Leguillon Romain¹, Mark Vermeulen¹, Kean Kun Ratha^{2,1}, Hiroyuki Makii¹, Riccardo Orlandi¹, Kazuaki Tsukada¹, Masato Asai¹, Tetsuya K Sato¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Tech) 11:20 AM - 11:35 AM
- [2A09] Development of resonance ionization laser ion source for SLOWRI at RIKEN RI beam factory *Hideki Tomita^{1,2,3}, Volker Sonnenchein¹, Koya Hattori¹, Honoka Yamaguchi¹, Hiroki Miura¹, Tetsu Sonoda³, Hironobu Ishiyama³, Klaus Wendt⁴ (1. Nagoya Univ., 2. JST PRESTO, 3. RIKEN, 4. Mainz Univ.)

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

[2A10-15] Nuclear Reaction Theory Chair: Futoshi Minato (JAEA) 2:45 PM - 4:25 PM Room A

- [2A10] Fission mechanism of Mendelevium isotopes studied by 4D Langevin model
 *Jun Inagaki¹, Kazuya Shimada¹, Chikako Ishizuka¹, Fedir Ivanyuk², Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Institute of Nuclear Research)
 2:45 PM - 3:00 PM
- [2A11] Average total kinetic energy of different fission modes studied by the 4D Langevin model *Kazuya Shimada¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹

(1. Tokyo Tech) 3:00 PM - 3:15 PM

[2A12] Study of fission dynamics using fivedimensional Cassini parameters in actinide region

> *Kazuki Okada¹, Takahiro Wada¹ (1. Kansai Univ.) 3:15 PM - 3:30 PM

- [2A13] Effect of triaxiality and pairing interaction for fission barrier using density-dependent relativistic mean-field theory *Taiki Kouno¹, Chikako Ishizuka¹, Tsunenori Inakura¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2A14] Research in spins, relative orbital angular momenta and their correlation of fission fragments by Antisymmetrized Molecular Dynamics

*Jingde Chen¹, Akira Ono², Masaaki Kimura³, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. Hokkaido University)

3:45 PM - 4:00 PM

[2A15] Dependence of heavy-ion incident particle production cross sections on the mean-field model in antisymmetrized molecular dynamics calculations

*Yuta Mukobara¹, Jingde Chen¹, Chikako Ishizuka¹,
Satoshi Chiba¹, Tsunenori Inakura¹ (1. Tokyo Tech)
4:00 PM - 4:15 PM

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

[2A16-21] Uncertainty Quantification, Fission

Product Yield and Decay Data Chair: Shinsuke Nakayama (JAEA) 4:25 PM - 6:00 PM Room A

[2A16] Analysis of effects of cross section correlation of fissile nuclides on the uncertainty of

> systematic nuclear properties of benchmark by Total Monte Carlo method

> *Haruka Hirano¹, Tsunenori Inakura¹, Naoki Yamano¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

4:25 PM - 4:40 PM

[2A17] Uncertainty analysis of transmutation properties of Chloride molten salt fast reactors due to uncertainties in nuclear data of ³⁵Cl by a Atomic Energy Society of Japan 2022 Annual Meeting

random sampling method *Maho Kawaguchi¹, Yoshihisa Tahara¹, Naoki Yamano¹, Tsunenori Inakura¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech) 4:40 PM - 4:55 PM

- [2A18] Uncertainty quantification for peak energy of giant dipole resonance using Skyrme interaction *Tsunenori Inakura¹ (1. ZC, Tokyo Tech) 4:55 PM - 5:10 PM
- [2A19] Calculations on fission product yield and fission observables by nuclear reaction code TALYS *Kazuki Fujio¹, Shin Okumura², Arjan Koning², Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech, 2. IAEA) 5:10 PM - 5:25 PM
- [2A20] Calculations on Fission Product Yields and Fission Observables by Nuclear-Reaction Code TALYS

*Shin Okumura¹, Kazuki Fujio², Arjan Koning¹, Satoshi Chiba² (1. IAEA, 2. Tokyo Tech)

5:25 PM - 5:40 PM

[2A21] Study of nuclear data for production of reactor neutrinos

*Karen Sasaki¹, Tadashi Yoshida², Chikako Ishizuka¹,
Futoshi Minato³, Takahiro Tachibana⁴, Satoshi Chiba¹
(1. Tokyo Tech, 2. TCU, 3. JAEA, 4. Waseda Univ.)
5:40 PM - 5:55 PM

Room B

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

[2B01-05] Application of Neutron Source and

Target development Chair: Kaoru Sakasai (JAEA) 9:30 AM - 11:00 AM Room B

- [2B01] Experimental Verification of Water Content Measurement Method in Concrete Using Am-Be Neutron Source and Indium Foil *Hiroki Murooka¹, Hiroki Ichiryuu¹, Yoshihiro Miyaji¹, Shingo Tamaki¹, Sachie Kusaka¹, Isao Murata¹ (1. Osaka Univ.) 9:30 AM - 9:45 AM
- [2B02] Neutron Resonanse Absorption by Laser-driven Source -toward "Single Shot" Analysis-*Akifumi Yogo¹, Zechen Lan¹, Takehito Hayakawa², Yasunobu Arikawa¹, Yuki Abe¹, Seyed Reza Mirafayzi³,

Mitsuo Koizumi⁴, Takato Mori¹, Tianyun Wei¹, Shisuke

Atomic Energy Society of Japan 2022 Annual Meeting

Fujioka¹ (1. ILE, Osaka Univ, 2. QST, 3. Tokamak Eng Ltd, 4. JAEA) 9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Measurement of DD neutron field characteristics for OKTAVIAN *Hikaru Matsunaga¹, Shingo Tamaki¹, Fuminobu Sato¹, Isao Murata¹ (1. Division of Sustainable and Energy and Environment Engineering, Graduate School of Engineering, Osaka University) 10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Study of LIBS system for elemental analysis of a sealed lithium target for BNCT

*Hiromu Tatematsu¹, Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Shogo honda¹, Naoya kawaguchi¹, Makoto Kobayashi², Kazuki Tsuchida¹, Akira Uritani¹ (1. Nagoya Univ., 2. NIFS.) 10:15 AM - 10:30 AM

[2B05] A CFD modeling of the free-surface liquid lithium target of an accelerator-driven fusion neutron source

*Makoto M. Nakamura¹, Kai Masuda², Takashi

Ebisawa², Makoto Oyaidzu², Satoshi Sato² (1. NIT

Kushiro College, 2. QST)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2B06-08] Photon Detection Technique 1 Chair: Tadahiro Kin (Kyusyu Univ.) 11:00 AM - 11:55 AM Room B

[2B06] A Scattered X-ray Correction Method in X-ray

Transmission Measurement and its Verification by Energy-resolved CT

*Ikuo Kanno¹, Hiroya Kuniwake¹, Junichiro Nishikawa¹,

Kohei Shimomura² (1. Kyoto Univ., 2. Kyoto College of Med. Sci.)

11:00 AM - 11:15 AM

[2B07] Fundamental evaluation of TIBr thin film

detectors for X-ray FPDs (2)

*Mitsuhiro Nogami¹, Keitaro Hitomi¹, Cheonghun Kim², Kenji Shimazoe², Keizo Ishii¹ (1. Tohoku Univ., 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[2B08] Development of gamma-ray detector for narrow-angle scattered radiation *Hiroyuki Miyamaru¹, Takao Kojima¹, Huy Le Viet¹ (1. OPU)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[2B09-12] Homeland Security and Nuclear Reactor

Measurement 1 Chair: Tatsuyuki Maekawa (T-RS) 2:45 PM - 3:55 PM Room B

 [2B09] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security
 (7)
 *Yosuke Toh¹, Harufumi Tsuchiya¹, Akira Ohzu¹,

Kazuyoshi Furutaka¹, Fumito Kitatani¹, Masao Komeda¹, Makoto Maeda¹, Mitsuo Koizumi¹ (1. JAEA) 2:45 PM - 3:00 PM

[2B10] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)

*akira ohzu¹, makoto maeda¹, masao komeda¹, yosuke toh¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2B11] Development of an active neutron NDA

apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)

*Kazuyoshi Furutaka¹, Akira Ohzu¹, Yosuke Toh¹ (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2B12] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)

*Harufumi Tsuchiya¹, Fumito Kitatani¹, Yosuke Toh¹

(1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2B13-19] Homeland Security and Nuclear Reactor

Measurement 2 Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.) 3:55 PM - 5:50 PM Room B

[2B13] Development of neutron detector using plastic

scintillator for detection of nuclear/radioactive material

*Takanori Mochimaru¹, Tohn Takahashi¹, Mitsuo Koizumi¹, Kota Hironaka¹, Keigo Kato¹, Hirokuni Yamanishi², Genichiro Wakabayashi² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kindai University) 3:55 PM - 4:10 PM

[2B14] Development of a low-cost and portable nondestructive system for measuring nuclear materials *Masao Komeda¹, Yosuke Toh¹, Kosuke Tanabe² (1.

> JAEA, 2. NRIPS) 4:10 PM - 4:25 PM

- [2B15] Direct energy conversion of radiations emitted from nuclear wastes *Satsuma Yamazaki¹, Naoyuki Takaki¹ (1. TCU) 4:25 PM - 4:40 PM
- [2B16] Development of elemental technologies for criticality proximity monitoring monitor for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1)

*Yusuke Kobayakawa¹, Kengo oda¹, Junichi Higedon Kaneko¹, Kenichi Watanabe², Akiyoshi Chayahara³, Hitoshi Umezawa³, Tetsuichi Kishishita⁴, Masayoshi Shoji⁴, Kazuya Tauchi⁴, Tomohiro Endo⁵ (1. Hokkaido Univ., 2. Kyushu Univ., 3. AIST, 4. KEK, 5. Nagoya Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[2B17] Improvement of in-situ alpha air monitor (IAAM) for the measurement of airborne radioactive concentration in decommissioning *Youichi Tsubota¹, Fumiya Honda¹, Masato Yoshida¹, Takahiro Nakagawa¹, Yuki tamakuma², Shinji Tokonami², Atsushi Ikeda-Ohno¹ (1. JAEA, 2. Hirosaki Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2B18] Measurement of quenching factors of alpha-ray and proton in Li loaded liquid scintillator for reactor neutrino monitor

*Atsuya Kawabata¹, Kyohei Nakajima¹, Yoichi
Tamagawa¹ (1. University of Fukui)
5:10 PM - 5:25 PM

[2B19] Estimating the weight of fuel in molten debris using muon scattering and machine learning *Tsukasa Sugita¹, Haruo Miyadera¹, Kenichi Yoshioka¹, Takuro Fujimaki¹ (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation) 5:25 PM - 5:40 PM Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[2C01-04] Radiation Chemistry Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.) 2:45 PM - 4:00 PM Room C

[2C01] Rutherford backscattering spectrometry analysis of in-situ ion-beam-graft polymerized polyethylene sheets *Yuki Nitta¹, Fumiya Harada¹, Tamaki Miyauchi¹, Takumi Itou¹, Akira Taniike¹, Yuichi Furuyama¹ (1. Kobe Univ.) 2:45 PM - 3:00 PM [2C02] Dependence of monomer pressure on degree of grafting in in-situ preirradiation ion beam graft polymerization *Fumiya Harada¹, Yuki Nitta¹, Takumi Ito¹, Tamaki Miyauchi¹, Akira Taniike¹, Yuichi Furuyama¹ (1. Kobe Univ.) 3:00 PM - 3:15 PM [2C03] Approach to delocalization of positive charge on polystyrene by pulse radiolysis and simulation *Kazumasa Okamoto¹, Hiroki Yamamoto^{1,2}, Takahiro Kozawa¹ (1, Osaka Univ., 2, OST) 3:15 PM - 3:30 PM [2C04] Study of reactivity of radical cation using high concentration solution

concentration solution *Masao Gohdo¹, Ryoya Tamaki¹, Seiichi Tagawa¹, Koichi Kan¹, Yang Jinfeng¹, Yoichi Yoshida¹ (1. ISIR, Osaka University) 3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[2C05-09] Beam Application and Measurement Chair: Shintaro Hashimoto (JAEA) 4:00 PM - 5:30 PM Room C

[2C05] Development of a compact wavelength

dispersive PIXE analyzer using image processing technology

*Koki Ushijima¹, Naoto Hagura¹, Sou Watanabe² (1.

TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

[2C06] Development of a nuclear reaction analysis of boron using proton beam

> *Sho Toyama¹, Shigeo Matsuyama¹, Misako Miwa¹, Igu Sho¹ (1. Tohoku Univ.)

Room C

Atomic Energy Society of Japan 2022 Annual Meeting

4:15 PM - 4:30 PM

- [2C07] Measurement of photoinduced phase transitions with femtosecond electron diffraction
 *Jinfeng Yang¹, Yuichi Ashida², Nobuyasu Naruse³, Yoshiaki Nakamura², Koichi Kan¹, Masao Gohdo¹, Yoichi Yoshida¹ (1. Sanken, Osaka U., 2. Engineering Science, Osaka U., 3. Shiga Univ. of Medical Science)
 4:30 PM 4:45 PM
- [2C08] Evaluation of beam sizes using beam profile monitor in dynamitron accelerator for BNCT *Taiga Furihata¹, Sachiko Yoshihashi¹, Shogo Honda¹, Kazuki Tsuchida¹, Atsushi Yamazaki¹, Akira Uritani¹ (1. Nagoya Univ.) 4:45 PM - 5:00 PM
- [2C09] Evaluation of the gamma-ray CT image resolution by LCS gamma-ray beam in UVSOR-III *Khaled Ali^{1,2}, Hideaki Ohgaki¹, Heishun Zen¹, Toshiteru Kii¹, Takehito Hayakawa^{3,4}, Toshiyuki Shizuma³, Hiroyuki Toyokawa⁵, Masaki Fujimoto⁶, Yoshitaka Taira⁶, Masahiro Katoh^{6,7} (1. Kyoto University, 2. SVU University, 3. QST, 4. Osaka University, 5. AIST, 6. UVSOR, 7. Hiroshima University) 5:00 PM - 5:15 PM

Room D

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

[2D01-05] Analysis Code Development Chair: Masahiro Tatsumi (NEL) 10:30 AM - 12:00 PM Room D

[2D01] Study of ORIGEN library preparation method for high temperature gas cooled reactors Katuki Fukuhara¹, *Nozomu Fujimoto¹, Irwan Liapto Simanullang¹, Yuuji Fukaya², Hai Quan Ho², Satoru Nagazumi², Toshiaki Ishii², Shimpei Hamamoto², Etuo Isihituka² (1. Kyushu University, 2. JAEA) 10:30 AM - 10:45 AM

- [2D02] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code *Mizuki Ito¹, Hajime Akatsu¹, Naoto Aizawa¹, Kazuaki Yamauchi², Takashi Nakui², Fumito Kubo², Ryohei Takasugi² (1. Tohoku Univ., 2. TOiNX) 10:45 AM - 11:00 AM
- [2D03] A development of Multi-Physics Burnup Analysis System

*Motomu Suzuki¹ (1. CRIEPI) 11:00 AM - 11:15 AM

[2D04] A development of Multi-Physics Burnup Analysis System Motomu Suzuki¹, *Shunsuke Sato¹ (1. CRIEPI) 11:15 AM - 11:30 AM

[2D05] Investigations about Iso-Geometric Analysis for

self-shielding calculations with the subgroup method

*Matthias Hermann Nezondet¹, Willem F.G van Rooijen¹ (1. Univ. of Fukui)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[2D06-09] Analysis Method Development 1 Chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS) 2:45 PM - 3:55 PM Room D

[2D06] Improvement of the Dual-time-step model for burnup calculations for nuclear fuel containing burnable absorbers *Fuuga Miyazawa¹, Go Chiba¹, Masato Tabuchi², Kotaro Sato² (1. Hokkaido Univ., 2. NEL)

2:45 PM - 3:00 PM

[2D07] Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay *Yu Yoshifuji¹, Go Chiba¹, Masato Tabuchi², Kotaro Sato³ (1. Hokkaido Univ., 2. Kyoto Fusioneering Ltd., 3. NEL)

3:00 PM - 3:15 PM

[2D08] Nuclear Analysis Method based on Current Coupling Neutron Response Reconstruction Method

> *Kazuya Ishii¹, Tetsushi Hino¹, Takeshi Mitsuyasu¹ (1. Hitachi)

3:15 PM - 3:30 PM

[2D09] Heterogeneous Cross Section Reproduction Method for Three-Dimensional Transient Analysis Code *Tatsuya Fujita¹ (1. NRA) 3:30 PM - 3:45 PM

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

[2D10-13] Analysis Method Development 2 Chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.) 3:55 PM - 5:05 PM Room D

- [2D10] Convergence Acceleration of Eigenvalue Calculation of Prompt Neutron Decay Constant α using Dynamic Mode Decomposition *Hibiki Yamaguchi¹, Tomohiro Endo¹, AKio Yamamoto¹, Kenichi Tada² (1. Nagoya Univ., 2. JAEA) 3:55 PM - 4:10 PM
- [2D11] Verification of the eigenvalue calculation by multigroup DF-MC method in the twodimensional core geometry *Yoshiki Oshima¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Naoto Aizawa² (1. Nagoya Univ., 2. Tohoku Univ.) 4:10 PM - 4:25 PM
- [2D12] Implementation of SP3 method calculation capability to FRBurner module of CBZ code system

*Junshuang Fan¹, Go Chiba¹ (1. Hokkaido Univ.) 4:25 PM - 4:40 PM

[2D13] Adjoint flux of gamma eigenvalue equation appeared in exponential experiment *Yasushi Nauchi¹, Tetsuo Matsumura¹ (1. CRIEPI) 4:40 PM - 4:55 PM

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

[2D14-16] STACY Modification Chair: Tadafumi Sano (Kindai Univ.) 5:05 PM - 6:00 PM Room D

[2D14] Modification of STACY for study of criticality

characteristics of fuel debris *Daiki Iwahashi¹, Shigeki Shiba¹, Kazuhiko Izawa², Satoshi Gunji², Shohei Araki² (1. NRA, 2. JAEA) 5:05 PM - 5:20 PM

[2D15] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Yu Arakaki¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹, Shouhei Araki¹, Kenya Suyama¹ (1. JAEA)

5:20 PM - 5:35 PM

[2D16] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris *Shouhei Araki¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹, Arakaki Yu¹, Kenya Suyama¹ (1. JAEA)

5:35 PM - 5:50 PM

Room E

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage [2E01-04] Boiling Chair: Wei Liu (Kyusyu Univ.) 9:30 AM - 10:45 AM Room E

[2E01]	Experimental Study on Onset Condition of
	Boiling Entrainment from Falling Liquid Film
	with Gas Sheared Flow
	*Raka Firman ¹ , Junpei Tabuchi ¹ , Tomio Okawa ¹ , Yuki
	Narushima ² , Hajime Furuichi ² , Kenichi Katono ³ (1. The
	University of Electro-Communications, 2. Hitachi,
	Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)
	9:30 AM - 9:45 AM
[2E02]	A Study on Measures to Prevent Flashing under
	Microwave Heating
	*Toshihisa Tsuchida ¹ , Akiko Kaneko ¹ , Kota Fujiwara ¹ ,
	Tomoomi Segawa ² , Koichi Kawaguchi ² , Katsunori Ishii ²
	(1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)
	9:45 AM - 10:00 AM
[2E03]	Observations of a transparent heater in
	downward-faced flow boiling
	*Wang Kai ^{1,2} , Koji Okamoto ¹ , Junya Inoue ¹ (1. The
	University of Tokyo, 2. The University of Tsukuba)
	10:00 AM - 10:15 AM
[2E04]	CHF and Liquid-Vapor Structure Near Heating
	Surface in Flow Boiling on a Vertical Surface
	*Takashi Furuhashi ¹ , Hiroto Sakashita ¹ (1. Hokkaido
	Univ.)
	10:15 AM - 10:30 AM

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

[2E05-08] Numerical Simulation Chair: Kei Ito (Kyoto Univ.) 10:45 AM - 12:00 PM Room E

[2E05] Analysis of Reactivity Insertion Tests of MSRE using RELAP5-3D

*Hiroyasu Mochizuki¹ (1. Tokyo Institute of Technology)

10:45 AM - 11:00 AM

[2E06] Experimental analysis of boiling two-phase flow in heated 5X5 rod bundle with part-length rods using TRACE code and CTF code

*Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya¹, Atsushi Ui¹,

Takahiro Arai¹, Tsugumasa Iiyama¹, Shota Ueda¹, Kenetsu Shirakawa¹ (1, CRIEPI)

Kenetsu Shirakawa (T. CRIEPI

11:00 AM - 11:15 AM

[2E07] Validation of Correlation for Wall Friction Factor for Falling Liquid Film in Vertical Pipes *Toshiya Takaki¹, Michio Murase¹ (1. INSS) 11:15 AM - 11:30 AM

[2E08] Profiles of Steam Mass Fraction in Flows of

Saturated Steam and Air Mixture in a Vertical Pipe

*Michio Murase¹, Yoichi Utanohara¹, Shigeo Hosokawa³, Akio Tomiyama² (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Kobe University, 3. Kansai University) 11:30 AM - 11:45 AM

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

[2E09-14] Fast Reactor Thermal Hydraulics Chair: Akifumi Yamaji (Waseda Univ.)

2:45 PM - 4:30 PM Room E

[2E09] FAUST Test Analysis focusing on FP transport

Behavior by Core Disruptive Analysis Code, ASTERIA-SFR

*Hiroki Sonoda¹, Tomoko Ishizu¹, Koji Morita² (1.
S/NRA/R, 2. Kyushu Univ.)
2:45 PM - 3:00 PM

[2E10] Effect of Pressure Gradient along Axial

Direction of Vortex-Core on Gas Entrainment Flow Rate

*Tomoaki Torikawa¹, Naoya Odaira¹, Daisuke Ito¹, Kei Ito¹, Yasushi Saito¹, Kentaro Matsushita², Toshiki Ezure², Masaaki Tanaka² (1. KYOTO Univ., 2. JAEA) 3:00 PM - 3:15 PM

[2E11] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

*Noriaki Yasugi¹, Naoya Odaira¹, Daisuke Ito¹, Kei Ito¹, Yasushi Saito¹, Yuya Imaizumi², Kenichi Matsuba², Kenji Kamiyama² (1. Kyoto Univ., 2. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM

[2E12] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors *Toshiki Ezure¹, Yuta Akimoto¹, Takamitsu Onojima, Akikazu Kurihara, Masaaki Tanaka (1. JAEA) 3:30 PM - 3:45 PM

[2E13] Study on cooling process of decay heat removal systems in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments, *Mitsuyo Tsuji¹, Kosuke Aizawa¹, Jun Kobayashi¹, Akikazu Kurihara¹ (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[2E14] Design study of a Decay Heat Removal System

and Measures to suppress Bypass Flow of a penetrated type DRACS *Yuma Yamane¹, Shuhei Nakata¹, Atsushi Kato² (1. MFBR, 2. JAEA) 4:00 PM - 4:15 PM

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

[2E15-19] Thermal Hydraulic Experiment Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA) 4:30 PM - 6:00 PM Room E

[2E15] High Current Density in Water Electrolysis using
Honeycomb Porous material
*Xuesong Wei ¹ , Takumi Kakimoto ¹ , Shoji Mori ¹ ,
Hiromitsu Inagaki ² (1. KYUSHU UNIVERSITY, 2. Chubu
Electric Power Co.,inc.)
4:30 PM - 4:45 PM
[2E16] Development of a phenomenological quench
model and investigation of its applicability
*Yutaro Umehara ¹ , Tomio Okawa ¹ (1. UEC)
4:45 PM - 5:00 PM
[2E17] Visualization of metallic particle behavior in
molten glass using neutron imaging
*Daisuke Ito ¹ , Naoya Odaira ¹ , Kei Ito ¹ , Yasushi Saito ¹
(1. Kyoto Univ.)
5:00 PM - 5:15 PM
[2E18] Effect of Water Jet Behavior on the Operating
Range of Supersonic Steam Injectors

*Yukiya Minamizono¹, Akiko Kaneko¹ (1. Univ. of Tsukuba)

5:15 PM - 5:30 PM

[2E19] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle *Takahiro Arai¹, Atsushi Ui¹, Masahiro Furuya¹, Riichiro Okawa¹, Tsugumasa liyama¹, Shota Ueda¹, Kenetsu Shirakawa¹ (1. CRIEPI) 5:30 PM - 5:45 PM

Room F

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

[2F01-03] Radiation Effects Chair: Masahiko Machida (JAEA) 9:30 AM - 10:30 AM Room F

[2F01] Study of reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (4) *Takeyoshi Sunagawa¹, Glenn Harvel², Yutaro Aoki²,
Kyo Kume³ (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ., 3. WERC)
9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Studies on the redox state change characteristics and the dose- and timedependent inhibitory effects on oxidative DNA damages in mouse organs by radon inhalation *Takahiro Kataoka¹, Hina Shuto², Shota Naoe², Junki Yano², Norie Kanzaki³, Akihiro Sakoda³, Katsumi Hanamoto¹, Fumihiro Mitsunobu⁴, Hiroaki Terato⁵, Kiyonori Yamaoka¹ (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 3. Ningyo-toge, JAEA, 4. Med. Dent. Pharm., Okayama Univ., 5. Adv. Sci. Res. Cent., Okayama Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Basic study on the effects of radon inhalation on the enhancement of immunomodulatory functions.

> *Shota Naoe¹, Takahiro Kataoka², Kaito Murakami¹, Ryohei Yukimine¹, Yuki Fujimoto¹, Norie Kanzaki⁴, Akihiro Sakoda⁴, Fumihiro Mitsunobu³, Kiyonori Yamaoka² (1. Graduate School of Health Sciences, Okayama University, 2. Graduate School of Health Sciences, Okayama University, 3. Graduate School of Medicine Dentistry and Pharmaceutical Sciences, Okayama University, 4. Ningyo-toge Environmental Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency) 10:00 AM - 10:15 AM

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

[2F04-08] Radiation Safety Management Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.) 10:30 AM - 12:00 PM Room F

[2F04] Development of software for automatically assignment of radionuclide names to peaks in gamma-ray spectra *Michio Aoyama^{1,2}, Naoto Takano³ (1. Univ. of Tsukuba, 2. Fukushima Univ., 3. Scarabs) 10:30 AM - 10:45 AM
[2F05] Invention of the magnet-fixing glasses for full-

> face type respirators *Ken Tamura¹, Yoshiyuki Shuji¹, Hiroshi Hirano¹, Joji Tachihara¹, Yosuke Ono¹, Hiroyuki Shoji¹, Takashi Kawasaki¹ (1. JAEA) 10:45 AM - 11:00 AM

[2F06] The dose-reduction activity of the lens of the eye at Tokai Reprocessing Plant
*Saki Nishino¹, Ryo Nemoto², Hiroyuki Hayashi², Daisuke Kobayashi¹, Hidemi Isomae¹, Shuhei Sakuma¹, Misaki Takimoto¹, Shun Okuyama¹, Motoyoshi Unno¹, Takahiko Kitao¹ (1. JAEA, 2. E&E Techno Service)
11:00 AM - 11:15 AM
[2F07] Analyses of ICRP Publications for Occupational

Intakes of Radionuclides *Fumiaki Takahashi¹, Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹ (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[2F08] Study on specifications of a simplified version of the Internal Dose Calculation Code *Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹, Fumiaki Takahashi¹

(1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[2F09-13] Environmental Dynamics Chair: Michio Aoyama (Univ. of Tsukuba) 2:45 PM - 4:15 PM Room F

[2F09] Environmental Dynamics of Tritium in Fukushima Coastal and Offshore Area: Analysis of Monitoring Data *Masahiko Machida¹, Ayako Iwata¹, Susumu Yamada¹ (1. JAEA) 2:45 PM - 3:00 PM

- [2F10] Numerical simulation of radiocesium dynamics during flooding events in rivers in Fukushima *Keisuke Taniguchi¹, Kouki Nasu², Hirotsugu Arai², Yukio Takeuchi², Kazumi Katsuno², Kazuki Fujita², Yasuo Onishi³ (1. NIT Tsuyama College, 2. FPCEC, 3. Higashi Nippon International Univ.)
 3:00 PM - 3:15 PM
- [2F11] Estimation of characteristics of radioiodine and tellurium released in the FDNPP accident from environmental measurement data *Hiromi Yamazawa¹, Hikaru Nishiyama¹, Jun Moriizumi¹ (1. Nagoya Univ.) 3:15 PM - 3:30 PM
- [2F12] Performance evaluation of atmospheric dispersion model ensemble for plume arrival prediction performance near the nuclear power plant

*Yusaku Kiriyama¹, Hiromi Yamazawa¹, Jun Moriizumi¹

(1. Nagoya University) 3:30 PM - 3:45 PM

[2F13] Development of a deep learning model for predicting plume concentrations in the urban

area

*Yuuichi Asahi¹, Naoyuki Onodera¹, Yuta Hasegawa¹, Yasuhiro Idomura¹ (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

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

[2F14-16] Environmental Radioactivity Chair: Takeyoshi Sunagawa (FUT) 4:15 PM - 5:15 PM Room F

[2F14] Evaluation of labile ¹³⁷Cs in rivers in Fukushima prefecture by diffusive gradients in thin films (DGT)

> *Takuro Tanaka¹, Takumi Saito¹, Kanako Toda¹, Kenso Fujiwara², Motoki Terashima², Takahiro Nakanishi², Natsuko I Kobayashi¹, Keitaro Tanoi¹ (1. UTokyo, 2. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM

- [2F15] The solid-liquid distribution coefficient between dissolved form and river sediment in radiocesium in rivers in the Hamadori area, Fukushima prefecture
 - *Yukio Takeuchi¹, Hirotsugu Arai¹, Kazuki Fujita¹, Kazumi Katsuno¹, Kouki Nasu¹, Keisuke Taniguchi², Yuichi Onda³ (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. National Institute of Technology, Tsuyama College, 3. Univ. of Tsukuba, CRIED)

4:30 PM - 4:45 PM

[2F16] Structural disruption of cesium adsorption sites in clay minerals and their ion desorption using wet ball milling method

> *Yui Kaneta^{1,2}, Tohru Kobayashi¹, Daiju Matsumura¹, Takuya Tsuji¹, Mitsunori Honda¹, Keiichi Yokoyama¹, Tsuyoshi Yaita^{1,2} (1. JAEA, 2. Kobe Univ.) 4:45 PM - 5:00 PM

Room G

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-1 Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

[2G01-05] Nuclear Non-proliferation and Nuclear

Security Chair: Chi Young Han (Tokyo Tech) 2:45 PM - 4:15 PM Room G

- [2G01] Neutronics and Non-proliferation features of Accelerator-Driven System using TRU fuel with separation resistance of an actinide element. Saki Yamaguchi¹, Akito Oizumi¹, *Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo Institute of Technology) 2:45 PM - 3:00 PM
- [2G02] Development Of Proliferation Resistance Evaluation Methodology And Its Applicability For The Offshore Floating Nuclear Power Plant *Daisuke Hara¹, Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo Tech) 3:00 PM - 3:15 PM
- [2G03] Development of a fast, simple and reliable logging method for incident identification in time-critical network and its application to nuclear power plants *Shinya Tominaga¹, Hidehiko Kuroda¹, Takashi Omagari¹ (1. TOSHIBA ESS) 3:15 PM - 3:30 PM
- [2G04] Application of prompt fission gamma rays to nuclear security
 *Tomooki Shiba¹, Masaaki Kaburagi¹, Akira Takada², Tomoki Yamaguchi¹ (1. JAEA, 2. NESI)

3:30 PM - 3:45 PM

[2G05] Development of Gamma-ray Source Location Estimation Technology by Using Voxel-Type Detector Module *Yoshiki Kimura¹, Tohn Takahashi¹ (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

Room H

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

[2H01-06] Migration/Sorption 1 Chair: Kenso Fujiwara (JAEA) 10:15 AM - 12:00 PM Room H

```
    [2H01] Evaluation of Sorption Characteristics of
Selenate Ions onto Calcium Silicate Hydrate
    *Tsugumi Seki<sup>1</sup>, Taiji Chida<sup>1</sup>, Yuichi Niibori<sup>1</sup> (1.
Tohoku Univ.)
    10:15 AM - 10:30 AM
```

 [2H02] Structural analysis and site selectivity of Cesium adsorption on Calcium Silicate Hydrates
 *Keita Higuchi¹, Takahiro Ohkubo¹, Kumi Negishi², Masahito Shibata², Yukio Tachi³ (1. Chiba Univ., 2. Taiheiyo Consultant, 3. JAEA) 10:30 AM - 10:45 AM

- [2H03] Permeability Changes of Granite Flow-paths with Na-rich Highly Alkaline Groundwater using Micro-flow Cell and its Simple Evaluation Model *Kazuki Furiya¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.) 10:45 AM - 11:00 AM
- [2H04] Effects of Ca and Mg Ions on Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid under the Condition of Saline Water *Non Shirasawa¹, Masahide Izumiura¹, Taiji Chida¹, Tsugumi Seki¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.) 11:00 AM - 11:15 AM
- [2H05] Sorption Behaviors of Europium onto Calcium Silicate Hydrate in the Coexistence of Boric Acid under the Disposal Environment Temperature *Tomoki Gyoten¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.) 11:15 AM - 11:30 AM
- [2H06] Experimental Study on Sorption Behavior of Cs and Sr onto Calcium Silicate Hydrate under the Formation Processes *Reo Tamura¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku University) 11:30 AM - 11:45 AM

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

[2H07-12] Migration/Sorption 2 Chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC) 2:45 PM - 4:30 PM Room H

[2H07] Quantifying effect of compositional variation in cement on sorption distribution coefficient. *Naoyuki Tamura¹, Hisao Satoh¹, Yu Yamashita², Yoshihisa Kaneda³, Mitsushi Motoyama⁴ (1. JNFL, 2. TOSHIBA ESS, 3. Taiheiyo Consultant, 4. JGC) 2:45 PM - 3:00 PM

[2H08] Molecular dynamics study of cation and water dynamics on Outer Surface space in Smectitewater system.

*Naoki Matsui¹, Takahiro Ohkubo¹, Yukio Tachi², Kenji
Yotsuji², Yuki Sugiura² (1. Chiba Univ., 2. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[2H09] Cryogenic TRLFS investigation on U(VI) sorption on illite in the presence of carbonate ions *Huiyang Mei¹, Noboru Aoyagi¹, Takumi Saito²,
Naofumi Kozai¹, Yuki Sugiura¹, Yukio Tachi¹ (1. JAEA,
2. UTokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H10] Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in Compacted Bentonite *Kazuya Idemitsu¹, Yaohiro Inagaki¹, Tatsumi Arima¹ (1. Kyushu university) 3:30 PM - 3:45 PM
[2H11] Assessment of the effect of organic materials

 [H11] Assessment of the effect of organic materia for the solubility of technetium (IV).
 *Shingo Kimuro¹, Hajime Iwata¹, Ayano Eguchi¹, Yoshiaki Nishikawa¹, Yukio Tachi¹ (1. JAEA)
 3:45 PM - 4:00 PM

[2H12] Adsorption state of Eu in small pores studied by TRLFS

*Kento Murota^{1,2}, Noboru Aoyagi³, Huiyang Mei³,
Takumi Saito¹ (1. UTokyo, 2. NRA, 3. JAEA)
4:00 PM - 4:15 PM

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

[2H13-17] Migration/Sorption 3 Chair: Kazuya Idemitsu (Kyushu Univ.) 4:30 PM - 6:00 PM Room H

[2H13] Applicability of coastal seabed environments as a potential host rock of HLW disposal *Koraphat Fairat¹, Takumi Saito¹, Kanako Toda¹ (1. UTokyo) 4:30 PM - 4:45 PM
[2H14] Modeling of Cs⁺, Sr²⁺ and Eu³⁺ Sorption to Sodium-Activated Metakaolin-Based Geopolymers

> *Anil Can Yildirim¹, Kanako Toda¹, Takumi Saito¹ (1. UTokyo)

4:45 PM - 5:00 PM

[2H15] Study on the solid phase and solubility of Zr,Ce oxide solid solutions *Yutaro Sato¹, Taishi Kobayashi¹, Atsushi Ikeda², Daiju Matsumura², Ryuhei Motokawa², Takayuki Sasaki¹ (1. Kyoto Univ., 2. JAEA) 5:00 PM - 5:15 PM

[2H16] Decomposition Rate of Asphalt under the Presence of Microorganisms in the Coarse Sandstone Layer.

*Tatsunori Fukumaki¹, Mitsushi Motoyama², Naoyuki Tamura³ (1. JANUS, 2. JGC, 3. JNFL)

5:15 PM - 5:30 PM

 [2H17] Evaluation of Retardation Effect of Cesium under Unsaturated Conditions Considering Channel Formation
 *Hirotaka Kawakami¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku University)
 5:30 PM - 5:45 PM

Room I

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

[2101-07] Fast Reactor Fuel Development Chair: Masato Kato (JAEA) 10:00 AM - 12:00 PM Room I

[2101] Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment

> *Tomoomi Segawa¹, Koichi Kawaguchi¹, Katsunori Ishii¹, Hayahisa suchida², Kota Fujiwara², Akiko Kaneko², Yutaka Abe² (1. JAEA, 2. Univ. of Tsukuba) 10:00 AM - 10:15 AM

[2102] Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment

> *Kiyoto Takato¹, Masahiro Nishina¹, Tomoomi Segawa¹, Ryota Tsuchimochi¹, Kohei Hayashizaki¹, Takayoshi Makino¹, Koichi Kawaguchi¹, Katsunori Ishii¹, Kazuyuki Okumura¹ (1. JAEA)
> 10:15 AM - 10:30 AM

[2103] Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment

> *Masahiro Nishina¹, Kiyoto Takato¹, Nakamichi Shinya¹, Tomoomi Segawa¹, Koichi Kawaguchi¹, Katsunori Ishii¹, Takayoshi Makino¹, Kazuyuki Okumura¹ (1. JAEA) 10:30 AM - 10:45 AM

[2104] Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment

> *Shun Hirooka¹, Yuta Horii¹, Tomoomi Segawa¹, Koichi Kawaguchi¹, Katsunori Ishii¹, Takayoshi Makino¹, Kazuyuki Okumura¹ (1. JAEA) 10:45 AM - 11:00 AM

[2105] The measurement of thermal conductivity of MOX including simulated FPs and impurities *Yuta Horii¹, Shun Hirooka¹, Masato Kato¹, Hiroki Uno², Atomic Energy Society of Japan 2022 Annual Meeting

Masahiro Ogasawara², Tetsuya Tamura², Tadahisa Yamada², Kazuyuki Okumura¹ (1. JAEA, 2. Inspection Development)

11:00 AM - 11:15 AM

[2106] Suppression of hydrogen permeation from stainless steel cladding tubes loaded with zirconium hydride

> *Kenji Konashi¹, Satoru Matsuo¹, Atsushi Ohuchi², Toru Higuchi², Mutsumi Hirai², Hiroyuki Kazama³ (1. Tohoku Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[2107] Feasibitlity of Helium-bond Particulate Metal Fuel

*Takanari Ogata¹ (1. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2108-10] Dismantle of Fuel Assembly and Sever

Accident of Reprocessing Plant Chair: Youko Takahatake (JAEA) 2:45 PM - 3:35 PM Room I

 [2108] Development of FBR fuel assembly disassembly and fuel pin bundle shearing technology *Hidetsugu Nishikawa¹, Masayuki Takeuchi², Toru Kitagaki², Akinori Inoue³, Isamu Sato¹ (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA, 3. MHI) 2:45 PM - 3:00 PM

[2109] Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant

> *Hisayuki Kyo¹, Daisuke Fujiwara¹, Hiroshi Shirai¹, Takashi Kodama², Yoshikazu Tamauchi², Naoya Sato², Mikio Kumagai³ (1. TEPSYS, 2. JNFL, 3. UI Sciences Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2110] Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant

> *Daisuke Fujiwara¹, Hisayuki Kyo¹, Hisoshi Shirai¹, Tahashi Kodama², Yoshikazu Tamauchi², Naoya Satoh², Mikio Kumagai³ (1. TEPSYS, 2. JNFL, 3. UI Science) 3:15 PM - 3:30 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2111-14] Reprocessing and Separation Technique Chair: Takehiko Tsukahara (Tokyo Tech) [2111] High-temperature reaction of Gd_{0.25}Zr_{0.75}N with Pd *Ria Mishima¹, Hiroki Shibata¹, Takumi Sato¹, Hirokazu

Hayashi¹ (1. JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[2112] Development of Facile Recovery Method of Nuclear Fuel Materials in Carbonate-Based Reprocessing Using Photochemical Reactivity of UO₂²⁺

> *Shogo Uchida¹, Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech, 2. HZDR)

3:50 PM - 4:05 PM

- [2113] Zirconium separation on uranium nitrate solution by zeolite
 - *Youko Takahatake¹, Atsushi Sakamoto¹, Noriko Asanuma², Haruaki Matsuura³, Sou Watanabe¹, Masayuki Watanabe¹ (1. JAEA, 2. Tokai Univ., 3. TCU)

4:05 PM - 4:20 PM

[2114] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

*Hiromori Sato¹, Tsuyoshi Arai¹, Kenta Hasegawa²,
Yasunori Miyazaki², Sou Watanabe², Yuichi Sano²,
Shigeru Kunii³ (1. Shibaura Institute of Technology, 2.
Japan Atomic Energy Agency, 3. Chemicrea Inc.)
4:20 PM - 4:35 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2115-19] Extractant for Minor Actinides Chair: Yuji Sasaki (JAEA) 4:40 PM - 6:00 PM Room I

[2115] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction

> *Masahiko Nakase¹, Miki Harigai¹, Shinta Watanabe¹, Takashi Kajitani¹, Tohru Kobayashi³, Kota Matsui⁵, Chihiro Tabata², Tomoo Yamamura², Koichi Kakinoki⁴, Takashi Shimada⁴ (1. Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. JAEA, 4. MHI, 5. Nagoya Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

[2116] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction

> *Miki Harigai¹, Masahiko Nakase¹, Shinta Watanabe¹, Chihiro Tabata², Tomoo Yamamura², Toru Kobayashi³,

Kouta Matsui⁴, Taisuke Tsukamoto⁵, Koichi Kakinoki⁵, Takashi Shimada⁵ (1. Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. JAEA, 4. Nagoya Univ., 5. MHI) 4:55 PM - 5:10 PM

 [2117] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction
 *Chihiro Tabata¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Tomoo Yamamura¹, Kota Matsui³, Koichi Kakinoki⁴, Taisuke Tsukamoto⁴, Takashi

Shimada⁴ (1. Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech, 3. Nagoya Univ., 4. MHI)

5:10 PM - 5:25 PM

[2118] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction

*Kota Matsui¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Chihiro Tabata³, Tomoo Yamamura³, Tohru Kobayashi⁴, Taisuke Tsukamoto⁵, Koichi Kakinoki⁵, Takashi Shimada⁵ (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Tech, 3. Kyoto Univ., 4. JAEA, 5. MHI)
5:25 PM - 5:40 PM

[2119] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction
*Koichi Kakinoki¹, Takashi Shimada¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Takashi Kajitani², Tohru Kobayashi⁴, Kota Matsui⁵, Chihiro Tabata³, Tomoo Yamamura³ (1. MHI, 2. Tokyo Tech, 3. Kyoto Univ., 4. JAEA, 5. Nagoya Univ.)
5:40 PM - 5:55 PM

Room J

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

[2J01-04] Corrosion and Diffusion Chair: Kinya Nakamura (CRIEPI) 10:45 AM - 12:00 PM Room J

- [2J01] Influences of Temperature and Dissolved Hydrogen on Corrosion Behavior of Stellite Alloy in Simulated PWR Primary Water Condition *Takahiro Sasaoka¹, Takuyo Yamada¹, Koji Arioka¹ (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated) 10:45 AM - 11:00 AM
- [2J02] Effects of Temperature and Thermal Aging on SCC Behaviors of Stainless Steel Welds in Oxygenated High-Temperature Water *Takuyo Yamada¹, Toru Ooumaya¹, Kohei Kokutani¹,

Technology

[2J09-14] Irradiation Effect

Koji Arioka¹ (1. INSS) 11:00 AM - 11:15 AM

[2J03] Numerical simulation of simultaneous corrosion and hydrogen pickup in zirconium alloy *Kana Yamaguchi¹, Katsuhito Takahashi², Kana Suzuki¹, Ikuji Takagi¹ (1. Kyoto Univ., 2. Hitachi) 11:15 AM - 11:30 AM

[2J04] Effects of dissolved-oxygen on carbon distribution in zirconium alloys under

temperature gradients

*Teppei Otsuka¹, Tomofumi Sakuragi² (1. KINDAI Univ., 2. RWMC) 11:30 AM - 11:45 AM

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

[2J05-08] Severe Accident 3 Chair: Teppei Otsuka (Kindai Univ.) 2:45 PM - 4:00 PM Room J

[2J05] Study on Cr coated cladding

*Yoshiyuki Nemoto¹, Yuji Okada², Daiki Sato², Afiga Mohamad¹, Ikuo Ioka¹, Eriko Suzuki¹ (1. JAEA, 2. MNF)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J06] Study on Cr coated cladding

*Afiqa Mohamad¹, Yuji Okada², Daiki Sato², Ikuo Ioka¹, Eriko Suzuki¹, Yoshiyuki Nemoto¹ (1. JAEA, 2. MNF) 3:00 PM - 3:15 PM

[2J07] Initial melting reaction mechanism of BWR structural material with Zircaloy/Steel or Inconel

> *Ayumi Itoh¹, Shintaro Yasui Yasui¹, Yoshinao Kobayashi¹, Kan Sakamoto², Kenichi Ito³, Mutsumi Hirai³, Masato Mizokami³ (1. Tokyo Tech, 2. NFD, 3. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM

[2J08] Study for the seismic evaluation of the fuel assembly after Loss-Of-Coolant-Accident (LOCA) in PWR

> *Daisuke Komiyama¹, Daiki Sato¹, Takashi Oka², Masataka Tajimi², Koichi Ogata³, Masaaki Yamato⁴, Nozomu Murakami⁴ (1. MNF, 2. KEPCO, 3. NDC, 4. MHI) 3:30 PM - 3:45 PM

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

Chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI) 4:00 PM - 5:45 PM Room J	
[2J09]	Stability and growth of radiation defects
	influenced by cascade damage at different
	fluxes
	*Dongyue Chen ¹ , Kenta Murakami ¹ , Huilong Yang ¹ ,
	Hiroaki Abe ¹ , Naoto Sekimura ¹ (1. The University of
	Tokyo)
	4:00 PM - 4:15 PM
[2J10]	Validation of displacement damage models in
	iron-based alloys using low-temperature ion
	irradiation
	*Kenta Murakami ¹ , Hiroaki Abe ¹ , Donyue Chen ¹ , Naoto
	Sekimura ¹ (1.UTokyo)
	4:15 PM - 4:30 PM
[2J11]	lon-irradiation effects on hardness and
	microstructures in RPV model alloys with higher
	Mn-Ni-Si concentrations
	*Xinrun Chen ¹ , Ruheine Naidu Chandren ¹ , Ba Vu Chinh
	$Nguyen^1,$ Kenta Murakami $^2~$ (1. Nagaoka University of
	Technology, 2. University of Tokyo)
	4:30 PM - 4:45 PM
[2J12]	Simulation of solute atom clustering process in
	reactor vessel steels
	*Liangfan Zhu ¹ , Kazunori Morishita ¹ , Yoshiyuki
	Watanabe ² , Kiyohiro Yabuuchi ¹ (1. Kyoto Univ., 2.
	QST)
	4:45 PM - 5:00 PM
[2J13]	Characterization of radiation defects in
	medium-Cu A533B steel irradiated by 5 MeV
	electrons using three analytical techniques:
	APT, TEM and STEM/EDS
	*Katsuhiko Fujii ¹ , Hitoshi Seto ² , Koji Fukuya ¹ (1.
	INSS, 2. NFD)
	5:00 PM - 5:15 PM
[2J14]	Pre-Estimation Procedure of Test Temperature
	and Its Range for the Master Curve Evaluation
	using Miniature Fracture Toughness Specimens

5:15 PM - 5:30 PM

(1. NFD)

Room K

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

*Masato Yamamoto¹, Seiji Sakuraya¹, Yuji Kitsunai¹

Radioactive Waste Management

[2K01-04] Contaminated Concrete Chair: Junya Sato (JAEA) 9:30 AM - 10:45 AM Room K

- [2K01] Study on the Radionuclide Contamination
 Mechanisms of Concrete and the Estimation of
 Distribution of Radionuclides
 *Sayuri Tomita¹, Kazuko Haga¹, Yutaro Kobayashi¹,
 Kazuo Yamada², Yoshifumi Hosokawa³, Go Igarashi⁴,
 Yoshikazu Koma⁵, Ippei Maruyama^{4,6} (1. Taiheiyo
 Consultant, 2. NIES, 3. Taiheiyo Cement Corporation,
 4. UTokyo, 5. JAEA, 6. Nagoya Univ.)
 9:30 AM 9:45 AM
- [2K02] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides *Kazuo Yamada¹, Sae Takayama², Masaya Yokokawa²,

Yasumasa Tojo², Ippei Maruyama³ (1. NIES, 2. Hokkaido U., 3. UTokyo) 9:45 AM - 10:00 AM

- [2K03] Investigation on mass balance of volume reduction process for fly ash produced in thermal treatment of radio-actively contaminated off-site incineration residue *Kenichi Arima¹, Masahiro Osako¹, shunji Oda², Hisao Tohma², Keisuke Imai² (1. National Institute of Environmental Studies, 2. Japan Environmental Storage &Safety Corporation) 10:00 AM - 10:15 AM
- [2K04] Examination of rational treatment and disposal of contaminated concrete waste considering deterioration due to leaching *Anna Tomo¹, Yingyao Tan¹, Takafumi Sugiyama¹ (1. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[2K05-08] Nuclide Adsorption and Separation 1 Chair: Yasunori Miyazaki (JAEA) 10:45 AM - 12:00 PM Room K

[2K05] Facile, Efficient and Selective Recovery of

Palladium from Simulated High-Level

Radioactive Wastes through Chemical Reduction

Catalyzed by Coexisting Chalcogens

*Falitiana Randrianasolo¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech)

Atomic Energy Society of Japan 2022 Annual Meeting

- 10:45 AM 11:00 AM [2K06] Molecular Design of N,N'-Dialkylated 2,6-Pyridinediamides as Selective and Efficient Extractants for Pd(II) under Strongly Acidic Conditions Simulating HLW *Yueming Cao¹, Zhiwei Zheng¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech) 11:00 AM - 11:15 AM [2K07] Development of uranium separation technique from uranium-bearing wastes of sludge and incinerated ash *Yoshio Kuno¹, Shin-ich Kobayasi¹, Keiji Suzuki¹, Hideshi Fujinaga¹, Shinji Ishimoto², Ayumi Matsumura², Ken-ichi Kawamata³, Kazunari Oguchi⁴, Norimitu Terakado⁴, Katsunori Sato⁵ (1. Japan Society of Newer Metals, 2. GNF-J, 3. MNF, 4. NFI, 5. JCO) 11:15 AM - 11:30 AM [2K08] Influence of proton on strontium adsorption on crystalline silicotitanate *Toshimasa Ohashi^{1,3}, Yuko Kani¹, Takahiro Mori², Naoki Kanno², Takashi Asano², Takahiko Sugiyama³ (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Nagoya Univ.)
 - 11:30 AM 11:45 AM

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

[2K09-13] Nuclide Adsorption and Separation 2 Chair: Kenta Hasegawa (JAEA) 2:45 PM - 4:15 PM Room K

[2K09] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flameretardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant *Tomoo Yamamura¹, Chihiro Tabata¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Koichi Kakinoki³, Naoki Ogawa³, Ryokichi Hamaguchi³, Taisuke Tsukamoto³, Takashi Shimada³, (1, KURNS, Kuoto Univ., 2, Takup

Takashi Shimada³ (1. KURNS, Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech., 3. MHI)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K10] Decontamination process of alkaline chlorides containing nuclear fuel materials by precipitation method using lithium carbonate addition and oxygen blowing

*Mao Mitani¹, junya Ibe¹, Haruaki Matuura¹, Youko Takahatake², Sou Watanabe², Noriko Asanuma³ (1. TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Tokai University) 3:00 PM - 3:15 PM

[2K11] Study on FP Contamination Behavior Using Neutron Activation Analysis *Kousuke Kondou¹, Kai Yoneyama¹, Isamu Sato¹, Haruaki Matsuura¹, Eriko Suzuki², Norihiko Kurihara¹

(1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K12] Study on FP Contamination Behavior Using Neutron Activation Analysis

*Kai Yoneyama¹, Isamu Sato¹, Kousuke Kondou¹,

Haruaki Matsuura¹, Norihiko Kurihara¹, Eriko Suzuki²

- (1. TCU, 2. JAEA)
- 3:30 PM 3:45 PM
- [2K13] Applicability of Powder Adsorbent for

Contaminated Water Treatment at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Akira Tsutsumiguchi¹, Yuko Kani¹, Kazushige Ishida¹

(1. Hitachi)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2K14-18] Nuclide Adsorption and Separation 3 Chair: Tomoo Yamamura (Kyoto Univ.) 4:15 PM - 5:45 PM Room K

[2K14] Characterization of radioactive samples at

Fukushima Daiichi NPS site

*Risa Motoyama^{1,2}, Hiroshi Hinai^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2},
Atsuhiro Shibata^{1,2} (1. JAEA, 2. IRID)
4:15 PM - 4:30 PM

[2K15] Bioseparation Process of Platinum Group

Elements and Molybdenum from Radioactive Liquid Wastes

Norizo Saito¹, Hayato Tokumoto¹, Kensuke Kurahashi¹, Mikio Kato¹, *Yasuhiro Konishi¹ (1. Osaka Prefecture University)

4:30 PM - 4:45 PM

- [2K16] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction *Daisuke Kaminaga¹, Tomohiro Agou¹, Hiroki Fukumoto¹, Yasunori Miyazaki², Yuichi Sano², Masayuki Takeuchi² (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA) 4:45 PM - 5:00 PM
- [2K17] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction *Yasunori Miyazaki¹, Yuichi Sano¹, Masayuki

Atomic Energy Society of Japan 2022 Annual Meeting

Takeuchi¹, Tsuyoshi Arai², Seong-Yun Kim³, Hao Wu³, Misako Miwa³, Shigeo Matsuyama³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shibaura Inst. of Tech., 3. Tohoku Univ.)

5:00 PM - 5:15 PM

[2K18] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction *Kenta Hasegawa¹, Hiromu Ambai¹, Sou Watanabe¹, Nobuo Okamura¹, Masayuki Watanabe¹, Yuichi Sano¹, Masayuki Takeuchi¹ (1. JAEA) 5:15 PM - 5:30 PM

Room L

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

[2L01-04] Plasma-material Interaction in Fusion

Reactors Chair: Takuya Nagasaka (NIFS) 9:45 AM - 11:00 AM Room L

[2L01] Evaluation of hydrogen isotope retention behavior and impurities deposition for plasma exposed tungsten samples in QUEST *Shiori Hirata¹, Kyousuke Ashizawa¹, Kazuaki Hanada², Naoki Yoshida², Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka University, 2. Kyusyu University) 9:45 AM - 10:00 AM

- [2L02] Distribution of hydrogen isotopes retention in pre-damaged tungsten tile exposed to deuterium and helium mixed divertor plasma in LHD *Mingzhong Zhao¹, Miyuki Yajima¹, Yasunori Hayashi², Kiyohiro Yabuuchi², Masayuki Tokitani¹, Gen Motojima¹, Suguru Masuzaki¹ (1. National Institute for Fusion Science, 2. Kyoto University) 10:00 AM - 10:15 AM
- [2L03] Hydogen isotope mixed plasma driven permeation for neutron damaged tungsten *Yasuhisa Oya¹, Ashizawa Kyosuke¹, Shiori Hirata¹, Naoko Ashikawa², Yoji Someya³, Yuji Hatano⁴, Masashi Shimada⁵, Chase N. Taylor⁵, Robert Kolasinski⁶ (1. Shizuoka University, 2. NIFS, 3. QST, 4. University of Toyama, 5. INL, 6. SNL) 10:15 AM - 10:30 AM
- [2L04] Effects of rhenium and chromium addition on radiation tolerance and hydrogen isotope retention of tungsten *Yuji Hatano¹, Jing Wang¹, Takeshi Toyama², Yuji

Nobuta⁴, Yasuhisa Oya⁵, Tatsuya Hinoki³ (1. Univ. of Toyama, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Hokkaido Univ., 5. Shizuoka Univ.) 10:30 AM - 10:45 AM

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

[2L05-07] Material Engineering for Fusion

Applications Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama) 11:00 AM - 12:00 PM Room L

[2L05] Impact properties of tantalum-added vanadium alloys V-Ta-4Cr-4Ti *Takeshi Miyazawa¹, Haruka Saito¹, Yoshimitsu Hishinuma², Takuya Nagasaka², Takeo Muroga², Jingjie Shen², Yasuki Okuno¹, Hao Yu¹, Ryuta Kasada¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. NIFS) 11:00 AM - 11:15 AM

[2L06] Effects of annealing temperature on microstructure and mechanical properties of high purity vanadium alloys

*Jingjie Shen^{1,2}, Takuya Nagasaka^{1,2}, Kazuki Saito², Masayuki Tokitani^{1,2}, Takeo Muroga^{1,2}, Ryuta Kasada³ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2L07] Specimen size effects on creep properties of reduced-activation ferritic/martensitic steel F82H

*Takuya Nagasaka^{1,2}, Jingjie Shen^{1,2}, Masami Ando³,
Taichiro Kato³, Takashi Nozawa³, Hiroyasu Tanigawa³
(1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. QST)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[2L08-12] Tritium Engineering Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.) 2:45 PM - 4:15 PM Room L

[2L08] Continuous recovery experiment of tritium from liquid lithium-lead on the Liquid metal test loop (Oroshhi-2)

*Fumito Okino¹, Yukinori Hamaji², Teruya Tanaka², Jyuro Yagi¹, Satoshi Konishi¹ (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National

Institute for Fusion Scienece)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L09] Study on the Permeation of the Hydrogen

Isotopes between High Temperature and High Pressurized Water through the Metal *Akito Ipponsugi¹, Taku Matsumoto¹, Kazunari Katayama¹, Makoto Oya¹, Yoji Someya² (1. Kyushu University, 2. QST) 3:00 PM - 3:15 PM

[2L10] Tritium release behavior from neutronirradiated molten salt FLiNaBe *Kazunari Katayama¹, Kaito Kubo¹, Toru Ichikawa¹, Akito Ipponsugi¹, Makoto Oya¹ (1. Kyushu Univ.) 3:15 PM - 3:30 PM

[2L11] Tritium distribution in Be limiter tiles used in JET ITER-like wall experiments
*Sun Eui Lee¹, Yuji Hatano¹, Yasuhisa Oya², Suguru Masuzaki³, Masayuki Tokitani³, Mitsutaka Miyamoto⁴, Nobuyuki Asakura⁵, Hirofumi Nakamura⁵, Yasunori Iwai⁵, Takumi Hayashi⁵ (1. Univ. of Toyama, 2. Shizuoka Univ., 3. NIFS, 4. Shimane University, 5. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

[2L12] Study on structural design of Li-loading module for T-production and T-containment performance test on HTTR *Taisei Abe¹, Hideaki Matsuura¹, Yuki Koga¹, Kyoichi Nakagawa¹, Motomasa Naoi¹, Kanta Kitagawa¹, Kazunari Katayama¹, Teppei Otsuka², Shimpei Hamamoto³, Etsuo Ishitsuka³ (1. Kyushu Univ., 2. Kindai Univ., 3. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

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

[2L13-16] Fusion Instrument Engineering Chair: Naoko Ashikawa (NIFS) 4:15 PM - 5:25 PM Room L

- [2L13] Evaluation of Temperature Effect in Proton Irradiation on Critical Current Behavior of REBCO Tapes *Yujie Ma¹, Satoshi Ito¹, Misako Miwa¹, Sho Toyama¹, Shigeo Matsuyama¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku University) 4:15 PM - 4:30 PM
 [2L14] Buoyancy Force Direction Influence on Porous
 - Cooling System Characteristics for Remountable High Temperature Superconducting Magnets *Romain Wagner¹, Kohei Yuki¹, Satoshi Ito¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM

[2L15] Joint Performance Evaluation of Curved REBCO Lap Joint for Segment- Fabrication of Fusion

Magnets

*Zhang Qifan¹, Satoshi Ito¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku Univ.)

4:45 PM - 5:00 PM

[2L16] Application of Neutral Gas Pressure Calculation Method in Intermediate Flow to Linear Plasma Device

*Konan Yagasaki¹, Atsushi Okamoto¹, Takaaki Fujita¹,

Minami Sugimoto¹, Shunya Higuchi¹, Muneo Koike¹,

Yangyi Ma¹ (1. Nagoya Univ.)

5:00 PM - 5:15 PM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion

[2L17-18] Plasma Engineering Chair: Teppei Otsuka (Kindai Univ.)

5:25 PM - 6:00 PM Room L

 [2L17] Reduction of hydrogen wall recycling using boron powder in LHD
 *Naoko Ashikawa^{1,2}, Tomoko Kawate^{1,2,3}, Zhen Sun⁴, Chenglong Li⁵ (1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, SOKENDAI, 3. National Astronomical Observatory of Japan, 4. Princeton Plasma Physics Laboratory, 5. Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences)
 5:25 PM - 5:40 PM

[2L18] Design of Multui-purpose Compact Muon Catalyzed Fusion Reactors *Motoyasu Sato¹ (1. Chubudaigaku) 5:40 PM - 5:55 PM Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[2A01-04] Nuclear Data Measurement 1

Chair: Masahide Harada (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 9:30 AM - 10:35 AM Room A

[2A01] Cross sections and branching ratios for neutron capture reactions of ⁶Li and ⁷Li

*Hiroyuki Makii¹, Mariko Segawa¹, Shuya Ota², Atsushi Kimura¹, Ichiro Nishinaka³, Katsuhisa Nishio¹ (1. JAEA, 2. Texas A&M Univ., 3. QST)

9:30 AM - 9:45 AM

[2A02] Neutron Capture Cross Section Measurement of ¹⁰⁷Pd in the Resonance Energy Region

> *Hideto Nakano¹, Tatsuya Katabuchi¹, Gerard Rovira², Yu Kodama¹, Kazushi Terada³, Atsushi Kimura², Shoji Nakamura², Shunsuke Endo² (1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.) 9:45 AM - 10:00 AM

[2A03] Production cross sections of ⁴⁷Sc via alpha-particle-induced reactions on natural calcium

*Masayuki Aikawa¹, Yukina Hanada¹, Ichinkhorloo Dagvadorj², Hiromitsu Haba³, Sandor Takacs⁴, Ferenc Ditroi⁴, Zoltan Szucs⁴ (1. Hokkaido Univ., 2. NUM, 3. RIKEN, 4. ATOMKI) 10:00 AM - 10:15 AM

[2A04] Measurement of neutron energy spectra from Pb and Bi targets using FFAG proton accelerator

> *Keita Nakano¹, Hiroki Iwamoto¹, Shinichiro Meigo¹, Daiki Sato¹, Yosuke Iwamoto¹, Yoshihiro Ishi², Tomonori Uesugi², Katsuhisa Nishio¹, Kentaro Hirose¹, Fujio Maekawa¹ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

2022年春の年会

⁶Li、⁷Liの中性子捕獲断面積とガンマ線分岐比

Cross sections and branching ratios for neutron capture reactions of ⁶Li and ⁷Li *牧井 宏之¹, 瀬川 麻里子¹, 太田 周也², 木村 敦¹, 西中 一朗³, 西尾 勝久¹ ¹JAEA, ²Texas A&M 大学, ³QST

J-PARC MLF ANNRI において、大強度パルス中性子ビームと高感度 Ge スペクトロメータを組み合わせて、 ⁶Li 及び⁷Li の中性子捕獲状態からの分岐比や中性子捕獲断面積を測定した。

キーワード:中性子捕獲反応、中性子飛行時間法、J-PARC MLF ANNRI

1. 緒言

軽核(例えばLi、Be、B等)の中性子捕獲断面積は、宇宙初期や超新星爆発における元素の合成過程を理解するために重要である。さらに、軽核では一般に励起準位密度が低いことから中性子捕獲反応に関与する準位が限定されるため、中性子捕獲過程そのものを理解する上でも有用である。一方、軽核の中性子捕獲断面積は非常に小さいことが知られており、高精度の測定が難しい。そのため、本研究では大強度のパルス中性子ビームと高感度のGeスペクトロメータを組み合わせることが可能なJ-PARC MLF ANNRI において、⁶Li及び⁷Liの中性子捕獲状態からの分岐比や中性子捕獲断面積を測定した。

2. 実験

実験は J-PARC MLF ANNRI にて行った。⁶Li 及び ⁷Li の濃縮同位体の酸化物粉末約 20mg を圧縮成型して得た 試料(直径 5mm、厚み約 0.5mm)に MLF の核破砕中性 子源から供給されるパルス中性子ビームを照射し、。Li及 び⁷Liの中性子捕獲反応で放出されたガンマ線を Ge ス ペクトロメータで観測した。入射中性子のエネルギーは 中性子の飛行時間から求め、中性子束は¹⁰B(n,αγ)⁷Li反応 を用いて求めた。試料やビームラインでの中性子の散乱 によるバックグラウンドを評価するために炭素試料を 用いた測定や、試料を用いない測定も行った。図に⁷Li 試 料、炭素試料で得られたガンマ線波高スペクトルの一例 を示す。この図は中性子エネルギー3~20meVの範囲で得 られたもので、⁷Li 試料で得られた波高スペクトルでは ⁷Liの中性子捕獲によるガンマ線(2033keV)がはっきり と観測されているが、炭素試料で得られた波高スペクト ルでは 2033keV 付近にピークは観測されておらず、高い



図 ガンマ線波高スペクトル(上: 7Li 試料、下: 炭素試料)。試料を用いない測定で観測された バックグラウンドは差し引いている。

信号・雑音比を実現できていることがわかる。本発表では得られた測定結果とその解析の詳細について報告 する。

*Hiroyuki Makii¹, Mariko Segawa¹, Shuya Ota², Atsushi Kimura¹, Ichiro Nishinaka³ and Hanako Nishio¹

¹JAEA, ²Texas A&M Univ., ³QST

2022年春の年会

パラジウム 107 の中性子捕獲反応断面積の共鳴領域測定

Neutron Capture Cross Section Measurement of ¹⁰⁷Pd at Resonance Region *中野 秀仁¹, 片渕 竜也¹, Gerard Rovira², 児玉 有¹, 寺田 和司³ 木村 敦², 中村 詔司², 遠藤 駿典² ¹東京工業大学, ²日本原子力研究開発機構, 3 京都大学

核変換研究において、長寿命核分裂生成物(LLFPs)の1つである Pd-107の広いエネルギー領域での高精度の捕獲反応断面積データ測定が必要とされている。J-PARC において Pd-107の中性子捕獲断面積の測定を行った。本発表では背景、実験、共鳴解析について発表する。

キーワード:パラジウム 107,中性子捕獲反応断面積,核データ, J-PARC,共鳴解析

1. 背景

長寿命放射性核種の長期にわたる蓄積が問題となっている。核変換技術により LLFPs を短寿命化、無害化 することで高レベル放射性廃棄物の低減が期待されている[1]。核変換技術の実現には高精度な中性子核デー タが必要である。LLFPs の1つである Pd-107 は数件しか測定データとして報告されておらず、また測定され た中性子エネルギー領域も限られている。そこで広いエネルギー領域での捕獲反応断面積データ測定が必要 とされている。

2. 実験·解析

Pd-107の中性子捕獲断面積測定を J-PARC/MLF の高精度中性子核反応測定装置 ANNRI で実施した。3 GeV 陽子ビームによる核破砕中性子源からの高強度中性子パルスビームを使用し断面積測定を行った。飛行時間 法により中性子エネルギーを計測した。捕獲ガンマ線を ANNRI の NaI(Tl)スペクトロメータで測定した。飛 行時間と波高の 2 次元データを取得し、波高重み法を用いて解析した。

参考文献

[1] Wakabayashi, Toshio, et al. "Study on method to achieve high transmutation of LLFP using fast reactor." Scientific reports 9.1 (2019): 1-14..

* Hideto Nakano¹, Tatsuya Katabuchi¹, Gerard Rovira², Yu Kodama¹, Kazushi Terada³, Atsushi Kimura², Shoji Nakamura², Shunsuke Endo²

¹ Tokyo Institute of Technology, ² Japan Atomic Energy Agency, ³Kyoto Univ.

カルシウム標的へのアルファ粒子入射反応による⁴⁷Sc 生成反応断面積測定

Production cross sections of ⁴⁷Sc via alpha-particle-induced reactions on natural calcium

*合川 正幸¹, 花田 幸奈¹, ダグワドルジ イチンホルロー², 羽場 宏光³, タカッチ サンドール⁴, ディトロイ フェレンチ⁴, ズーチ ゾルタン⁴ ¹北海道大学,²モンゴル国立大学,³理化学研究所,⁴ハンガリー原子核研究所

核医学治療に用いることができる ⁴⁷Sc の生成について,カルシウム標的へのα粒子入射反応に着目し,反応 断面積を測定した。実験は理化学研究所 AVF サイクロトロンを用い,積層箔放射化法およびγ線スペクトロ メトリーにより放射化断面積を導出した。実験で得られた ⁴⁷Sc 及び副生成物の生成断面積を報告する。

キーワード:スカンジウム-47,医療用放射性核種生成,放射化断面積

1. 緒言

⁴⁷Sc は 3.35 日の半減期を持つβ線放出核種であり,核医学治療に用いることができる。この核種はカルシ ウム,スカンジウム,チタン等,近傍の元素への荷電粒子入射反応で直接生成可能である。本研究では,カ ルシウム標的へのα粒子入射反応に着目した。文献調査では先行研究が1件しか見つからず,複数の実験によ る検証ができない状況であることが分かった。そこで、^{nat}Ca(α,x)⁴⁷Sc 反応及び副生成物の生成断面積を測定 した。

2. 実験

実験は理化学研究所 AVF サイクロトロンで実施した。放射化断面積の測定手法として実績がある,積層箔 放射化法およびγ線スペクトロメトリーを用いた。²⁷Al 箔に蒸着させたフッ化カルシウムを natCa 標的とし, モニター反応用 natTi 箔とビームエネルギー減衰用 ²⁷Al 箔を加えた 3 種で積層箔標的を構成した。この標的を 29 MeV のα粒子ビームで 30 分間照射して放射化させた後,高純度ゲルマニウム検出器を用いてγ線スペクト ロメトリーを行った。γ線のエネルギーから生成核種を同定し、その計測数から断面積を導出した。

3. 結論

実験で得られた ^{nat}Ca(α,x)⁴⁷Sc 反応断面積を,先行研究 [1]及び TENDL-2019 と比較した(図 1)。先行研究はピー クの位置と高さがずれており,TENDL-2019 は実験値と は大きく異なっていることがわかった。

参考文献





*Masayuki Aikawa¹, Yukina Hanada¹, Ichinkhorloo Dagvadorj², Hiromitsu Haba³, Sándor Takács⁴, Ferenc Ditrói⁴, Zoltan Szűcs⁴
¹Hokkaido Univ., ²National Univ. of Mongolia, ³RIKEN, ⁴ATOMKI.

FFAG 陽子加速器を用いた鉛及びビスマス標的からの 中性子エネルギースペクトルの測定

Measurement of neutron energy spectra from Pb and Bi targets using FFAG proton accelerator *中野 敬太¹, 岩元 大樹¹, 明午 伸一郎¹, 佐藤 大樹¹, 岩元 洋介¹, 石 禎浩², 上杉 智教², 八島 浩², 栗山 靖敏², 西尾 勝久¹, 廣瀬 健太郎¹, 前川 藤夫¹, 牧井 宏之¹, 岡部 晃大¹, Orlandi Riccardo¹, 大泉 昭人¹, 洲嵜 ふみ¹, 塚田 和明¹, 森 義治²

¹JAEA, ²京大

加速器駆動核変換システム (ADS) の実現に向け、京都大学 FFAG 加速器を用いた ADS 用核データの測定 を実施している。本発表では、ADS において最重要核種である鉛及びビスマスに対する 107 MeV 陽子入射反 応による生成中性子のエネルギースペクトル測定の概要とその結果について報告する。

キーワード:加速器駆動核変換システム,DDX,TTNY,陽子,鉛,ビスマス

1. 緒言

加速器駆動核変換システム (ADS) の中性子源標的兼冷却材として使用される鉛とビスマスに対する陽子 入射中性子生成二重微分断面積 (DDX) や厚い標的からの中性子収量 (TTNY) は、ADS の設計上重要な核デ ータである。しかし、入射エネルギーが数十から 100 MeV 程度の領域では測定例が少なく新規の測定による データ取得が望まれている。そこで京都大学 FFAG 加速器施設にて、鉛及びビスマスに対する 107 MeV 陽子 入射反応の 60 及び 120 度方向 DDX と 5,60,90 及び 120 度方向 TTNY を測定した。本発表では測定結果と理 論計算との比較結果を報告する。

2. 実験

実験では 107 MeV に加速した陽子ビームを厚さ 2 mm 及び陽子が完全に停止する 30 mm の鉛及びビスマス 標的に照射し、DDX と TTNY の測定をそれぞれ行った。中性子検出器には厚さ 20 mm、直径 8 mm の NE213 有機液体シンチレーターを 8 台積層して用い、TOF 法により中性子エネルギーを決定した。長さ 1000 mm の 鉄製シャドーバーを用いたバックグラウンド測定も行い、室内散乱中性子等の影響を評価した。

3. 結果

図に鉛標的に対する 107 MeV 陽子入射反応の 120 度方向 DDX 測定値、PHITS を用いた INCL4.6/GEM と JENDL-4.0/HE による計算値及び参考値として測定角度の異なる Meier らに よる 113 MeV 陽子入射 150 度方向 DDX 測定値を示す。8 MeV 以下の DDX に着目すると、INCL4.6/GEM と JENDL-4.0/HE の 計算値はいずれも 15%以内の差で実験値と一致した。一方、 8 MeV 以上の領域では両計算値共に実験値より過小である。 発表では他角度の測定データと TTNY 測定結果を示すととも に、不一致の原因について議論する。



図. Pb に対する 120 度方向 DDX

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 JPMXD0219214562 を受けたものです。

*Keita Nakano¹, Hiroki Iwamoto¹, Shinichiro Meigo¹, Daiki Satoh¹, Yosuke Iwamoto¹, Yoshihiro Ishi², Tomonori Uesugi², Hiroshi Yashima², Yasutoshi Kuriyama², Katsuhisa Nishio¹, Kentaro Hirose¹, Fujio Maekawa¹, Hiroyuki Makii¹, Kota Okabe¹, Riccardo Orlandi¹, Akito Oizumi¹, Fumi Suzaki¹, Kazuaki Tsukada¹, and Yoshiharu Mori²
¹JAEA, ²Kyoto Univ. Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[2A05-09] Nuclear Data Measurement 2

Chair: Atsushi Kimura (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 10:35 AM - 12:00 PM Room A

[2A05] Measurements of double-differential cross sections of the Al(p,xp) reaction for 400 MeV - 3 GeV protons *Shin-ichiro Meigo¹, Keita Nakano¹, Yuji Yamaguchi¹ (1. JAEA/J-PARC) 10:35 AM - 10:50 AM [2A06] Cross section measurement of hydrogen containing materials: methanol, benzene and toluene *Masahide Harada¹, Yutaka Abe², Makoto Teshigawara¹, Motoki Ooi¹, Yujiro Ikeda³, Kenichi Oikawa¹, Seiko Kawamura¹, Yasuhiro Inamura¹ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. RIKEN) 10:50 AM - 11:05 AM [2A07] Evaluation of time resolution for pulsed neutron beams in the KURNS-LINAC *Yasunori Matsuo¹, Jun-ichi Hori², Yoshiyuki Takahashi², Hiroshi Yashima², Kazushi Terada², Tadafumi Sano¹ (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.) 11:05 AM - 11:20 AM [2A08] A systematic measurement of mass-centroids for light/heavy fragments in actinide fission *Kentaro Hirose¹, Katsuhisa Nishio¹, Leguillon Romain¹, Mark Vermeulen¹, Kean Kun Ratha^{2,1}, Hiroyuki Makii¹, Riccardo Orlandi¹, Kazuaki Tsukada¹, Masato Asai¹, Tetsuya K Sato¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Tech) 11:20 AM - 11:35 AM [2A09] Development of resonance ionization laser ion source for SLOWRI at RIKEN RI beam factory *Hideki Tomita^{1,2,3}, Volker Sonnenchein¹, Koya Hattori¹, Honoka Yamaguchi¹, Hiroki Miura¹, Tetsu Sonoda³, Hironobu Ishiyama³, Klaus Wendt⁴ (1. Nagoya Univ., 2. JST PRESTO, 3. RIKEN, 4. Mainz Univ.) 11:35 AM - 11:50 AM

400 MeV - 3 GeV 陽子における Al(p,xp)反応の二重微分断面積 (DDX) の測定 — (1) 400 MeV 陽子を用いた試験 —

Measurements of double-differential cross sections of the Al(p,xp) reaction for 400 MeV - 3 GeV protons

- (1) Test experiment using 400 MeV protons -

*明午 伸一郎¹, 中野 敬太¹, 山口 雄司¹

1J-PARC 原子力機構

宇宙開発事業の推進や核内カスケードモデルの比較検討のため、J-PARCのビームダンプ入口のアルミニウム製の窓で散乱により大気中に放出される陽子のエネルギースペクトルの測定を実施し、PHITS コードとの比較検討を行った。

キーワード: Al(p,xp)反応、二重微分断面積、PHITS、数 GeV 領域、準弾性散乱、弾性散乱

1. 緒言

宇宙開発事業において、衛星搭載用の荷電粒子検出器の応答測定のため数百 MeV から GeV 領域の陽子 の利用が必要となるが、400 MeV 以上のエネルギー領域で供給が可能な加速器施設は世界的に少なく、国 内には J-PARC が唯一となる。J-PARC の加速器施設ではユーザー運転を安定に継続するために、利用者 の実験装置を陽子ビームダクト内への設置は困難となる。また、シンクロトロン加速器の特性により検出 器の動作確認ができる程度の微弱なビーム供給はできない。また、加速器駆動核変換システム(ADS)等の 大強度陽子加速器施設では核内カスケードモデル(INCL)の高度化が重要となる。INCL の改良のためには、 最前方方向の放出粒子の DDX が重要となるが、実験値が殆どないため新たなデータの取得が望まれる。 宇宙開発事業における陽子ビーム利用推進および INCL の高精度化のため、ビームダンプ入口のビーム窓 (Al) における散乱陽子のエネルギースペクトルを測定し、速報として報告する。

2. 実験

J-PARC の 3NBT のビームダンプ入口には、厚さ 0.3 mm の Al 製の窓が設置されており、この窓で散乱 した陽子を 5 台のプラスティクシンチレータ(EJ200)検出器により測定した。ビーム進行方向に対し 13° の方向となる窓から 14 m 離れた大気中に検出器を設置した。形状口50 mm の厚さが 0.05, 0.1, 0.2, 0.4, お よび 0.7 m のプラスティクシンチレータを用い、590 MeV までの陽子を停止できるカロリメトリックな測 定を行った。入射ビームは、1 ショットあたり~10¹⁴ 個となる通常の利用運転より 7 桁強度 (10⁷ 個/ショッ ト)を減少させ、測定信号のパイルアップを防止した。検出器の信号はデジタイザ(SIS3316)に入力し、各 検出器の同時計測(コインシデンス)を行った。加速器出射トリガ信号も入力し飛行時間の測定も行った。

3. 結果

厚さ 0.4 m の検出器の波高分布を電子相当の発光量(MeVee)の応答関数として図1に示す。図の縦軸は窓 に入射する陽子の数で規格化し、横軸は PHITS の計算結果の弾性散乱のピーク位置に一致するように規格

化した。窓の散乱陽子の最大運動エネルギーは、弾性散 乱により~400 MeV となるが、真空容器のビームダクト (5.5 mm-t)の脱出において浅い角度で横切るため、大気中 での最大運動エネルギーは 350 MeV となり、厚さ 0.4 m の検出器で停止した。

INCL4.6/GEM を用いた PHITS による、窓に入射する陽 子あたりの厚さ 0.4 m の検出器の応答関数を図 1 に示す。 計算は、弾性散乱による実験のピーク強度を再現するも の、140 MeVee 付近の準弾性散乱による寄与を約 4 倍過 大評価した。同様な傾向は、Chiren らの LANL における 0.8 GeV 陽子入射による測定結果[1]にも見られた。 参考文献

[1] R.E. Chiren, et al, Phy. Rev. C, 21, 1014 (1980)

*Shin-ichiro Meigo¹, Keita Nakano¹, Yuji Yamaguchi¹ ¹J-PARC/JAEA,



図 1 実験及び PHITS コードの計算の応 答関数の比較。弾性散乱のピーク幅 が一致するように計算値を検出器の エネルギー分解能 (2%)でスメアし た。

20~300K における水素含有物質の断面積測定 —メタノール、ベンゼン及びトルエン— Cross section measurement of hydrogen containing materials at 20 ~ 300 K; methanol, benzene and toluene

*原田 正英¹、安部 豊²、勅使河原 誠¹、大井 元貴¹、池田 裕二郎³、 及川 健一¹、河村 聖子¹、稲村 泰弘¹ 「原子力機構、²京都大学、³理研

J-PARC 核破砕中性子源に設置されている中性子実験装置 NOBORU 及び AMATERAS において、水素含 有物質の冷熱中性子領域における温度依存の全断面積及び散乱断面積の測定を開始した。メタノール、ベ ンゼン、トルエンを試料として測定し、断面積データを得ることができた。

キーワード:水素含有物質、断面積測定、温度依存性、冷熱中性子領域、J-PARC、NOBORU、AMATERAS

要旨

大型中性子源や小型中性子源で使用されている減 速材は、水素の高い減速特性から、水素含有物質を 用いることが多い。冷熱中性子性能を決める全断面 積や散乱断面積を含む散乱特性は、減速材選択の重 要なデータである。しかしながら、これまで広く一 般に使われてきたデータには、測定時期が古いもの があることや、測定方法もまちまちであることから、 不確定性が存在する。そこで我々は、次世代中性子 源開発に向け、2018年度より、系統的な水素含有物 質の断面積測定を開始した。2019年における発表で は、軽水とエタノールをについて報告した。今回の 発表では、水素含有物質であるメタノール、ベンゼ ン、トルエンの測定について報告する。



測定は、J-PARC センターの物質生命科学実験施設の核破砕中性子源の中性子実験装置 NOBORU 及び AMATERAS を用いた。全断面積の測定は NOBORU で、散乱断面積の測定は AMATERAS でそれぞれ行っ た。試料はアルミニウム製セルに封入し、試料の温度は、20、100、200、300K 及び融点付近の温度点とし た。全断面積の測定は、飛行時間法を用い、試料毎にエネルギー依存の中性子透過率を測定し、全断面積 に変換した。散乱断面積は、チョッパーで複数のエネルギーにチョッピングし、散乱強度を測定すること で、散乱断面積に変換した。

トルエンの全断面積の測定結果の一例を図1に示す。測定されたデータは、カーネルを用いないデータ と異なる傾向を示すことがわかる。安部らの理論値と比較した結果、温度依存性を含め、良い一致を示し た。

*Masahide Harada¹, Yutaka Abe², Makoto Teshigawara¹, Motoki Ooi¹, Yujiro Ikeda³, Kenichi Oikawa¹, Seiko Kawamura¹ and Yasuhiro Inamura¹

¹JAEA, ²Kyoto Univ., ³RIKEN

KURNS-LINAC パルス中性子源の時間分解能評価

Evaluation of time resolution for pulsed neutron beams in the KURNS-LINAC

*松尾 泰典 1,堀 順一 2,高橋 佳之 2, 八島 浩², 寺田 和司², 佐野 忠史¹, 1近畿大学,2京都大学

TOF 法を用いた中性子断面積測定において時間分解能評価は重要である。そこで KURNS-LINAC に設置さ れたパルス中性子源において、共鳴パラメータが既知の¹⁸¹Taの捕獲γ線を TOF 法を用いて測定することに より、代表的な分離共鳴エネルギーにおける時間分解能を評価した。

キーワード: KURNS-LINAC,パルス中性子源, TOF 法, パルス幅, 時間分解能

1. 緒言 TOF 法を用いた中性子断面積測定において重要となるエネルギー分解能を決定する時間分解能は、 施設固有成分と検出器系に依存する成分の二つに大別することができる。施設固有成分はビームパルス幅と モデレータに由来する成分からなる。J-PARC/MLF/ANNRI ではパルス中性子源のエネルギー分解能評価が行 われている^[1]。一方、京都大学複合原子力科学研究所の電子線形加速器(KURNS-LINAC)では、一部のモデレ ータについて数値計算を用いて評価が行われているが^[2]、実験的には評価されていない。そこで、本研究では KURNS-LINAC パルス中性子源の時間分解能を実験的に評価した。

2. 実験と解析 実験では KURNS-LINAC で 30MeV に加速した電子を Ta ターゲットに照射し、発生した光 中性子を直径 20cm の円筒形の軽水モデレータで減速させ、白色のパルス中性子を発生させた。中性子飛行 距離 12.7m の場所に設置したタンタル板(17mm×17mm×0.2mmt)にパルス中性子を照射し、試料を囲うよう に設置した 12 台の BGO 検出器で捕獲 γ 線を TOF 法を用いて測定した。本測定は異なるビームパルス幅 (33n,100n,1µ,4µsec)で実施し、代表的な分離共鳴エネルギーにおける共鳴ピークの半値幅を求めた。Ta 試料に よる中性子自己遮蔽効果及びドップラ効果によって生じた試料固有のピークの広がりは粒子・重イオン輸送 計算コード(PHITS)及び JENDL-4.0 を用いて数値計算で評価し、実験的に求めた半値幅との違いから正味の時 間分解能を導出した。

3. 考察 得られた時間分解能から算出したエネルギー分解能(A E/E)の中性子エネルギー依存性を図1に示す。10eV以上のエネル ギー領域では、パルス幅 33nsec では中性子エネルギーに対しΔ E/E は概ね一定値を示したのに対し、パルス幅 4µsec では中性 エネルギーの増加とともに △E/E の明らかな増加が見られた。 E/E は簡易モデルでは式(1)のように時間分解能と関係付けられ る。

•

120

33nsec

10

8

 $\frac{\Delta E}{E} = \frac{2\Delta t}{72.3L}\sqrt{E} + \Delta E_m$ ただし、 Δt はビームパルス幅と検出器系の時間分解能、 ΔE_m モデレータ起因のエネルギー分解能である。このことから、幅の

狭いパルスの場合は(1)式の第2項が支配的となり一定値を示したのに対し、幅の広いパルスの場合は(1)式 の第1項が支配的となり増加傾向が見られたものと考えられる。幅の狭いパルスの実験結果よりモデレータ に起因する時間分解能を評価したところΔEmは約1.5%であった。

(1)

参考文献

[1] K Kino, et al. Energy resolution of pulsed neutron beam provided by the ANNRI beamline at the J-PARC/MLF, Nuclear Instruments and Methods in Physics research A736(2014)66-74

[2]T Sano, et al. Analysis of Energy Resolution in the KURRI-LINAC Pulsed Neutron Facility, EPJ Web Conf. 146,03031(2017)

^{*}Yasunori Matsuo¹, Jun-ichi Horiz², Yoshiyuki Takahashi², Hiroshi Yashima², Kazushi Terada², Tadafumi Sano¹ ¹Kindai University, ²Kyoto University

2022年春の年会

アクチノイド核分裂における軽・重核分裂片の系統的質量数測定

A systematic measurement of mass-centroids for light/heavy fragments in actinide fission *廣瀬健太郎¹, 西尾勝久¹, Romain Léguillon¹, Mark Vermeulen¹, Kean Kun Ratha^{3,1}, 牧井宏之¹, Riccardo Orlandi¹, 塚田和明¹, 浅井雅人¹, 佐藤哲也¹, 伊藤由太¹, 洲寄ふみ¹, 有友嘉浩², 田中翔也^{2,1}, 前川北斗², 千葉敏³, Andrei Andreyev^{4,1} ¹原子力機構,²近畿大学,³東京工業大学,⁴ヨーク大学

本研究では、²³²Th、²³⁵U、²³⁷Np、²⁴³Am および²⁴⁸Cm 標的と¹⁸O ビームを用いた多核子移行反応により、Th から Cf にわたる合計 52 核種の核分裂質量分布を測定した。非対称、対称モードの 2 成分を考慮したガウス フィッティングにより軽・重核分裂片群の質量中心を導出し、系統性を調べた。 **キーワード**:核分裂,核分裂質量分布,多核子移行反応

1. 緒言

核分裂過程は、ポテンシャルエネルギー面(PES)上での原子核形状の時間発展として記述される。分裂核は、 殻補正エネルギーによってつくられた fission valley に沿って変形し2つの核分裂片に分かれる。したがって 核分裂質量分布は殻効果を強く反映しており、核分裂過程を調べる上で重要な観測量である。本研究では、 Th から Cf にわたる広い原子核領域での核分裂質量分布を測定し、その系統性を調べた。

2. 実験·結果

実験は原子力機構東海タンデム加速器で行った。先 述の5つの標的に¹⁸Oビームを照射し、多核子移行反 応によって合成した複合核の核分裂質量分布測定し た(セットアップについては[1]を参照)。図1に得ら れた質量分布のいくつかを示した。励起エネルギー 10-20MeVでは非対称核分裂が主であり、本研究では 対称・非対称モードをそれぞれ1成分ずつ考慮した、 3Gaussian フィッティングを行い、軽重質量中心を導 出した。本発表では得られた結果の系統性や他の実験 結果との比較、議論を行う予定である。

本発表は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による 委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実 施した平成24-27年度「高燃焼度原子炉動特性評価のための遅 発中性子収率高精度化に関する研究開発」および、平成28-30 年度「代理反応によるマイナーアクチノイド核分裂の即発中性子 測定技術開発と中性子エネルギースペクトル評価」の成果を含む。



参考文献

[1] R.Leguillon et al., Phys. Lett. B761 (2016) 125.

*K.Hirose¹, K.Nishio¹, R.Léguillon¹, M.Vermeulen¹, K.K.Ratha^{3,1}, H.Makii¹, R.Orlandi¹, K.Tsukada¹, M.Asai¹, T.K.Sato¹, Y.Ito¹, F.Suzaki¹, Y.Aritomo², S.Tanaka^{2,1}, H.Maekawa², S.Chiba³, A.Andreyev^{4,1}

¹JAEA, ²Kindai Univ., ³Tokyo Tech., ⁴Univ. of York

理研 RI ビームファクトリーー低速 RI ビーム施設における レーザー共鳴イオン化イオン源の開発

Development of resonance ionization laser ion source for SLOWRI at RIKEN RI beam factory

*富田 英生^{1,2,3}, Volker Sonnenchein¹, 服部 浩也¹, 山口 穂乃花¹,

三浦 裕玖¹, 園田 哲³, 石山 博恒³, Klaus Wendt⁴

¹名古屋大,²JST さきがけ,³理研,⁴マインツ大

理化学研究所 RI ビームファクトリーの低速 RI ビーム施設にて共鳴イオン化レーザーイオン源の開発を進めている。放射性 Bi を用いたオンライン実験に向け、高繰り返し率色素レーザーと Ti:Sapphire レーザー用いた 安定²⁰⁹Bi のガスセル内共鳴イオン化を確認した。

キーワード:共鳴イオン化,放射性核種,レーザーイオン源

1. はじめに 理化学研究所 RI ビームファクトリーでは、メインビーム以外の高速 RI ビームをガスセルで減 速・中性子化し、レーザーにより元素選択的にイオン化して低速 RI ビームとして取り出す Parasitic Laser Ion-Source: PALIS の開発が進められている^[1]。ここで、単原子は離散的なエネルギー準位を有しており、準位間 のエネルギー差に相当する波長のレーザー光を照射することで、下準位にある原子が共鳴的に励起・イオン 化する。このような遷移の波長は元素固有であるため、複数の遷移を組み合わせることで、対象とする元素 の原子のみを選択的にイオン化(共鳴イオン化)できる。本研究では、PALIS における放射性 Bi 同位体の低 速 RI ビーム生成に向けた基礎実験として、高繰り返し率色素レーザー・Ti:Sapphire レーザー用いた安定 ²⁰⁹Bi の共鳴イオン化分光実験を行った。

2. 安定²⁰⁹Bi同位体の共鳴イオン化分光実験 Fig.1 に実験体系を示す。RI ビームファクトリーBigRIPS の F2 スリット前にガスセルを設置し、RI ビームの減速・中性化を想定して Ar ガスを満たした (圧力 160 mbar)。 セル内でフィラメントより放出され安定 Bi 原子に繰り返し率 10 kHz の色素レーザー(1st step, 307 nm)と Ti:Sapphire レーザーの第2高調波(2nd step, 382 nm)を照射した。共鳴イオン化により生成されたイオンは、六 重極イオンビームガイド (SPIG) と四重極質量フィルター (QMS)を通過して、イオン検出器で検出された。 Fig.2 に色素レーザーの波長を掃引することで得られた Bi の共鳴イオン化スペクトルを示す。これにより、 オンライン実験を想定した位置に設置したガスセル内での安定 ²⁰⁹Bi 同位体の共鳴イオン化が確認できた。今 後、理研 RIBF におけるオンライン実験にて短半減期放射性核種の共鳴イオン化を検証する予定である。





*Hideki Tomita^{1,2,3}, Volker Sonnenchein¹, Koya Hattori¹, Honoka Yamaguchi¹, Hiroki Miura¹, Tetsu Sonoda³, Hironobu Ishiyama³, Klaus Wendt⁴

¹Nagoya Univ., ²JST PRESTO, ³RIKEN, ⁴Mainz Univ.

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

[2A10] Fission mechanism of Mendelevium isotopes studied by 4D Langevin

[2A10-15] Nuclear Reaction Theory

Chair: Futoshi Minato (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 4:25 PM Room A

	model
	*Jun Inagaki ¹ , Kazuya Shimada ¹ , Chikako Ishizuka ¹ , Fedir Ivanyuk ² , Satoshi Chiba ¹ (1. Tokyo
	2.45 PM = 3.00 PM
[2A11]	Average total kinetic energy of different fission modes studied by the 4D Langevin model
	*Kazuya Shimada ¹ , Chikako Ishizuka ¹ , Satoshi Chiba ¹ (1. Tokyo Tech) 3:00 PM - 3:15 PM
[2A12]	Study of fission dynamics using five-dimensional Cassini parameters in actinide region
	*Kazuki Okada ¹ , Takahiro Wada ¹ (1. Kansai Univ.) 3:15 PM - 3:30 PM
[2A13]	Effect of triaxiality and pairing interaction for fission barrier using density-dependent relativistic mean-field theory
	*Taiki Kouno ¹ , Chikako Ishizuka ¹ , Tsunenori Inakura ¹ , Satoshi Chiba ¹ (1. Tokyo Tech) 3:30 PM - 3:45 PM
[2A14]	Research in spins, relative orbital angular momenta and their correlation of fission fragments by Antisymmetrized Molecular Dynamics *Jingde Chen ¹ , Akira Ono ² , Masaaki Kimura ³ , Chikako Ishizuka ¹ , Satoshi Chiba ¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. Hokkaido University) 3:45 PM - 4:00 PM
[2A15]	Dependence of heavy-ion incident particle production cross sections on the mean-field model in antisymmetrized molecular dynamics calculations *Yuta Mukobara ¹ , Jingde Chen ¹ , Chikako Ishizuka ¹ , Satoshi Chiba ¹ , Tsunenori Inakura ¹ (1. Tokyo Tech) 4:00 PM - 4:15 PM

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機構の研究

Fission mechanism of Mendelevium isotopes studied by 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メンデレビウム同位体の核分裂片の質量数、全運動エネルギー、変形度 等の分布の計算を行った。JAEA が測定したデータとの比較検討、質量数分布の二山から一山分布への変化の 可能性を調べ、この質量数領域での核分裂機構の変遷についての情報を得た。

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、核データ

1. 緒言

100 番元素のフェルミニウムは 257 から 258 に中性子が一個増え ると、質量非対称分布から質量対称分裂になることがわかっている ^[1]。そこで一つ隣であり、最近 JAEA でデータが測定された 101 番元 素のメンデレビウムの核分裂機構を調べた。

2. 方法

励起エネルギー10MeVと固定して、4次元ランジュバン模型^[2]によ りメンデレビウム同位体の核分裂計算を行った。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は文献 [3]に従って計算した。

3. 結果

図1のように²⁶⁴Md は一山の質量数分布となった。また、図2に ²⁶⁴Md の核分裂生成物の質量と全運動エネルギー(TKE)の相関図を 示す。図2から質量対称核分裂モードは TKE の大きい Supershort モー ドであり、さらに質量非対称核分裂モード(Standard モード)が共存 しピークの Wing を形成することがわかった。



4. 結論

²⁶⁴Md は質量対称分裂と質量非対称分裂のどちらにも核分裂するが、主要成分は Supershort モードに対応 する対称分裂である。当日は他の同位体に対する結果を含めて系統的な計算の結果とその解釈を議論する。

参考文献

[1] M. D. Usang et al., Scientific Report9, Article number1525 (2019)

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

[3] F.A.Ivanyuk, et al ,Phys. Rev. C97, 0543331(2018)

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

¹Tokyo Tech, ²Kiev Institute for Nuclear Research

2022年春の年会

4次元ランジュバン模型によるモード別核分裂片平均全運動エネルギーの研究

Average total kinetic energy of different fission modes studied by the 4D Langevin model

*島田 和弥1, 石塚 知香子1, 千葉 敏1

1東工大

ウランやプルトニウムの中性子誘起核分裂において Superlong モードと Standard モードの分類を行い、分裂片の平均全運動エネルギー(TKE)の計算を行った。モード分類の検討を詳細に行うことで、平均 TKE の 入射中性子エネルギー依存性の背景が詳細に分析された。

キーワード:核データ,核分裂,ランジュバン模型,運動エネルギー,フィッションモード

1. 緒言

核分裂において、入射中性子エネルギーが増加に伴い核分裂で生じる平均全運動エネルギーが減少する現象が実験的に知られている。我々の東工大4次元ランジュバン模型^[1]を用いた研究で、その原因は分裂時の 重い fragment の変形度の増加であることが明らかにされた。しかし、従来の研究では、異なるTKE分布を有 する非対称分裂(Standard mode)と対称分裂(Superlong mode)の数の割合が変化するためと理解されてきた。 本研究では、4次元ランジュバン模型を用いて、それぞれのモードごとの平均TKEの入射中性子エネルギー 依存性を求め、全体の平均TKEの入射中性子エネルギー依存性が何によって決定されているかを調べた。 2. 方法

ランジュバン計算の自由エネルギーは、2中心模型に基づき微視的巨視的理論により計算された。加えて、

Strutinsky 法と BCS ペアリングの微視的エネルギー補正、ネック パラメータ、ゼロ点振動数の自由度毎の設定を行った。

図1は²³⁵U+n 系の fragment の持つ質量数とTKE の2次元分布 である。分布図を基に、入射中性子エネルギーごとに Standard mode (赤色)と Superlong mode (緑色)を楕円状と液滴状の閉曲線で分類 した。領域に含まれる fragment のTKE の値から、それぞれのモー ドの平均 TKE を計算した。

3. 結果

²³⁶U(n+²³⁵U 系)のそれぞれのモード別 TKE 入射中性子エネルギ ー依存性は図 2 のようになった^{[2][3]}。入射中性子エネルギー増加に 伴い、Standard mode の TKE (赤線) は減少するのに対し、Superlong mode の TKE(緑線)は増加した。黒線で示される全体の TKE は Standard mode の TKE に近く、そのエネルギー依存性がほぼ Standard mode によって決定されていることが分った。水色の破線 はマルチチャンス核分裂の効果を含む計算結果である。

4. 結論

Standard mode と Superlong mode それぞれの TKE のエネルギー 依存性を調べることにより、全平均 TKE のエネルギー依存性が従 来の解釈と異なり、主として Standard mode によって決定されてい ることが分った。

参考文献

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

[2] P.P.D'yachenko, *et al.*, Soviet Journal of Nuclear Physics, Vol.8, p.165 (1969)
[3] Duke, Dana Lynn, "Fission Fragment Mass Distributions and Total Kinetic Energy Release of 235-Uranium and 238-Uranium in Neutron-Induced Fission at Intermediate and Fast Neutron Energies", Los Alamos ,2015, Ph.D. thesis.

*Kazuya Shimada¹, Chikako Ishizuka¹ and Satoshi Chiba¹

¹Tokyo Tech



fragment の持つ TKE の 2 次元分布



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

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

*岡田 和記¹,和田 隆宏¹

1関西大

Cassini パラメータは多様な変形核形状を再現できることから、Langevin 方程式を用いた核分裂動力学計算 が望まれている。本研究ではアクチノイド領域における質量分布や運動エネルギー分布について、5次元 Cassini パラメータを用いた Langevin 計算結果を報告する。

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。Cassini パラメータは分裂過程の原子核形状をフレキシブルに描写できることから[1]、Langevin 計算への適用が期待されている。

2. 研究手法

Cassini パラメータを用いた核分裂描像では、分裂片の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[2]、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。2021 年秋 の学会において、非対称分裂が特徴である ²³⁶U 核分裂では、*a*₃を追加した 4 次元 Langevin 方程式を解くこと で、分裂片の質量分布の再現性が向上することを報告した。*a*₃ は分裂片の形状非対称性に対応しており、分 裂片の一方が球形で、もう一方が伸長した形状を描く。また Fm 同位体の核分裂では、*a*₃ ではなく分裂片の 八重極変形(*a*₆)を追加した 4 次元 Langevin 方程式によって、super-short 対称分裂という特徴的な分裂様相を再 現した。これらの結果から、*a*, *a*₁, *a*₄に *a*₃ と *a*₆を加えた 5 つが、アクチノイド核分裂を扱う上で重要なパラ メータであると考えられる。

本研究では、 $\{\alpha, \alpha_1, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_6\}$ の5次元 Langevin 方程式を用いた核分裂計算を実施する。分裂片の質量分布 や運動エネルギー分布といった Langevin 計算結果について、 $\{\alpha, \alpha_1, \alpha_4\}$ の3次元計算や、 $\{\alpha, \alpha_1, \alpha_3, \alpha_4\}$ 及び $\{\alpha, \alpha_1, \alpha_4, \alpha_6\}$ の4次元計算と5次元計算との比較を行う。様々なアクチノイド核に対して適用することで、Langevin 計算の5次元化による核分裂計算の定量性の向上について議論する。

3. 結論

Cassini パラメータを用いた核分裂研究では、{*a*, *a*₁, *a*₃, *a*₄, *a*₆}の5次元 Langevin 計算が大きな役割を果た す。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、このパラメータセットは重要である。 また5次元 Cassini パラメータ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. A 942, 97 (2015).

¹Kansai Univ.

^{*}Kazuki Okada¹, Takahiro Wada¹

密度依存型相対論的平均場理論を用いた核分裂障壁に対する

三軸非対称性と対相互作用の効果

Effect of triaxiality and pairing interaction for fission barrier using density-dependent relativistic mean-field theory

*河野 大樹¹、石塚 知香子¹、稲倉 恒法¹、千葉 敏¹

(1. 東京工業大学)

軸対称変形に比べて核分裂障壁の値を下げる効果が指摘されている三軸非対称性の効果を密度依存 型相対論的平均場理論によって検証した。三軸非対称変形により核分裂障壁の再現性を改善できる ことが判明したが実験値に比べると依然として数 MeV 程度の誤差が生じる場合があることが判明し た。この様な場合、さらに対相関力強度を調整することが効果的であることを確認した。 キーワード:核データ、相対論的平均場理論、核分裂障壁、アクチノイド、三軸非対称性、対相関

1 緒言

原子核を記述する微視的理論の中でも、相対論的模型は核子と中間子の相互作用を顕に取り入れたラグランジ アン密度より様々な物理量を統一的に導出できるだけではなく、原子核構造を記述する際に重要なスピン軌道相 互作用が自然に導かれる強力な理論モデルである [1]。また、従来より核分裂障壁の理論予測は計算コストが抑え られるという観点から軸対称性を仮定して行われており、その際、対相関力強度を調整することが有効であると 確認された [2]。一方で、相対論的模型の1モデルである PC-PK1 で三軸非対称性を課す事で軸対称性に比べて 核分裂障壁が 2MeV 程度改善されることが報告されており、その効果を無視する事はできない [3]。そこで、本 研究では密度依存型相対論的平均場理論 [4-6] を用いてアクチノイド領域核種の核分裂障壁が受ける三軸非対称 性の影響を系統的に調査し、さらに文献 [2] と同様、対相関力強度の調整を行うことで核分裂障壁の再現性を改 善できることを確認し、軸対称性で構築された手法の有効性を示すことを目的とした。

2 計算方法

密度依存型相対論的平均場理論は、核子核子散乱のデータから結合定数を決定し真空中の2体核子相互作用を 用いて核物質を記述する、相対論的ブルックナーハートリーフォック (RBHF) [7,8] の結果を再現する様に相対 論的ハートリーフォックの結合定数に密度依存性を持たせたものである [4–6]。また、本研究では軸対称性・三軸 非対称性による核分裂障壁を、核子間距離を有限レンジで扱う DD-ME2 とゼロレンジで扱う DD-PC1 の2つの モデルによって計算した。数値計算は公開されている計算コード [4] を用いて行った。

3 結果

右図はU同位体の核分裂障壁を軸対称・三軸非対称で計算した結果を実験 値と比較したものである。いずれのモデルでも軸対称計算(青丸)に比べて 三軸非対称性で計算(赤四角)することで改善される傾向にある事が分かる。 しかし、DD-ME2による計算では一部核種に誤差が1MeV 程度あり再現で きているとは言い難い。講演では、Pu同位体とCm同位体における同様の結 果も示し実験値との誤差が大きい核種に対しては対相関力強度を調整するこ とが核分裂障壁、原子核質量、対回転エネルギーの再現性向上に有効である ことを報告する。

参考文献

- [1] B. D. Serot and J. D. Walecka, Adv. Nucl. Phys. 16 (1986)
- [2] T. Kouno, C. Ishizuka, T. Inakura, and S. Chiba , PTEP (in press) arXiv:2112.08612v1 [nucl-th]
- [3] B. N. Lu, E. G. Zhao, and S. G. Zhou, Phys. Rev. C 85(2012) 011301(R)
- [4] T. Niksic, D. Vretenar, N. Paar, and P. Ring, Comput. Phys. Commun 185 (2014) 1808-1821
- [5] G. A. Lalazissis, T. Niksic, D. Vretenar, and P. Ring, Phys. Rev. C 71, 024312 (2005)
- [6] T. Niksic, D. Vretenar, and P. Ring, Phys. Rev. C 78, 034318(2008)
- [7] C. J. Horowitz and B. D. Serot, Nucl. Phys. A 464, 613 (1987)
- [8] T. Katayama and K. Saito, Phys. Rev. C 88, 035805 (2013)
- [9] R. Capote et al., Nucl. Data Sheets 110 (2009) 3107.
- [10] S. Bjørnholm, J. E. Lynn, Rev. Mod. Phys. 52 (1980) 725.



図 1 ウラン同位体における核分 裂障壁の計算値と実験値 [9,10]

AMD による核分裂片のスピン、相対軌道角運動量及びそれらの相関の研究

Research in spins, relative orbital angular momenta and their correlation of fission fragments by Antisymmetrized Molecular Dynamics

> *陳 敬徳¹, 小野 章², 木村 真明³, 石塚 知香子¹, 千葉 敏¹ 「東京工業大学,²東北大学,³北海道大学

反対称化分子動力学(AMD)とブーストモデルを用いて²³⁶U、²⁴⁰Pu、²⁵²Cfの対称核分裂反応をシミュレート し、分裂片のスピンと相対軌道角運動量、それらの相関を計算した。それにより、従来の議論で仮定された さまざまな回転モードの生起確率について検討した。 **キーワード**:反対称化分子動力学,核分裂,スピン,相対軌道角運動量,分裂片の回転運動

1. 緒言

核分裂過程は複合核から進行する原子核変形の進化、ネックの形成とその後生起する断裂に至る過程であ る。この一連の過程は有限量子多体系の大振幅集団運動として非常に複雑であり、十分に理解されていない。 このため核分裂片の持つスピンについて定量的に予測することは困難である。一方、分裂片のスピンはその 後の統計崩壊に大きく影響を与えるため、実用上はその予測が不可欠である。最近、分裂片の放出する r 線 スペクトルを統計模型で解析した結果から遇 " 核分裂片のスピンが即発中性子多重度と同様の鋸歯構造をし ていることや、それが分裂核の質量数のみによることが Nature 誌で報告された[1]。理論的には時間依存密 度汎関数法と角運動量射影を組み合わせて分裂片のスピンを計算する手法が提案された [2]。我々は AMD[3] という有限核子集団の量子効果を取り込んだ分子動力学模型で核分裂を記述しようと試みている。本研究で は、前回紹介したブーストモデルのさらなる拡張を行い、AMD 計算からスピンを導出し、分裂片それぞれの スピンと相対軌道角運動量、それら間の角度を計算し、分裂片の回転モードについての議論を行う。

2. 手法

ブーストモデル[4]では基底状態の原子核を elongation 方向に変形させるために、原子核中の核子に左 右対称に運動量を与え、誘起核分裂の過程を模擬する。有効相互作用としては SLy4 を用いた。今回は、前 回の拡張として、まず Boost をかけた直後の原子核全体の全軌道角運動量を0 にし、回転を止めた状態から ブーストさせることとした。また、このモデルの与えるスピンを求めるために AMD 波動関数の持つ軌道角運 動量の期待値と分裂片同士の相対軌道角運動量を計算した。これによって、核分裂によってできるフラグメ ントのスピン分布などを議論できるようになった。それから、計算したスピンと相対軌道角運動量を他の理 論計算値と比較し、解析する。

3. 結論

図1に²⁵²Cfに53MeVのブースト運動量を与えた対称分裂 256回の核分裂片同士のスピンの角度を求めた図を示す。 ヒストグラムがAMDの計算結果、SKM*およびSeaLL1は文 献[2]で用いられた密度汎汎関数の結果、△はFREYAで用い られている値である。このようにいろいろな理論は異なる 結果を与えている。AMDと密度汎関数理論の結果は90度~ 130度あたりにピークとなっています。これらと核分裂片 の回転モード[5]についての議論を行う。



参考文献

[1] J.N.Wilson et al., Nature, 590:566-570(2021).

[2] A.Bulgac et al., arXiv:2108.03763v1 [nucl-th] (2021)

[3] A. Ono et al., Prog. Theor. Phys. 87, 1185-1206 (1992).

[4] A. Etori et al., JAEA-CONF-2018-001 (2018)

[5] L.G.Moretto et al., Phys. Rev. C 21, 204(1980).

Jingde Chen¹, Akira Ono², Masaaki Kimura³, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ Tokyo Tech., ²Tohoku Univ., ³Hokkaido Univ.

図1 ²⁵²Cf の対称ブースト分裂で発生する核 分裂片スピンの角度(横軸)と角度の各確 率(縦軸)の関係

反対称化分子動力学計算による重イオン入射粒子生成断面積の平均場模型依存性

Dependence of heavy-ion incident particle production cross sections on the mean-field model in

antisymmetrized molecular dynamics calculations

*向原 悠太¹, 陳 敬徳¹, 石塚 知香子¹, 千葉 敏¹, 稲倉 恒法¹

1東工大

本研究では、¹²C + ¹⁶O の衝突計算を反対称化分子動力学(AMD)+統計カスケード崩壊計算で複数の平均場 模型を用いて行った。結果として、異なる平均場模型によりエネルギースペクトルやそれぞれの質量数での 積分断面積に違いが生じた。

キーワード:反対称化分子動力学,粒子生成,平均場,2核子衝突,核データ

1. 緒言

重イオン入射核反応は、近年がん治療や遺伝子変異の誘発、創薬等に用いられ、基礎と応用ともに盛んに 研究がされている。しかし核子や軽イオン入射反応と異なり、標準となる計算手法が確立しておらず様々な 計算コードが多種多様な模型を用いている。その中でも反対称化分子動力学^[1]はフェルミ粒子多体系として の性質に加え、平均場効果と2核子衝突の効果が含まれる優れた模型である。本研究では重粒子線治療で用 いられる¹²Cが生体構成物質¹⁶Oに入射する反応を例にとって異なる平均場模型が粒子生成の予測にどのよ うな違いをもたらすかを調べた。

2. 方法

本研究ではAMD計算の後、統計カスケード崩壊^[2]の計算を行い、エネルギースペクトルと積分断面積を求

めた。AMD 計算では Skyrme 相互作用を有効相互作用として用い、 平均場模型を複数用意し比較できるようにした。この際、入射¹²C のエネルギーは 72MeV と 1200MeV とした。入射および標的核の 基底状態を求めた後、乱数により様々な初期配置から衝突計算を 30000 イベント行い、計算結果に統計カスケード崩壊の計算を行う ことで、実験で測定される物理量を導出した。

3. 結果

AMD 計算+統計カスケード崩壊による放出される質量数 4 のエ ネルギースペクトルは図 1 となり、質量数と積分断面積の関係は 図 2 となった。図 1 は赤が Skyrme 力の密度依存項の冪パラメータ $\sigma = 0.167$ であり、その他の値の場合青としている。エネルギーが 低い範囲では青の方がエネルギースペクトルにばらつきがあり、 高いエネルギーでは赤の方がばらついている。図 2 より、陽子と中 性子放出に関しては平均場模型による差は小さいが、質量数によ っては積分断面積に約 5 倍以上の差が生じたことがわかる。

4. 結論

AMD 計算+統計カスケード崩壊計算に複数の平均場模型を導入 した。平均場模型により粒子生成の予測は違いが生じ、平均場模型 は粒子生成に大きな影響を与えることがわかった。

参考文献

[1] Akira Ono, et al., Phys. Rev. C 47, 2652 (1993).

[2] F. Piilrlhofer, Nucl. Phys. A 28O, 267 (1977).

^{*}Yuta Mukobara¹, Jingde Chen¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ and Tsunenori Inakura¹

¹Tokyo Tech





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

[2A16-21] Uncertainty Quantification, Fission Product Yield and

Decay Data

Chair: Shinsuke Nakayama (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 4:25 PM - 6:00 PM Room A

[2A16] Analysis of effects of cross section correlation of fissile nuclides on the uncertainty of systematic nuclear properties of benchmark by Total Monte Carlo method *Haruka Hirano¹, Tsunenori Inakura¹, Naoki Yamano¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

- 4:25 PM 4:40 PM
- [2A17] Uncertainty analysis of transmutation properties of Chloride molten salt fast reactors due to uncertainties in nuclear data of ³⁵Cl by a random sampling method

*Maho Kawaguchi¹, Yoshihisa Tahara¹, Naoki Yamano¹, Tsunenori Inakura¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

4:40 PM - 4:55 PM

[2A18] Uncertainty quantification for peak energy of giant dipole resonance using Skyrme interaction

> *Tsunenori Inakura¹ (1. ZC, Tokyo Tech) 4:55 PM - 5:10 PM

[2A19] Calculations on fission product yield and fission observables by nuclear reaction code TALYS

*Kazuki Fujio¹, Shin Okumura², Arjan Koning², Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech, 2. IAEA) 5:10 PM - 5:25 PM

[2A20] Calculations on Fission Product Yields and Fission Observables by Nuclear-Reaction Code TALYS *Shin Okumura¹ Kazuki Eujio² Arian Koning¹ Satoshi Chiha² (1, IAEA, 2, Tokyo Toch)

*Shin Okumura¹, Kazuki Fujio², Arjan Koning¹, Satoshi Chiba² (1. IAEA, 2. Tokyo Tech) 5:25 PM - 5:40 PM

[2A21] Study of nuclear data for production of reactor neutrinos

*Karen Sasaki¹, Tadashi Yoshida², Chikako Ishizuka¹, Futoshi Minato³, Takahiro Tachibana⁴, Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech, 2. TCU, 3. JAEA, 4. Waseda Univ.) 5:40 PM - 5:55 PM
Total Monte Carlo 法による核分裂性核種の断面積相関が ベンチマーク体系核特性の不確かさに与える影響の解析

Analysis of effects of cross section correlation of fissile nuclides on the uncertainty of systematic nuclear

properties of benchmark by Total Monte Carlo method

*平野 はるか¹,稲倉 恒法¹,山野 直樹¹,千葉 敏¹

1東工大

断面積と角度分布の相関が炉物理量の不確かさに与える影響を調べるために、Total Monte Carlo (TMC) 法に より²³⁵Uの核データを生成し、ランダムサンプリング法に基づいて GODIVA と FLATTOP 体系の核特性の不 確かさ解析を行なった。MCNP6 計算の結果を統計処理し、実効増倍係数、核分裂数、漏れ中性子数などの分 散及び相関を求め、核データの標準形式に含まれない相関が計算結果に与える影響を検討した。

キーワード:核データ,共分散、TMC法,T6,²³⁵U,GODIVA,FLATTOP,不確かさ解析

1. 緒言

評価済み核データには二次中性子の角度分布の共分散や他の物理量との相関は完全には格納されていないが、TMC法を用いることで角度依存を含めた核データ起因の炉物理量の不確かさを検討できる。コンクリートの深層透過問題では²⁸Siの弾性散乱断面積の角度分布と全断面積の正の相関関係により、相関を無視した場合に比べて透過中性子線量の不確かさが減少することが示された^[1]。一方で漏れの大きい臨界ベンチマーク体系の実効増倍係数の不確かさが統計的見地から過大評価となっている可能性も指摘されており、これが同じ相関によって減少する可能性が想定される。以上を踏まえて、本研究では臨界ベンチマーク問題 GODIVA や FLATTOP における²³⁵U の核データの角度分布と断面積の相関が与える炉物理量への影響を検討した。

2. 方法

T6を用いて²³⁵U評価済み核データを再現し、各種モデルパラメータに摂動を与えランダムな核データファ イルを多数作成した。T6で作成されたランダムファイルでは二次中性子の全ての角度分布(MF=4)の摂動や断 面積(MF=3)との相関が考慮される。さらに、角度分布の摂動を無視したランダムファイルも作成し、これら のランダムファイルを用いて、臨界ベンチマーク問題の MCNP6 計算から炉物理諸量の期待値と標準偏差や 相関関係を求め、角度分布データに摂動を与える場合と与えない場合での結果を比較した。

3. 結果

表1に実効増倍係数の期待値と標準偏差を示す。図1には実効増 倍係数と核分裂数の相関関係を示す。角度分布データの摂動の有無 による炉物理諸量の標準偏差や相関関係への影響は見られなかっ た。この理由を考察するために²³⁵U が核分裂中性子を生じない仮 想的な深層透過体系に対しても断面積相関の効果を調べた。

4. 結論

角度分布と断面積の相関は臨界ベンチマーク問題における炉 物理量の標準偏差や相関関係に影響を与えないことが示され た。当日はその理由に対する考察結果も述べる。

参考文献

[1] N. Yamano, T. Inakura, C. Ishizuka, S. Chiba, "Crucial importance of correlation between cross sections and angular distributions in nuclear data of ²⁸Si on estimation of uncertainty of neutron dose penetrating a thick concrete", JNST, DOI: 10.1080/00223131.2021.1997665 (2021).

*Haruka Hirano¹, Tsunenori Inakura¹, Naoki Yamano¹ and Satoshi Chiba¹ ¹Tokyo Tech 表1 GODIVA 体系の実効増倍率

角度分布摂動	実効増倍係数
有	0.99550 ± 0.00945
無	0.99556 ± 0.00945



ランダムサンプリング法による塩化物溶融塩高速炉における

³⁵Clによる核変換特性の不確かさ解析

Uncertainty analysis of transmutation properties of Chloride molten salt fast reactors due to

uncertainties in nuclear data of ³⁵Cl by a random sampling method

*川口 真穂¹,田原義壽¹,山野直樹¹,稲倉恒法¹,石塚千香子¹,千葉敏¹

1東工大

本研究では我々が導入・開発したランダムサンプリング法による解析手法を用いて ³⁵Cl の核データの不確か さが塩化物溶融塩高速炉の臨界性および TRU の核変換特性に与える不確かさの解析を行った。³⁵Cl の核デ ータが実効増倍率と転換率に相対標準偏差でそれぞれ 1.3%、2.6%の不確かさを及ぼし、さらに一次の摂動的 取り扱いが不正確であり炉システムの成立性も影響を受ける可能性のあることがわかった。 キーワード:溶融塩炉,超ウラン元素,不確かさ,核変換,核データ,塩素 35

1. 緒言

塩化物溶融塩高速炉による TRU の核変換では、原子力システムでこれまで用いられてきたものに比べて 十分検証されていない核種や元素が用いられるため、これらの核データの不確かさが核特性の予測に大きな 影響を与え、場合によっては成立性そのものを左右する可能性がある。本研究ではランダムサンプリング法 ^{1), 2)}による不確かさ解析を溶融塩炉における MA 含有の燃料燃焼を対象とする計算に適用し、実効増倍率と 転換率の不確かさへの影響を定量的に検証することを目的とする。

2. 計算方法

塩化物溶融塩炉を対象とするため、核データの不確かさが大きいことが予備検討 ¹⁰で分かっている ³⁵Cl を ランダムサンプリング^{2),3)}の対象にした。³⁵Clに対してはノミナルな核データとしてJENDL4.0を使用した。 その他の核種の核データには SERPENT⁴⁾コードにデフォルトとして導入されている ENDF/B-VII.0 のもの を使用し、我々が以前に評価した共分散データ ⁵⁰をもとに SANDY⁴⁾を用いてランダムサンプルを生成した。 まず『JENDL4.0+共分散』ファイルの ENDF 形式の核データを NJOY で PENDF 形式に変換し、その共分 散データをもとに SANDY⁴⁾で 200 個のランダムファイルを生成し、それらを NJOY で ACE 形式のファイ ルに変換した。それらを用いて多目的 3 次元連続エネルギーモンテカルロの粒子輸送コード SERPENT によ り 1 年間分の燃焼計算を行った。燃焼計算で用いる初期燃料の組成は文献[6]の「取出し燃焼 45GWd/t, 冷 却期間 10 年, 濃縮度 3.9 wt%235U の PWR-UO2 燃料に対する核種組成データ」から設定した。また、燃料 中の TRU のモル分率は燃焼初期で実効増倍率が 1.000 を上回るように設定した。200 個のランダムファイ ルを用いて計算を実行し、その計算結果を統計的に処理することで核特性の平均値・不確かさを求めた。そ れらをノミナル核データから 1 回計算で導かれた場合の炉物理量と比較した。さらに ³⁵Cl (n,p)反応が炉物理 量へ与える寄与を定量的に検証した。

3. 結論

³⁵Cl のランダムファイルから SERPENT を通して導出された実効増倍率と転換率の分布は正規分布に近いものとなった。1 年間の燃焼計算から導く実効増倍率や転換率の計算値について、不確かさは相対標準偏差でそれぞれ 1.3%、2.6%と非常に大きいことがわかった。核データノミナル値を用いた 1 回計算の値とランダムサンプルを用いた結果の平均値が不確かさの範囲で値の一致しない期間が存在した。この結果は ³⁵Cl の核データの不確かさが炉物理量に与える影響が大きく、摂動的取り扱いが不正確であることを示している。また、³⁵Cl (n,p)反応の核データのみをランダムサンプリングの対象にした場合、転換率は両者が不確かさの範囲で一致し、実効増倍率は不確かさの範囲で値の一致しない期間が存在した。この結果から実効増倍率は ³⁵Cl (n,p)反応の核データの不確かさの範囲で値の一致しない期間が存在した。この結果から実効増倍率は

新型炉設計には炉物理特性に関する不確かさを正確かつ定量的に検証する必要がある。特に本研究の溶融塩 炉に含有されている³⁵Clのように不確かさの大きい核データを扱う場合は摂動的取り扱いが不正確となるた め、分布関数を直接扱うランダムサンプリングによる不確かさ解析が必須となると考えられる。このような 不確かさの定量的評価により、成立性を含む定量的な炉心設計が可能になる。

参考文献

[1]田原義壽,「塩化物を用いた溶融塩高速炉の炉心特性と³⁵Cl 核断面積の影響」日本原子力学会 2020 年秋の大会,オンライン

[2] L.Fiorito, G.Zerovnik, A.Stankovskiy, G.Van den Eynde and P.L. Labeau. Ann.Nucl.Energy 101(2017)359-366. [3]川口真穂、「ランダムサンプリング法による核データ起因の炉物理量の不確かさ解析手法の開発とGODIVA への適用」 日本原子力学会 2021 年春の年会, オンライン

[4] Jaakko Leppänen, "Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code" (2015) [5] 稲倉恒法,「塩化物溶融塩高速炉のための 塩素の核データ評価」日本原子力学会 2020 年秋の大会,オンライン [6] 安藤良平,高野秀機「使用済軽水炉燃料の核種組成評価」(1999 年), JAERI-Research-99-004

*Maho Kawaguchi¹, Yoshihisa Tahara¹, Naoki Yamano¹, Tsunenori Inakura¹, Chikako Ishizuka¹, Satoshi Chiba¹

ランダムサンプリング法による有効相互作用パラメーター起因の 巨大共鳴の不確かさ解析

Uncertainty quantification for peak energy of giant dipole resonance using Skyrme interaction

*稲倉 恒法¹ 1東工大

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。しかし、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。有効相互作用のパラメーターをランダムに振ってモンテカル ロ計算を行い、巨大共鳴のピークエネルギーなどの不確かさを解析した。

キーワード:ランダムサンプリング法、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、

1. 緒言

ほぼ全ての原子核で MeV 領域に巨大共鳴が現れるが、実験で観測されているのは一部の原子核に限られ ている。実験結果がない原子核の核データを整備するためには、微視的計算を用いて巨大共鳴の断面積を推 定することが有効である。微視的計算の不確かさを明らかにすべく、巨大共鳴の計算によく使われる Skyrme 有効相互作用を用いて、ランダムサンプリング法で巨大共鳴の計算値の不確かさを解析した。

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平均場計算で原子核の基底状態を計算 し、その上で乱雑位相近似計算を実行することで、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、巨大共鳴の断面積の不確かさを解析した。

3. 結果

図1にランダムサンプリング法で計算した ⁴⁰Caの双極子型巨大共鳴の断面積とその標準偏 差を示す。ピークエネルギー付近で大きな不確 かさが見られた。

4. 結論

有効相互作用のパラメーターの不確かさが巨大共 鳴の断面積に有意な影響を及ぼすことが示された。

発表では、主にピークエネルギーに着目して、その不 確かさや核種依存性、個々のパラメーターとピークエ ネルギーの相関などについて詳細な議論を行う。



図1 40Ca での巨大共鳴の断面積とその標準偏差

*Tsunenori Inakura1

¹Tokyo Tech

原子核反応コード TALYS を用いた核分裂生成物収率及び 核分裂に関連する物理量の計算

(1) 統計崩壊から独立収率まで

Calculations on fission product yield and fission observables by nuclear reaction code TALYS (1) From statistical decay theory to independent fission product yield

*藤尾 和樹¹, 奥村 森², Arjan Koning²,千葉 敏¹

¹東工大,²IAEA

原子核反応コード TALYS の Hauser-Feshbach 計算機能を用いて、核分裂生成物独立収率や核分裂片の統計 崩壊から生じる物理量を調べた。演題(1)では中性子エネルギー5 MeV までの核分裂生成物独立収率及び関 連する物理量を実験値及び評価済みデータと比較する。

キーワード: Hauser-Feshbach 統計崩壊理論、核分裂収率、即発中性子多重度及びエネルギースペクトル

1. 緒言

核分裂生成物収率や核分裂片の崩壊から生じる即発中性子及びy線に関する物理量は核分裂機構を理解する上で重要な研究対象であるとともに原子炉の制御や核セキリュティ上で必要不可欠な核データである。核分裂は非常に複雑な過程であるため実験からだけでなく理論からのアプローチも必要である。原子核反応コード TALYS[1]は様々な核反応を系統的に計算できる能力を有しており、核分裂に関しては核分裂片に関する情報をインプットとして Hauser-Feshbach 統計崩壊理論に基づき核分裂片の脱励起計算を行い、核分裂生成物独立収率及び即発中性子多重度やそのエネルギースペクトル等を調べられる。本研究は核分裂に関連する物理量に対する TALYS コードの有用性を検証することを目的とする。

2.計算方法

TALYSの Hauser-Feshbach 統計崩壊計算では核分裂片の質量数と電荷毎の収率に加えて、各分裂片が持つ 励起エネルギー、スピンパリティの分布がインプットとして必要である。本講演では実験値を基に1)モンテ カルロ法で核反応を計算する GEF[2]、2)決定論的に計算を行う HF³D[3]、3)微視的模型を基に計算する SPY[4]の3つの異なるモデルから得られる核分裂片に関するインプットを用いて統計崩壊計算を行った。対 象の系を一般的な原子炉中で起こる反応である²³⁵U+nとし、入射中性子エネルギー5 MeV 以下の領域で核 分裂生成物独立収率や核分裂片の崩壊から生じる即発中性子に関する物理量を計算した。

3.結果

図は GEF から生成したインプットを用いた熱中性子 エネルギーにおける計算結果で、実線は核分裂生成物 独立収率、破線は放出される即発中性子平均多重度で ある。横軸は核分裂生成物の質量数を示し、縦軸は左 側が収率、右側が即発中性子多重度である。各点はそ れぞれの実験値を示しており、TALYS による Hauser-Feshbach 統計崩壊が実験値を再現していることを示 す。特にこれまで多くの理論計算で困難であった収率 における A=134 のピークを再現できることがわかる。

講演では核分裂生成物収率及び即発中性子多重度や そのエネルギースペクトル等の計算結果を実験値及び 評価済みデータと比較する。



参考文献

[1] A. J. Koning, et al., International Conference on Nuclear Data for Science and Technology 2007.

- [2] F. Nordström, Uppsala university private communication (2021).
- [3] S. Okumura, et al., JNST 55, 1009 (2018).

*Kazuki Fujio¹, Shin Okumura², Arjan Koning², and Satoshi Chiba¹

[4] J.-F. Lemaître, et al., Phys. Rev. C 99, 034612 (2019).

¹ Tokyo Institute of Technology, ² IAEA

原子核反応コード TALYS を用いた核分裂生成物収率及び 核分裂に関連する物理量の計算

(2) 独立収率からベータ崩壊関連物理量まで

Calculations on Fission Product Yields and Fission Observables by Nuclear-Reaction Code TALYS

(2) From Independent Fission Product Yields to Beta-Decay Observables

*奥村 森¹, 藤尾 和樹², Arjan Koning¹,千葉 敏²

¹IAEA, ²東工大

原子核反応コード TALYS を用いて計算された核分裂生成物独立収率を用い、新たに開発したベータ崩壊計 算コードにより核分裂生成物のベータ崩壊から生じる累積収率、崩壊熱、及び遅発中性子収率を計算した。

キーワード:核分裂生成物収率、ベータ崩壊

1. 緒言

核分裂生成物収率やそれらの脱励起やベータ崩壊により生じる物理量は、核分裂機構を理解する上で重要 であり且つ必要不可欠な核データである。しかし、核分裂片を生み出す核分裂過程は、複雑な物理現象で直 接的な観測が難しい。このため、核分裂機構の理解を目的として様々な微視的理論構築・計算が行われてき た。理論計算の確かさの検証のためには、観測可能な核分裂生成物の脱励起及びベータ崩壊後の物理量と比 較する必要がある。近年、原子核反応コード TALYS^[1]に核分裂片の Hauser-Feshbach 統計崩壊理論に基づく脱 励起計算機能が追加された。TALYS 計算で得られた核分裂生成物独立収率を、IAEA で新たに開発した Python ベータ崩壊計算コードを用い、累積収率及びベータ崩壊で生じる崩壊熱と遅発中性子収率を計算できるよう にすることで、理論計算で得られる核分裂片の収率・励起エネルギー等の情報の確かさの評価を可能とした。

2.計算方法

TALYS により計算された核分裂生成物独立収率をそれぞれ核種 X_i の初期値 $N_i(0)$ として、時刻 t における核 種 X_i の生成量 $N_i(t)$ を線形分解した崩壊系列についてそれぞれの Bateman 方程式の初期値問題の解を解く方法 により求めた。核種 X_i が単位時間あたりにベータ崩壊する割合(崩壊定数)を λ_i 、一回のベータ崩壊で放出さ れる β 線と γ 線の平均エネルギーを $E_{i\beta,v}$ とする。核種 X_i が単位時

間あたりに放出するエネルギー $\lambda_i E_{i\beta,\gamma} V_i(t)$ を核分裂生成物独立収 率に含まれる全ての核種について計算し、その和を崩壊熱とした。 類似の方法により遅発中性子収率も計算した。また、半減期1,000 年以上の核種を安定核種として無限時間における累積収率及び平 均遅発中性子収率も求めた。計算に用いた評価済み崩壊データは、 ENDF フォーマットの JENDL/DDF-2015 から必要箇所のみを抽出 した簡易フォーマットファイルを作成しJSON 形式で読み込んだ。 本コードは、現時点で核分裂による生成量の寄与は考慮せず瞬時 照射の生成量(初期値)のみによっている。

3. 結果

図1にGEFコードから生成された²³⁵U(n_{th}, f)の核分裂片の収 率・励起エネルギー等の情報からTALYSの脱励起計算により得 られた独立収率、及びJENDL-4.0 FPYに収録されている独立収率 を基に、JENDL/DDF-2015崩壊データを参照してベータ崩壊計算 した結果のβ線とγ線からの崩壊熱及び遅発中性子収率を示し た。用いる評価済み崩壊データにより再現性の違いはあるものの、 概ね良い実験値の再現性が得られた。

以上の通り、理論計算から得られる核分裂片の情報を基に、講 演(1)核分裂片の Hauser-Feshbach 統計崩壊理論に基づく脱励起 計算、及び、講演(2)ベータ崩壊計算、を組み合わせることによ り多様な実験値との比較が可能となった。



参考文献

[1] A. J. Koning, et al., International Conference on Nuclear Data for Science and Technology 2007.

* Shin Okumura¹, Kazuki Fujio², Arjan Koning¹, and Satoshi Chiba²

¹IAEA, ²Tokyo Institute of Technology.

Study of nuclear data for production of reactor neutrinos

*佐々木 華蓮¹,吉田 正²,石塚 知香子¹,湊 太志³,橘 孝博⁴,千葉 敏¹ ¹東工大,²東京都市大,³JAEA,⁴早稲田大

原子炉では、核分裂生成物のβ崩壊に伴って反電子ニュートリノ(以下「原子炉ニュートリノ」)が放出 され、核セキュリティーや保障措置の観点から原子炉内部及び使用済み核燃料の情報を探る手掛かりとなる とともに、ニュートリノ振動に関するシグナルとなる。本研究では核分裂生成物の総和計算を基に、原子炉 ニュートリノの収率とエネルギースペクトルを計算するための核データの整備を行う。 キーワード:原子炉ニュートリノ、ベータ崩壊、核データ、総和計算、大局的理論

1. 緒言

原子炉ニュートリノの挙動解明は、遠隔地点からの原子炉の運転状況や原子炉内部の燃料構成の把握、 使用済み燃料の所在の検知を可能にするなど、核セキュリティーや保障措置の観点から重要である[1]。 さらに核分裂機構やニュートリノ振動の解明、ステライルニュートリノの存在可能性検証、それらを通 しての宇宙・天体物理学への貢献など、基礎研究分野においても貢献が期待される。これまで原子炉ニ ュートリノ放出に関する核データは整備されてこなかったが、本研究ではその整備を本格化する。

2. 方法

計算のフローチャートを図1に示す。まず、燃焼時間と 冷却時間を基に、核分裂に伴う核分裂生成物(FP)の生 成消滅計算を行い、ある時点におけるFP量の分布を得 る。FP崩壊データとしてはJENDL/FPD2011、FPYデー タとしてJENDL-5に格納予定のデータ[2]を用いた。次 に、この結果と大局的理論を用いて計算された各FPか ら放出される電子・ニュートリノスペクトルの情報[3]と IBD(逆β崩壊)断面積[4]、崩壊データを基に総和計算 を行い、エネルギースペクトル等の結果を得た。

3. 結果

総和計算から得られた結果のうち、²³⁵U+n_{th}の結果を図2 に示す。本研究の結果(一番上の赤線)が実験データを 良く再現できていることが分かる。特にJENDL/FPY2011 を用いる計算(青線)において高エネルギー部で見られ た不一致が改善していることが分かる。図より、非常に 多くの核種による寄与が見られるが、その中でも⁹²Rb を はじめとするいくつかの核種が高エネルギー領域でのス ペクトルの傾向に大きく寄与していることが分かった。

4. 考察

図2より、特に高エネルギー領域において、我々の以前の計算に比べて実験値との差異が小さくなり、改善傾向が見られた。当日は他の核種の結果やJENDL-4に与えられているニュートリノエネルギーなどとの比較を示す。



5. 謝辞

本研究の一部は阪大 RCNP の COREnet-032 共同研究として行われた。

参考文献

[1]A.Bernstein et al., Review of Modern Physics, vol.92 (2020), DOI:10.1103/RevModPhys.92.011003

[2]K.Tsubakihara et al., J.Nucl.Sc.Tech., 58, 151-165(2021).

[3]T.Yoshida et al., Progress in Nuclear Energy 88, p.175-182 (2016)

[4]A.Strumia and F.Vissani, Phys. Lett. B 564(2003) 42-54.

^{*}Karen Sasaki¹, Tadashi Yoshida², Chikako Ishizuka¹, Futoshi Minato³, Takahiro Tachibana⁴, Satoshi Chiba¹ ¹Tokyo Tech, ²TCU, ³JAEA, ⁴Waseda Univ. Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

[2B01-05] Application of Neutron Source and Target development

Chair: Kaoru Sakasai (JAEA)

Thu. Mar 17, 2022 9:30 AM - 11:00 AM Room B

[2B01] Experimental Verification of Water Content Measurement Method in Concrete Using Am-Be Neutron Source and Indium Foil *Hiroki Murooka¹, Hiroki Ichiryuu¹, Yoshihiro Miyaji¹, Shingo Tamaki¹, Sachie Kusaka¹, Isao Murata¹ (1. Osaka Univ.) 9:30 AM - 9:45 AM

[2B02] Neutron Resonanse Absorption by Laser-driven Source -toward "Single Shot" Analysis-

*Akifumi Yogo¹, Zechen Lan¹, Takehito Hayakawa², Yasunobu Arikawa¹, Yuki Abe¹, Seyed Reza Mirafayzi³, Mitsuo Koizumi⁴, Takato Mori¹, Tianyun Wei¹, Shisuke Fujioka¹ (1. ILE, Osaka Univ, 2. QST, 3. Tokamak Eng Ltd, 4. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Measurement of DD neutron field characteristics for OKTAVIAN *Hikaru Matsunaga¹, Shingo Tamaki¹, Fuminobu Sato¹, Isao Murata¹ (1. Division of Sustainable and Energy and Environment Engineering, Graduate School of Engineering, Osaka University) 10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Study of LIBS system for elemental analysis of a sealed lithium target for BNCT

*Hiromu Tatematsu¹, Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Shogo honda¹, Naoya kawaguchi¹, Makoto Kobayashi², Kazuki Tsuchida¹, Akira Uritani¹ (1. Nagoya Univ., 2. NIFS.) 10:15 AM - 10:30 AM

[2B05] A CFD modeling of the free-surface liquid lithium target of an accelerator-driven fusion neutron source *Makoto M. Nakamura¹, Kai Masuda², Takashi Ebisawa², Makoto Oyaidzu², Satoshi Sato² (1. NIT Kushiro College, 2. QST) 10:30 AM - 10:45 AM

2022年春の年会

Am-Be 中性子線源とインジウム箔を用いた コンクリート中の含水量測定法の実験的検証

Experimental Verification of Water Content Measurement Method in Concrete

Using Am-Be Neutron Source and Indium Foil

*室岡大貴¹,一柳宏樹¹,宮地嘉弘¹,玉置真悟¹,日下祐江¹,村田勲¹ ¹大阪大学

抄録

原子力施設の遮蔽能力や耐久性の評価のため、コンクリート壁の含水量は重要である [1]。本研究では、Am-Be 中性子線源とインジウム箔を用いた含水量非破壊測定法の開発を目指し、検証実験を行った。

キーワード: 中性子, 原子力, インジウム, コンクリート

1. 緒言

本研究では、原子力施設の遮蔽能力を低下させないよう非破壊で含水量を測定するため、Am-Be 中性子線 源とインジウム箔を用いた含水量測定技術の開発を目指した。線源の中性子がコンクリートに入射すると水 素原子との弾性散乱により中性子が減速される。減速された中性子はコンクリート表面に設置した金属箔を 放射化させる。コンクリートの密度や組成によらず金属箔の放射化量と含水量には相関関係が見られるため、 含水量が決定できる。先行研究では箔として金が用いられていたが、本研究では短時間でより高精度の測定 を行うため、金よりも半減期が短く放射化断面積が大きいインジウムを用いた。

2. シミュレーションと実験

2-1. シミュレーション

モンテカルロ中性子輸送計算コード MCNP5 を用い、Am-Be 中性子線源による高速中性子をコンクリート とインジウム箔に対して照射した時のインジウムの放射化量を計算した結果、図1に示すようにインジウム は金よりも大きな放射化量を示し、含水量とインジウムの放射化量には金同様相関関係が見られた。

2-2. 実験

含水量既知のコンクリートを作製して 5 時間の中性子 照射で含水量測定を行った結果を図1に示す。理論計算 値と実験値の比 C/E はインジウムを用いた手法で 1.06、 金を用いた手法で 0.85 であり、インジウムを用いた方が 金を用いるよりも高精度の含水量測定結果を得ること ができた。

3. 結論

箔としてインジウムを用いることで、短時間で 高精度の含水量測定ができると考えられる。今後 は様々な組成のコンクリートで実証実験を行う。



図 1.金及びインジウムの放射化量と含水量の関係(理論計算値)と実験結果との比較

参考文献

[1] 長谷川正義・三島吉監修:原子力材料ハンドブック,日刊工業新聞社 (1977) P.745-P.74

*Hiroki Murooka¹, Hiroki Ichiryuu¹, Yoshihiro Miyaji¹, Shingo Tamaki¹, Sachie Kusaka¹ and Isao Murata¹ ¹Osaka Univ.

レーザー駆動線源による中性子共鳴吸収 -シングルショット分析を目指して-

Neutron Resonance Absorption by Laser-driven Source -toward "Single Shot" Analysis-*余語覚文¹、Lan Zechen¹、早川岳人²、有川安信¹、安部勇輝¹、S.R. Mirfayzi^{1,3}、小泉 光生⁴、 森隆人¹、Tianyun Wei¹、藤岡慎介¹、中井光男¹、三間圀興¹、兒玉了祐¹ ¹阪大 レーザー研、²QST、³Tokamak Energy ltd., UK、⁴JAEA

キーワード: レーザー駆動中性子源、レーザーイオン加速、中性子共鳴吸収

1. 緒言

レーザー駆動中性子源[1-3]は、高強度レーザーパルスを薄膜の1次ターゲットに集光して、プラズマの作る瞬間的な電場で MeV エネルギーイオン(陽子・重陽子)を発生し、それを2次ターゲット(ベリリウム、 1cm)に照射して、短パルスの高速中性子を発生する。特徴として(1)コンパクトな線源サイズ、(2)短時間パルス性能、(3)他の短パルス量子ビームと同時発生や時間同期が可能、の3点が挙げられる。これらの特性を実験的に検証し、レーザー駆動中性子源を新しい線源として確立することを目指している。

2. 実験·考察

本研究では、中性子共鳴吸収を利用して、レーザー中性子源の短パルス性を検証した。阪大レーザー研の LFEX レーザーにおいて、2 次ターゲットに約 3cm の小型の減速材を取り付けて、パルス熱外中性子を発生 した。検出器(*Li含有シンチレータ+光電子増倍管)を線源から 1.78 m に設置して、飛行時間法で中性子のエ ネルギーを分析した。ビームラインに銀(Ag),タンタル(Ta),インジウム(In)の板(各厚さ0.1mm)を設 置したところ、透過中性子のスペクトル上に、共鳴吸収エネルギー: 3.81 eV(¹¹⁵In),4.28 eV(¹⁸¹Ta),5.19 eV (¹⁰⁹Ag)に対応したディップを計測した。減速材直後での中性子の時間形状をモンテカルロコード PHITS で計 算し(半値幅 0.58 µs@5.2 eV)、畳み込み計算から吸収ディップを再現したところ、実験結果と一致が見られ た。この結果はレーザー1ショットで発生した中性子で計測されたものであり、中性子による高速分析への 道を拓くものである。講演では、レーザー中性子源と実験結果の詳細、共鳴吸収ディップの試料温度依存性 の計測結果を報告すると共に、将来的なシングルショット分析への応用について議論する。

参考文献

- [1] A. Yogo et al., Appl. Phys. Express 14, 106001 (2021)
- [2] T. Mori et al., Phys. Rev. C 104, 015808 (2021)
- [3] S. R. Mirfaysi et al., Scientific Reports 10, 1 (2020)

*Akifumi Yogo¹, Zechen Lan¹, Takehito Hayakawa², Yasunobu Arikawa¹, Yuki Abe¹, S.R. Mirfayzi^{1,3}, Mitsuo Koizumi⁴, Takato Mori¹, Tianyun Wei¹, Shinsuke Fujioka¹, Mitsuo Nakai¹, Kunioki Mima¹, Ryosuke Kodama¹
¹ILR, Osaka Univ, ²QST, ³Tokamak Energy Itd., UK, ⁴JAEA

OKTAVIAN における DD 中性子場特性の測定

Measurement of DD neutron field characteristics for OKTAVIAN

*松永 大輝 ', 玉置 真悟 ', 佐藤 文信 ', 村田 勲 '

1大阪大学大学院工学研究科環境エネルギー専攻

抄録

本研究では、強力 14MeV 中性子工学実験装置 OKTAVIAN で照射する DD 中性子場を標準中性子場として 評価・整備することを目的に, 箔放射化法を用いて OKTAVIAN によって照射される DD 中性子の強度角度分 布を測定した.実験の結果,Drosg-2000 で計算した角度分布の理論値と計測結果がよく一致しており,高い 精度で中性子強度の角度分布を評価することができた.

キーワード: DD 中性子,標準化,オクタビアン,箔放射化法,角度分布

1. 緒言

中性子を用いた実験の結果を正確に評価するためには、中性子強度や中性子分布、エネルギーなどの特性が +分に評価された標準中性子場で校正された計測器が必要である. 大阪大学 OKTAVIAN は DT・DD 中性子 を照射可能な装置であるが, 照射 DD 中性子場ではそれらの特性が十分評価されていない. そこで本研究で は, OKTAVIAN の中性子場を標準化するため, 箔放射化法により DD 中性子強度角度分布測定実験を行った.

2. 実験

2-1. 散乱中性子の影響評価

DD 中性子強度角度分布測定実験の実験体系を図1に示す. まず MCNP-5 を用いてモンテカルロシミュレーションを行 い,中性子散乱の影響評価を行った.その結果,治具を置 いた場合と置かなかった場合で 0.69~0.85%程度の差があ り、計数誤差に比べて小さく無視できることが分かった.

2-2. DD 中性子強度の角度分布測定実験

放射化箔検出器として In 箔を用いて OKTAVIAN の DD 中

性子強度角度分布測定実験を3回行った.この実験では0度から150度まで15度毎に In 箔を設置し DD 中 性子を照射した後、In 箔からの放出γ線を Ge 半導体検出器で測定することで各方向に照射される中性子強 度を求め、中性子強度角度分布を評価した.

4.0

[n/cm²/s/mA]

Neutron flux 1.5

1.0

0.5

0.0

15 30

3. 結果·考察

OKTAVIAN の DD 中性子場の中性子強度角度分布の測 定結果を図2に示す.3回の照射実験の結果,測定したDD 中性子束角度分布と Drosg-2000 で計算した角度分布から MCNP-5 でビームターゲット形状を考慮した DD 中性子束 角度分布とを比較すると、全体として大きな差異は見られ なかった.ただし、150度では計算値よりも高い中性子強 度を示した.





¹Division of Sustainable and Energy and Environment Engineering, Graduate School of Engineering, Osaka University.



実験体系 図 1

60 75 90 105 Angle [degree]

図 2 実験結果

Experiment 1 Experiment 2

120 135 150 165 180

2022年春の年会

BNCT 用 Li ターゲットの元素分析のための LIBS システムの検討

Study of LIBS system for elemental analysis of a sealed lithium target for BNCT

*立松 大武 ', 吉橋 幸子 ', 山﨑 淳 ', 本田 祥梧 ', 川口 直也 ', 小林 真 ²

土田 一輝 1, 瓜谷 章 1

1名古屋大学,2核融合科学研究所

現在、名古屋大学では BNCT 用加速器型中性子源の Li 封入型ターゲットの開発を行っている。ターゲット内元素分析を目的に LIBS を用いたシステムを構築した。本研究では、GDOES による元素分析結果と比較し、LIBS の有用性について評価した。

キーワード:ホウ素中性子捕捉療法、Liターゲット、LIBS、GDOES

1. 緒言

名古屋大学では、ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)を目的とした加速器型中性子源として、LiをTi箔とCu 基板で封入したLi封入型ターゲットの開発を進めている。本ターゲットは、陽子線照射による熱負荷をCu 基板内部の水路に冷却水を流すことによって、除熱を行っている。ターゲットの除熱性能は、Ti-Li-Cu間の接 合強度に大きく依存しており、接合強度向上に向けた様々なターゲット製作方法の検討が行われている。先 行研究から、接合強度が高いターゲットのTi箔付近にはLi-Cu合金層が形成することが予想されており、こ の合金層が接合強度に関係することが示唆されている。

本研究では、Ti 箔付近の合金層厚およびCu 含有量を定量評価することを目的とし、レーザー誘起ブレイク ダウン分光法(LIBS)を用いた元素分析システムを構築する。LIBS は装置が比較的小型で、様々な大きさの 試料を短時間で測定可能である。またターゲット製作後の元素分析のほか、陽子ビーム照射後の元素分析へ の応用も期待できる。本研究における LIBS の有用性の調査、さらにはターゲットの元素分析を多角的に行う ためにグロー放電発光分析法(GDOES)と収束イオンビーム+エネルギー分散型X線分析(FIB+EDX)で測 定を行い、LIBS の結果と比較した。

2. 結果

図 1,2,3 は、LIBS、GDOES、EDX を用いて Li 封入型ターゲットの元素分析結果を示す。全ての結果において Ti 箔付近の Li 中に Cu が析出していることが分かる。が、GDOES および EDX では Ti 箔から 5~15 µm 程度下部で Cu が確認されたのに対し、LIBS では Li と Cu が同時に検出された。これは LIBS の深さ分解能 が低いことが考えられる。LIBS の集光強度低減により深さ分解能の向上が期待でき、それにより測定結果を 改善できる。



参考文献

[1]本田祥梧、BNCT 用中性子源 Li 封入型ターゲットの実用化に向けた特性評価に関する研究 名古屋大学修士論文(2020)

*Hiromu Tatematsu¹, Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Shogo Honda¹, Naoya Kawaguchi¹, Makoto Kobayashi², Kazuki Tsuchida¹, Akira Uritani¹,

¹Nagoya Univ. ²NIFS.

加速器駆動核融合中性子源の自由表面液体リチウムターゲットの CFD モデリング

A CFD modeling of the free-surface liquid lithium target of an accelerator-driven fusion neutron source

*中村 誠¹、増田 開²、蛯沢 貴²、小柳津 誠²、佐藤 聡²

¹釧路高専,²QST

加速器駆動核融合中性子源の凹型自由表面液体 Li ターゲットの CFD モデルを開発した。CFD シミュレーションより、遠心力により凹型自由表面流れの厚さが増大することが分かった。この結果は、先行研究の近似 解析解やターゲット厚さ計測結果と定性的に一致する。

キーワード:核融合中性子源、液体リチウムターゲット、CFD、自由表面流れ、遠心力

1. 緒言

核融合中性子源は核融合炉材料の中性子照射損傷特性の研究に必要である。最有力の方式は、D ビームを 自由表面液体 Li ターゲットに当て、模擬 DT 核融合中性子を生成するものである[1]。ターゲット気相部は高 真空(10⁻³ Pa)であるが、ターゲットは凹型に湾曲しており、遠心力により実効的な圧力が掛かっている。これ により D ビーム加熱によるターゲットの沸騰が回避できる。

ターゲット厚さは 0.1~1 mm 単位で制御する必要があるため、ターゲット流れの精緻なモデル化が必要で ある。しかし、遠心力やビーム入射がターゲット形状に及ぼす影響はあまり研究されていない。本研究の最 終目標は、自由表面液体ターゲットの理論モデルを構築することにある。そのステップとして、定常状態か つビーム入射を伴わない場合(遠心力のみが掛かっている場合)のターゲット厚さの理論解析を行った。

2. CFD シミュレーション

2-1. 解析モデルと解析手法

問題の単純化のため、ターゲットを3次元の平板形状で近似し、 遠心力は流体方程式の外力項としてモデル化した(図1)。

汎用 CFD パッケージ OpenFOAM を用いて非定常ナビエ・ストー クス方程式を定常状態まで解き、遠心力が掛かる場合における自由 表面形状を計算した。2 層流の計算には VOF 法を用いた。

2-2. 解析結果

ターゲット曲率半径 245 mm、ノズル出口流速 10 m/s の場合にお ける定常状態での流れ方向のターゲット厚さ分布を図 2 に示す。下 流ほど厚さが増大し、ビーム中心では増分が 1.5 mm に達すること が分かる。この解析結果は先行研究の近似解析解[2,3]やターゲッ ト厚さ計測結果[3]と定性的に一致する。これは本研究で開発した CFD モデルの妥当性を示している。

参考文献

[1] S. Sato, et al., Nucl. Fusion, 61 (2021) 106026.

[2] T. Kanemura, et al., Fusion Eng. Des., 98–99 (2015) 1991.

[3] M.M. Nakamura, et al., Nucl. Mat. Energy, 15 (2018) 27.

*Makoto Nakamura¹, Kai Masuda², Takashi Ebisawa², Makoto Oyaidzu² and Satoshi Sato²

¹NIT Kushiro College, ²QST



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

[2B06-08] Photon Detection Technique 1

Chair: Tadahiro Kin (Kyusyu Univ.) Thu. Mar 17, 2022 11:00 AM - 11:55 AM Room B

[2B06] A Scattered X-ray Correction Method in X-ray Transmission Measurement and its Verification by Energy-resolved CT *Ikuo Kanno¹, Hiroya Kuniwake¹, Junichiro Nishikawa¹, Kohei Shimomura² (1. Kyoto Univ., 2. Kyoto College of Med. Sci.) 11:00 AM - 11:15 AM [2P07] Eurodemental evaluation of TIPr thin film detectors for X ray EDDs (2)

[2B07] Fundamental evaluation of TIBr thin film detectors for X-ray FPDs (2) *Mitsuhiro Nogami¹, Keitaro Hitomi¹, Cheonghun Kim², Kenji Shimazoe², Keizo Ishii¹ (1. Tohoku Univ., 2. UTokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[2B08] Development of gamma-ray detector for narrow-angle scattered radiation

*Hiroyuki Miyamaru¹, Takao Kojima¹, Huy Le Viet¹ (1. OPU)

11:30 AM - 11:45 AM

X 線透過撮影における散乱 X 線補正法とエネルギー分解 CT を用いたその検証

A Scattered X-ray Correction Method in X-ray Transmission Measurement and

its Verification by Energy-resolved CT

*神野 郁夫¹, 國分裕也¹, 西川潤一郎¹, 霜村康平²

1京都大学,2京都医療科学大学

簡便な実験と計算を用いた散乱 X 線補正法を提案する. 散乱補正後のデータをエネルギー分解 CT で解 析した. 得られた線減弱係数は米国標準局(NIST)の値と良い一致を示し,本補正法の有効性が示された. キーワード:X線透過撮影,散乱 X 線補正,コンピュータ断層撮影,エネルギー分解,線減弱係数 1. 緒言 我々は X 線を電流測定し,解析により X 線エネルギースペクトルを得る transXend 検出器を用い てエネルギー分解 CT(ER-CT)を行ってきた. 直径 3 cm のアクリル(PMMA:実効原子番号 6.54)に種々のプラ スチック棒を挿入した被検体の ER-CT を実施し,それらの実効原子番号を評価し,理論値と良い一致を得 た[1]. しかし,被検体が大きいと散乱 X 線数が増加し測定電流値が過大となり,正しい解析ができない.

散乱 X 線補正法には, 散乱 X 線を吸収するグリッドを用いるハード的方法, シミュレーション計算や機 械学習を用いるソフト的方法がある.ハードを使用すると有意な測定のためにより多数の X 線を要し, 被 ばく量が高くなる.ソフトを活用するには長時間の計算, 膨大な学習データが必要である. 簡便な実験と 決定論的計算を用いた散乱 X 線補正法を提案し, ER-CT によりその有用性を実証したので報告する.

2. 散乱 X 線補正法 直径 18 cm, 高さ8 cmの PMMA に直径3 cm, 高さ6 cmの6種のプラスチック棒(PP:5.49, ABS:5.79, PC:6.32, POM:7.02, PVDF:7.96, PTFE:8.47)を入れた主被検体を撮影する. 同じ寸法の無垢の PMMA を散乱 X 線補正用被検体(補正用被検体)とする. 補正用被検体を透過した X 線には一次 X 線と散乱 X 線があり, フラットパネル検出器(FPD)で電流(*I^{exp.}*)として測定される. 一方, 決定論的計算により, 補 正用被検体を透過した一次 X 線のみの寄与による電流値を求める(*I^{calc.}*). 散乱 X 線による寄与(*I^{scat.}*)は,

*I^{scat.} = I^{exp.} – I^{calc.}*と評価できる.主被検体を透過した X 線による電流 値から*I^{scat.}を*減算することで,散乱 X 線補正が可能となる.

3. 実験 実験は京都医療科学大学で行った. X 線管電圧, 管電流は 120 kV, 320 mA, 測定点ごとの照射時間は 10 ms であり, 被検体を 36 方向 から測定した. 2 チャンネルの平面型 transXend 検出器で測定を行うた め, X 線管出口の厚さ 0.3 mm の銅フィルタの有無で X 線スペクトルを 変化させた. FPD のピクセルサイズは 0.139×0.139 mm であり, 42.7×42.7 cm の有感面積を持つ.

4. 結果 図1に60 keVのX線で再構成した補正前/後のCT 画像を示す. 画素値は線減弱係数を示す. 補正前の CT 画像では被検体中心部にカッ ピングアーチファクトが見え, また物質弁別が不十分であるが, 補正に よりコントラストが向上した. 図1の点線上の線減弱係数プロファイル を図2に示す. 補正前は散乱 X 線により測定電流値が高く, 線減弱係 数は小さい値を示すが, 補正により NIST[2]のデータと良い一致を示し た. これにより, 本散乱 X 線補正法が有効であることが分かる.

[1] T. Hamaguchi, I. Kanno, Jpn. J. Appl. Phys., **58**, 071001-6 (2019).

(a) PTFE PVDF ABS POM PMMA PC PP

0.45 (cm⁻¹)

図 1. (a)補正前, (b)補正後の 60keV X 線の線減弱係数分布.

0



図2.図1の点線上のプロファイル.

[2] M.J. Berger, J. H. Hubbel, et al., <u>https://nist.gov/pml/xcom-photon-cross-sections-database</u> (2010).

^{*}Ikuo Kanno¹, Hiroya Kuniwake¹ Junichiro Nishikawa¹ and Kohei Shimomura² ¹Kyoto Univ., ²Kyoto Coll. of Med. Sci.

X-ray FPD への応用に向けた薄膜 TIBr 検出器の基礎評価(2)

Fundamental evaluation of TIBr thin film detectors for X-ray FPDs(2)

*野上 光博¹, 人見 啓太朗¹, 金 正勲², 島添 健次², 石井 慶造¹

1東北大,2東京大

X 線フラットパネルディテクターへの応用を念頭において、薄膜 TlBr 検出器の開発を継続して行っている。現在までに、製作した薄膜 TlBr 検出器に可視光を照射することで、可視光誘起電流が生じることが分かった。本発表では、前回の 2021 年秋の大会(2H08:2021 年秋の年会)に引き続き行っている薄膜 TlBr 検出器の 基礎評価の結果について報告を行う。

キーワード: 臭化タリウム(TIBr)、薄膜 TIBr 検出器、X 線フラットパネルディテクター

1. はじめに

X線フラットパネルディテクター(X-ray FPD)はフィルムなどに変わり、X線像や動画像が撮影できる装置 である。X-ray FPD は医療や産業分野を中心に幅広い分野で使用されている。現在、X-ray FPD の検出器部と してはシンチレータが主として採用されている。シンチレータより、高い位置分解能が期待できる直接変換 型である化合物半導体を用いた X-ray FPD は CdTe 系を用いたものに限られている。化合物半導体である TlBr は CdTe 系半導体と比べて、高原子番号元素である Tl を含みかつ高密度(7.56 g/cm³)であるため、CdTe 系半導 体を用いた X-ray FPD より効率よく X線を計測することができる。しかしながら、X-ray FPD に応用が可能 な薄膜 TlBr 検出器に関する研究は RMD が 20 年前に論文^[1]を発表している論文に限られる。そこで、我々の グループでは、X-ray FPD への応用を念頭に置いて、薄膜 TlBr 薄膜検出器の開発を継続して行っており、そ の基礎評価を行っている。

2. 薄膜 TIBr 検出器の製作と評価

ITO 付きガラス基板上に薄膜 TIBr を真空蒸着法により形成した。その後、薄膜 TIBr 上に金電極を蒸着することにより、薄膜 TIBr 検出器の製作を行った。製作した薄膜 TIBr 検出器を Fig.1 に示す。薄膜 TIBr 検出器の基礎評価の結果については、当日発表を行う予定である。



薄膜 TlBr 蒸着後



金電極蒸着後

Fig.1 製作した薄膜 TlBr 検出器

参考文献 [1]P.R. Bennett, K.S. Shah, L.J. Cirignano, M.B. Klugerman, L.P. Moy, F. Olschner, M.R. Squillante, IEEE Trans. Nucl. Sci. 46(1999) 266

*Mitsuhiro Nogami¹, Keitaro Hitomi¹, Cheonghun Kim², Kenji Shimazoe², and Keizo Ishii¹

¹Tohoku Univ., ²The Univ. of Tokyo

2022年春の年会

狭角度散乱線に対するガンマ線検出器の開発

Development of gamma-ray detector for narrow-angle scattered radiation

* 宮丸 広幸¹, 小嶋 崇夫¹, Le Viet Huy¹ ¹大阪府立大学大学院 工学研究科

ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の治療評価を目的として、患部から放出される478 keVのガンマ線を2.2 MeV ガンマ線の影響を抑えつつ高感度に測定するために開発している検出器の概要と開発状況について報告する。

キーワード: BNCT, ガンマ線, コンプトン散乱, 非同時計数

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)における治療中の患部から放出される 478 keV のガンマ線を計測することで 治療効果を推定する試みが注目されている。本研究ではこの特定ガンマ線に対し特殊な形状を持つ検出器の セットを提案し、コンプトン非同時計数法と組み合わせて高感度に計測する新しい手法を開発している。

2. 検出器概要

検出器の開発において着目する 478 keV のガンマ線の光電ピークの検出において、BNCT 治療中の環境に おいては 2.2 MeV の水素による中性子捕獲ガンマ線ならびにそれより生成される 511 keV の消滅ガンマ線が 主な妨害因子と想定している。消滅ガンマ線とのピーク分離について現在は主検出器として NaI(TI)シンチレ ーターを使用しているが、よりエネルギー分解能のよい検出器の導入を検討している。計算では 2.2MeV ガ ンマ線の主検出器への入射角度を鉛遮へい等により限られた前方方向に限定すると、478 keV のピーク位置 にコンプトン連続部を与えるガンマ線は主検出器での相互作用の後、入射方向に対して 20.3 度から 21 度ま での非常に狭い角度範囲に散乱される。このため、主検出器の後方に主検出器の結晶の中心軸に対して特定 の狭い立体角にタリウム活性ヨウ化セシウム(CsI)シンチレーター検出器を沿って覆うように複数個配置し副 検出器を構成する。これにより主検出器内で散乱したガンマ線のうち、特定立体角のガンマ線を選択的に計 測する。最終的に主、副双方の検出器からの検出信号に対し非同時計数法を適用し、478keV のピーク感度を 高めるように設計されており、これが検出器の概要である。

3. 開発状況と検討

本手法は主検出器へのガンマ線の入射角を前方方向のみに限定する必要があり、このための主検出器前方 の遮へいコリメーターの形状の最適化への検討と実験を行っている。また、副検出器の配置の検討について は主検出器から後方に適度に距離を取った位置に配置する方が検出角度の厳密性を高められるものの、数十 個のシンチレーターが必要となり製作上の困難さや後段の信号処理の複雑さを生じる。そこで検出角度には 尤度が生じるが副検出器として1cm角長さ5cmのヨウ化セシウム結晶を準備し円錐面上に10個程度配置す ることを検討し、全体的な検出効率等をシミュレーション計算等にて評価を行っている。

^{*}Hiroyuki Miyamaru¹, Takao Kojima¹ and Huy Le Viet¹

¹Osaka Prefecture University.

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

[2B09-12] Homeland Security and Nuclear Reactor Measurement 1

Chair: Tatsuyuki Maekawa (T-RS) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 3:55 PM Room B

[2B09] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7) *Yosuke Toh¹, Harufumi Tsuchiya¹, Akira Ohzu¹, Kazuyoshi Furutaka¹, Fumito Kitatani¹, Masao Komeda¹, Makoto Maeda¹, Mitsuo Koizumi¹ (1. JAEA) 2:45 PM - 3:00 PM [2B10] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7) *akira ohzu¹, makoto maeda¹, masao komeda¹, yosuke toh¹ (1. JAEA) 3:00 PM - 3:15 PM [2B11] Development of an active neutron NDA apparatus for nuclear nonproliferation and nuclear security (7) *Kazuyoshi Furutaka¹, Akira Ohzu¹, Yosuke Toh¹ (1. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM [2B12] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7) *Harufumi Tsuchiya¹, Fumito Kitatani¹, Yosuke Toh¹ (1. JAEA) 3:30 PM - 3:45 PM

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発(7) (1) プロジェクト概要

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)

(1) Project overview

*藤 暢輔, 土屋 晴文, 大図 章, 古高 和禎, 北谷 文人, 米田 政夫, 前田 亮, 小泉光生 原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法に よる NDA 装置の開発を実施している。本講演では、高線量核燃料物質のための NDA 開発プロジェクトと 開発した統合非破壊測定装置 Active-N の概要を報告する。

キーワード:アクティブ中性子法、核不拡散・核セキュリティ、非破壊測定、核燃料物質

1. 緒言

中性子は高密度物質に対する非常に優れた透過能を持ち、核燃料物質の核分裂反応を引き起こすことができるため、核燃料物質の非破壊分析に適したツールである。原子力機構では欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究を実施しており、高線量核燃料物質に適用できる非破壊測定(NDA)を開発するため4つのアクティブ中性子法の研究開発を実施している[1,2]。本研究開発では、アクティブ中性子法(ダイアウェイ時間差分析法:DDA、中性子共鳴透過分析法:NRTA、即発ガンマ線分析法:PGA、遅発ガンマ線分析法:DGA)を高度化し、さらにそれらを組み合わせて、それぞれの特長を生かすことによって高線量核燃料物質の測定に適用できる新たなNDA 技術の確立を目指している。

2. アクティブ中性子非破壊測定技術の開発

2015 年度から 2017 年度までのフェーズ I で得られた知見をもとに、2018 年度からシミュレーションを 用いて DDA、PGA および NRTA 部の設計研究を行い、低バックグラウンド化した DDA 用の検出器バンク、 中性子ダメージを大幅に軽減する PGA 用の高性能中性子遮蔽、2つの測定モードを変更できる NRTA 用の 中性子飛行管等を開発した。2020 年度には DDA、PGA、及び NRTA 部の製作を終え、コールド試験を実施

した。2021 年度には原子力機構 燃料サイクル安全工学研究施設 において、DDA、PGA、及び NRTA 部から構成される新しい Active-N 装置を完成させ、性能評 価試験を実施してきた(図 1)。本 シリーズ発表では、その結果につ いて報告する。



謝辞:本研究開発は、文部科学省 「核セキュリティ強化等推進事 業費補助金」事業の一部である。

図 1 Active-N 研究開発計画

[1] Y. Toh et al., Proc. INMM 59th Annual Meeting Baltimore, Maryland, USA 1-6, (2018)

[2] Y. Toh et al., Proc. The 2021 INMM/ESARDA Joint Annual Meeting, Online Meeting, (2021)

*Yosuke Toh, Harufumi Tsuchiya, Akira Ohzu, Kazuyoshi Furutaka, Fumito Kitatani, Masao Komeda, Makoto Maeda, Mitsuo Koizumi, Japan Atomic Energy Agency

参考文献

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発(7) (2)ダイアウェイ時間差分析法(DDA)による測定

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)

(2) Measurements with the Differential Die-away Analysis (DDA) part

*大図 章, 前田 亮, 米田 政夫, 藤 暢輔

原子力機構

複数のアクティブ中性子法(DDA,PGA,NRTA)を統合した Active-N 装置の開発において、高線量の核燃料物質量測定に対応できる DDA 部を設計開発した。DDA 部の構造及び DDA の性能評価を行った結果について報告する。

キーワード:アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、高線量核燃料物質

1. 緒言

使用済み核燃料等の高線量核燃料物質の非破壊分析法(NDA)を確立するため、ダイアウェイ時間差分析 (DDA)、即発ガンマ線分析(PGA)、及び中性子共鳴透過分析(NRTA)の3つのアクティブ中性子法を測定で きる統合非破壊分析装置 Active-N の開発を行っている。開発計画の第1フェーズでは低線量核燃料物質測 定における DDA 部の分析性能向上を主な目的としたが、第2フェーズでは高線量核燃料物質測定技術を確 立すべく、高線量の放射線(ガンマ線、中性子)対策を施した装置を開発した。DDA 部は PGA 部と測定 サンプル室を共有しているため、DDA 部の開発においては、PGA 測定に影響を与える材料を極力排除しつ つ、DDA 測定の性能を劣化させない構造が求められる。

2. DDA 部の構造

図1に DDA と PGA 部で共有している測定サンプル室の水平 断面図を示す。DDA 部は内側からガンマ線遮蔽としての鉛板、 水素からの即発ガンマ線を抑えるために LiF を加えたポリエチ レンがあり、さらにその外側に実験室の中性子線量を抑えるた めの高密度ポリエチレン (HDPE) で構成されている。土台及び 遮蔽材を固定する冶具、フレーム等の金属はネジを除いて全て SUS からアルミニウムに変更して即発ガンマ線を低減している。 また、³He 検出器からガンマ線感受率が低い ¹⁰B 検出器に変更し た中性子検出器バンクを 3 式装備できる構造を持つ。測定サン プル室の上部には PGA の検出器が設置されているため、鉛板と LiF 入りポリエチレンに加えて、さらに遮蔽を追加している。



3. 評価試験結果

高線量中性子を模擬するための²⁵²Cfおよび高線量ガンマ線を模擬するための¹³⁷Csを用いた DDA 測定の 評価試験を実施したところ、設計時のシミュレーションとほぼ同様のスペクトルが得られた。講演では、 DDA 測定で用いる中性子検出器バンクや遮蔽体の構造、及び高線量の放射線が DDA 測定に与える影響な どについて報告する。

謝辞:本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献 [1]大図他、原子力学会 2021 秋 1H07

*Akira Ohzu, Makoto Maeda, Masao Komeda, and Yosuke Toh Japan Atomic Energy Agency.

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発(7) (3) 即発ガンマ線分析法(PGA)による測定

Development of an active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)

(3) Measurements with the Prompt Gamma-ray Analysis (PGA) part

*古高 和禎, 大図 章, 藤 暢輔

日本原子力研究開発機構

複数のアクティブ中性子法(DDA,PGA,NRTA)を統合した Active-N 装置の開発において、DDA 測定の性能 を低下させることなく PGA 測定に干渉するガンマ線を低減した DDA-PGA 部を開発し、PGA に関する性能 評価を行った。

キーワード:アクティブ中性子法,NDA,PGA,バックグラウンド低減,中性子遮蔽,14MeV中性子

1. 緒言

原子力機構では、欧州委員会-共同研究センター(EC-JRC)との共同研究により、小型の D-T 中性子源を利用 したであるアクティブ中性子非破壊分析 (NDA)法:ダイアウェイ時間差分析法(DDA)、即発ガンマ線分析 法(PGA)、中性子共鳴透過分析法(NRTA)の各装置を統合した NDA 装置 Active-N の開発を行っている。PGA 測定は、主に爆発物や化学兵器の材料物質、及び中性子毒物の検知を目的としている。DDA 法の最適化に 重点を置いた開発計画の第1フェーズでの予備実験により、DDA 部から、中性子遮蔽に含まれる水素の捕 獲ガンマ線の他、PGA の測定対象である化学兵器物質や中性子毒からのガンマ線と干渉する背景ガンマ線 が多く放出されることがわかった。そこで、高線量核物質量の測定を主眼に置いた第2フェーズでは、DDA 部による妨害ガンマ線を低減するとともに、検出器・データ収集系の更新により S/N 比の向上を図った。

2. 装置の構成と性能

DDA 部では中性子遮蔽にポリエチレン(PE)を用いており、それに含 まれる水素の捕獲ガンマ線が PGA 測定における高計数率の原因とな っていたので、主要部分の中性子遮蔽には反応時にガンマ線を放出 せずに中性子を吸収する Li入りの PE を採用した。また、DDA 部の SUS 製中性子反射材・構造材(Fe,Mn,Cr,Ni)は、測定対象物からのガン マ線と干渉する妨害ガンマ線を大量に放出するため、反応断面積が 小さい Pb 及び Al に置き換えた。さらに、DDA 検出器バンク中の熱 中性子吸収材(B,Cd)からのガンマ線が PGA 測定と干渉しないように バンクは上記 Pb の背後に設置した。

PGA 測定には、より高精度化を図るために、相対効率 70%の電気 冷却式 Ge 検出器を導入するとともにコンプトン抑止の為に BGO 検 出器を装備した。また、高計数率測定を可能とするために検出器の 信号処理には波形デジタイザを導入した。

講演では、本装置を前フェーズのものと比較することにより、そ の性能を評価した結果を報告する。



完成した Active-N 装置の DDA-PGA 部(検出 器バンクの一つを引き出したところ。上部 が PGA 部。)

謝辞:本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Kazuyoshi Furutaka, Akira Ohzu, Yosuke Toh Japan Atomic Energy Agency.

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発(7) (4)中性子共鳴透過分析法による測定

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)

(4) Measurements with the Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA) part

*土屋 晴文, 北谷 文人, 藤 暢輔

原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法を利用した複数の手法を組み合わせて、高線量核燃料物質に適用できる統合非破壊測定装置 Active-N を開発した。本講演では、組み込まれた手法の一つである NRTA 部の概要とともに、NRTA による模擬核燃料試料及び Pu 試料を用いた測定結果を報告する。

キーワード:アクティブ中性子法,非破壊分析,中性子共鳴透過分析法

1. 緒言

原子力機構では欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究として、従来の非破壊測定(NDA)では 対応できない高線量核燃料物質に適用できる NDA 装置として、統合非破壊測定装置 Active-N を開発してき た[1]。Active-N には複数の分析技術が組み込まれ、それぞれの特徴を活かした測定を実施できる。組み込ま れている NDA の一つに中性子共鳴透過分析法 (NRTA) があり、NRTA では核燃料物質の同位体に関する情 報を得ることができる。

2. NRTA システムの概要と試験結果

2020 年度に Active-N の NRTA 部の製作と設置が完了 し、試験を開始した。図1に NRTA 部の写真を示す。ポ リエチレンモデレータから検出器までの全長は 5.7 m ほどある。NRTA 部では DT 中性子発生管で生成した 14 MeV 中性子をモデレータで減速させて、内部にコリメ ータを配置した飛行管を通して試料に照射し、試料を透 過する中性子を検出して飛行時間スペクトルを得る。飛 行時間スペクトルには 0.1-10 eV 付近に存在する核燃料 物質の共鳴に応じた凹みが生じ、それを解析することに よって核燃料物質の同位体に関する情報を得られる。

最初に、測定条件を最適化するため核燃料物質の共鳴 エネルギーに近い共鳴をもつ In や Ag によってモデレ ータやコリメータなどの調整を行った。その後、核燃料 物質の Pu 試料(直径 12 mm、高さ 10 mm ほどの円筒 型)の測定を実施し、Pu の共鳴の測定に成功した。

謝辞:本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化 等推進事業費補助金」事業の一部である。



図 1:開発した NRTA 部の減速材(モデレータ)、飛行 管、検出器遮蔽体の写真

参考文献

[1] Y. Toh et al., Proc. INMM 59th Annual Meeting Baltimore, Maryland, USA 1-6, (2018)

*Harufumi Tsuchiya, Fumito Kitatani and Yosuke Toh

Japan Atomic Energy Agency

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

[2B13-19] Homeland Security and Nuclear Reactor Measurement 2

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

Thu. Mar 17, 2022 3:55 PM - 5:50 PM Room B

[2B13] Development of neutron detector using plastic scintillator for detection of nuclear/radioactive material
*Takanori Mochimaru ¹ , Tohn Takahashi ¹ , Mitsuo Koizumi ¹ , Kota Hironaka ¹ , Keigo Kato ¹ , Hirokuni Yamanishi ² , Genichiro Wakabayashi ² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kindai University) 3:55 PM - 4:10 PM
[2B14] Development of a low-cost and portable non-destructive system for measuring nuclear materials
*Masao Komeda ¹ , Yosuke Toh ¹ , Kosuke Tanabe ² (1. JAEA, 2. NRIPS) 4:10 PM - 4:25 PM
[2B15] Direct energy conversion of radiations emitted from nuclear wastes *Satsuma Yamazaki ¹ , Naoyuki Takaki ¹ (1. TCU) 4:25 PM - 4:40 PM
[2B16] Development of elemental technologies for criticality proximity monitoring monitor for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1)
*Yusuke Kobayakawa ¹ , Kengo oda ¹ , Junichi Higedon Kaneko ¹ , Kenichi Watanabe ² , Akiyoshi Chayahara ³ , Hitoshi Umezawa ³ , Tetsuichi Kishishita ⁴ , Masayoshi Shoji ⁴ , Kazuya Tauchi ⁴ , Tomohiro Endo ⁵ (1. Hokkaido Univ., 2. Kyushu Univ., 3. AIST, 4. KEK, 5. Nagoya Univ.) 4:40 PM - 4:55 PM
[2B17] Improvement of in-situ alpha air monitor (IAAM) for the measurement of airborne radioactive concentration in decommissioning *Youichi Tsubota ¹ , Fumiya Honda ¹ , Masato Yoshida ¹ , Takahiro Nakagawa ¹ , Yuki tamakuma ² , Shinji Tokonami ² , Atsushi Ikeda-Ohno ¹ (1. JAEA, 2. Hirosaki Univ.) 4:55 PM - 5:10 PM
[2B18] Measurement of quenching factors of alpha-ray and proton in Li loaded liquid scintillator for reactor neutrino monitor *Atsuya Kawabata ¹ , Kyohei Nakajima ¹ , Yoichi Tamagawa ¹ (1. University of Fukui) 5:10 PM - 5:25 PM
[2B19] Estimating the weight of fuel in molten debris using muon scattering and machine learning *Tsukasa Sugita ¹ , Haruo Miyadera ¹ , Kenichi Yoshioka ¹ , Takuro Fujimaki ¹ (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)
5:25 PM - 5:40 PM

核・放射性物質探知のためのプラスチックシンチレーターを用いた 中性子検出器開発

Development of neutron detector using plastic scintillator for detection of nuclear/radioactive material *持丸 貴則¹、髙橋 時音¹、小泉 光生¹、弘中 浩太¹、加藤 圭吾¹

山西 弘城²、若林 源一郎²1日本原子力研究開発機構、²近畿大学原子力研究所

キーワード:中性子検出器、波形弁別、放射線源検知、核セキュリティ

1. 緒言

大規模公共イベント等において核テロを防ぐためには、イベント会場への核・放射性物質持ち込みを防ぐ とともに、たとえ持ち込まれたとしても、それを迅速に検知し、処理することが肝要である。特に核物質や 中性子源を探知する場合、ガンマ線を検出するよりも、透過力が高く遮蔽が難しい高速中性子を検出するこ

とが有効な場合がある。そこで、高速中性子に感度を持ち、加工・取り扱いが容易かつ安価なプラスチックシンチ レーターを用いた検知技術開発を開始した。

2. プラスチックシンチレーター(EJ-276)を用いた
 Pu-Be 中性子源測定試験結果

プラスチックシンチレーターは高速中性子とガンマ線 両者に感度があるため、これを微量な高速中性子の検知 に利用することは難しい。米国にて開発された ELJEN 社 製のプラスチックシンチレーターEJ-276 は高速中性子と ガンマ線による発光時間が異なることを利用し、波形か ら放射線の種類を区別すること(波形弁別 PSD: Pulse Shape Discrimination)ができる。我々は、高速中性子を検 知するシステムを開発することを目的に、棒状の EJ-276

(25mm×25mm×250mm) を導入した。

図1は、導入した EJ-276 で近畿大学原子力研究所所有 の Pu-Be 中性子源を測定して得た 2D ヒストグラムであ る。縦軸を波形弁別指標 PSD、横軸を波形の積分値(=エ ネルギー)とすると、中性子とガンマ線で異なる分布を 持つことがわかる。

導入した EJ-276 は棒状であるため、感度に角度依存性 が生じる。図2は、棒状の EJ-276 に対して中性子源の方 角を変えながら測定したときのカウント数である。ガン マ線、中性子、双方に対して角度依存性を持つことがわ かる。図3 は棒状の EJ-276 を2本十字に組み、中性子源 に対して平行に移動させた際の、PSD による弁別後の中 性子カウント数と2本のカウント数の差である。棒状の



EJ-276 を 2 本用いることにより、線源方向の推定精度が向上する可能性があることを確認した。 謝辞:本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

^{*}Takanori Mochimaru¹, Tohn Takahashi¹, Mitsuo Koizumi¹, Kota Hironaka¹, Keigo Kato¹, Hirokuni Yamanishi², Genichiro Wakabayashi², ¹Japan Atomic Energy Agency, ²Kindai University

2022年春の年会

低コストで可搬性を有する核物質用非破壊測定装置の開発

Development of a low-cost and portable non-destructive system for measuring nuclear materials

*米田 政夫1,藤 暢輔1,田辺 鴻典2

¹JAEA, ²NRIPS

中性子を照射して核物質を調べる手法は、正確で高い検知性能を有するものの高価で装置も重厚となるという問題があった。低コストで可搬性を有する核物質測定装置を実現するため、中性子線源と水チェレンコ フ光検出器を組み合わせた測定装置の開発に取り組んだ。本発表ではその開発状況について報告する。 キーワード:アクティブ中性子法,邦破壊測定装置、核物質、低コスト、可搬型、水チェレンコフ光検出器、核セキュリティ

1. 緒言

アクティブ中性子法は、測定対象物に外部から中性子を照射し、核物質との核分裂反応によって発生する 核分裂中性子を計測する手法である。そのため、核物質に対して非常に高感度で確度の高い測定が可能であ り、原子力施設における核物質の計量管理に加えて、空港等における核セキュリティ用核物質検知での利用 が期待されている。しかしながら、従来のアクティブ中性子法装置は D-T 中性子発生管と He-3 中性子検出 器を用いていることから非常に高価であるうえ、重厚な遮蔽体を持つ据付型であることが核セキュリティ用 核物質測定装置としての普及を妨げる要因となっている。そこで、低コストで可搬性を有するアクティブ中 性子法装置を開発するため、D-T 中性子発生管の代わりに中性子線源(Cf-252)を回転させながら測定する 新たな核物質測定法(回転照射法)及び水チェレンコフ光を用いた中性子検出器の開発に取り組んでおり、 これまでに回転照射法の原理実証実験に成功している。

2. 核物質用非破壊測定装置

水チェレンコフ光検出器は、中性子が水に入射した際に発生するチ ェレンコフ光を安価な光電子増倍管(PMT)で測定するものであり、 He・3 中性子検出器に比べて大幅な低コスト化が可能である。回転照射 法に必要となる中性子線源を回転させる装置(回転照射装置)は、台車程 度の大きさであり任意の場所に移動することができるため、水チェレ ンコフ光検出器と組み合わせることで低コストかつ可搬性を有する核 物質非破壊測定装置を構成することができる。開発した水チェレンコ フ光検出器は、水槽(内寸 300x255x300mm)と PMT から構成される。 測定の主要なバックグラウンドとなる熱中性子を遮蔽するため、水 槽表面にはボロンシートを取付けている。また、チェレンコフ光の



図 左から回転照射装置、測定対象物 (白色)、水チェレンコフ光検出器

発生効率を増加させるため、ガドリニウムを約 0.5wt%添加した。核物質の検知は、回転速度を変化させた際 に生じる中性子カウント分布の違いを利用することで達成される。

3. 結言

開発した水チェレンコフ光検出器と回転照射装置によって低コストかつ可搬性を有する核物質非破壊測定 装置(上図参照)を構成した。また、京大複合研において天然ウランを用いた評価試験を実施し、核物質の検 知に成功した。本発表では、開発した装置及び実験の詳細について報告する。

*Masao Komeda¹, Yosuke Toh¹ and Kosuke Tanabe²

¹JAEA, ²NRIPS

核廃棄物から放出される放射線の直接エネルギー変換

Direct energy conversion of radiations emitted from nuclear wastes

*山崎 颯馬¹, 高木 直行¹

1東京都市大学

軽水炉使用済核燃料を有効利用する手段として、放射線電池としての利用が考えられる。本研究では、使 用済核燃料に含まれるγ線源及びβ線源を利用する直接充電型放射線電池について、使用済燃料中に存在す る有用な線源を選定し、変換効率と電気出力を最大化する仕様の検討及び性能評価を行った。

キーワード: 放射線電池, 使用済核燃料, 直接変換, γ 線, β 線

1. **緒言** 原子力発電の主要問題の一つに、発電の過程で生み 出される使用済核燃料がある。本研究では使用済核燃料が発 する放射線を電気に変換して有効利用する、放射線電池に着 目した。

今回は放射線電池の中でも形状が簡素であり、小型化に向いている直接充電型放射線電池[1]について検討した。線源に γ線を用いる場合(コンプトン電池)の原理図を図1に示す。 この電池は、γ線を誘電体に照射することでコンプトン電子 を発生させ、その電子が電場を乗り越えコレクターに到達す る際に、運動エネルギーからポテンシャルエネルギーへ直接 変換され、電気が生じる。

本研究では、使用済核燃料に含まれるγ、β核種の中から、 放射線電池の線源として有用なものを選出して、変換効率と 電気出力を最大化する直接充電型放射線電池の仕様検討及び 性能評価を目的とした。

2. 方法 1F1 号機炉心取り出し後の使用済燃料組成[2]を参考に、高い電気出力を得られる線源として、エネルギーと放射能が高い核種を選出した。高い変換効率を得るための誘電体素材や電極間電圧など、電池仕様についてのサーベイ検討を行い、誘電体が吸収した放射線エネルギー量と得られたポテンシャルエネルギーの関係からエネルギー変換効率や電気出力を評価した。

今回の全ての解析には、荷電粒子・光子輸送計算モンテカ ルロコード PHITS Ver3.21 を用いた。

3. 結果・考察 コンプトン電池の変換効率及び電気出力の計算結果を図2に示す。γ線エネルギーが強い核種の方ほど変換効率が高くなり、電池出力の大きさは使用済核燃料に含まれる核種が持つ放射能の大きさに比例する傾向が見られた。 使用済核燃料を線源としたコンプトン電池の場合、豊富に存在するγ核種を長期に利用できる可能性があるものの、結果としては、理想的な計算条件でも変換効率は約0.001%、全核種から得られる出力も約0.2Wと低い値となった。

直接充電型β電池の電場の強さをパラメータとした際の 電子到達率と変換効率の関係を図3に示す。β線平均エネ ルギーの高い線源ほど、変換効率が最大化する際の電場の 値も高くなり、Cs-137 が最大の変換効率(約9%)を示した。

具体的な直接充電型 β 電池仕様として、面積が 100 cm²で 厚み 0.01 mmの Sr-90 を線源と想定した場合、1 つの電池から 得られる出力は約 0.015W となった。使用済核燃料に含まれ る Sr-90 全量はこの電池約 1 万個に相当する。なお β 線の飛 程は短いため、γ 電池と異なり線源元素を単離して用いる 必要がある。

直接充電型β電池は、放射線のエネルギーの数%を電気へ 変換できる放射線電池として設計できる可能性があり、宇 宙、地下、極地等での長寿命電源として使用が期待できる。 参考文献

[1] Nuclear Engineering Program University of Illinois Urbane— Champaign Campus (1970)

Direct Conversion of Nuclear Radiation Energy GEORGE H. MILEY [2] JAEA (2012) 福島第一原子力発電所の燃料組成評価 西原 健司

*Satsuma Yamazaki¹, Naoyuki Takaki¹

¹Tokyo City Univercity.



図3. 直接充電型β電池の変換効率及び出力結果

福島第一原子力発電所廃炉用臨界近接監視モニタの要素技術開発(1) ~ダイヤモンド放射線検出器に対するγ線照射実験~

Development of elemental technologies for criticality proximity monitoring monitor

for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1)

~ γ -ray irradiation experiments on diamond radiation detectors~

*小早川 友佑¹, 織田 堅吾¹, 金子 純一¹, 渡辺 賢一², 茶谷原 昭義³, 梅沢 仁³, 岸下 徹一⁴, 庄子 正剛⁴, 田内一弥⁴, 田中真伸⁴, 遠藤 知弘⁵

1北海道大学,2九州大学,3産業技術総合研究所,4高エネルギー加速器研究機構,5名古屋大学

福島第一原発廃炉事業で必要となる臨界近接モニタの要素技術開発として、北大製ダイヤモンド放射線検 出器の高線量率環境における動作試験を行い、γ線線量率:1kGy/hの要求性能に対し約850Gy/h、連続1時間 の安定動作に成功した。

キーワード:福島第一原発廃炉事業,臨界近接モニタ,中性子検出器,ダイヤモンド,γ線応答

1. 緒言 福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し作業の初期段階においては狭隘なペネトレーション を通して臨界近接モニタを格納容器内に挿入する必要がある。数 cps/nv の中性子感度が必要とされ、最大 1kGy/hの高線量率環境にも関わらずマニュピュレータのペイロードの制限から鉛等の遮蔽材をほとんど使用 できない。この問題を解決するため、ダイヤモンド中性子検出器と耐放射線性 Si 半導体デバイスを組み合わ せ臨界近接モニタの実用化を目指し要素技術開発を進めている。今回、高y線線量率環境におけるダイヤモ ンド検出素子のチャージアップ耐性を主に評価するため、名古屋大学 ⁶⁰Co 照射施設において実験を行った。

2. 実験 化学気相合成(CVD)法によって約9mm角の住友電工製高圧高 温 IIa 型単結晶ダイヤモンド基板の(001)面上に厚さ約80 μ mのダイ ヤモンド層をホモエピタキシャル成長した。ダイレクトウエハ法によ り自立膜化し、レーザーにより自立膜を4枚に切断した。イオンビー ムエッチング(以下 IBE)により3枚の自立膜の基板側成長層を除去し た。IBE 処理した自立膜1枚の処理面上に熱フィラメント CVD 法によ りp+層を約2 μ m成膜した。4枚の自立膜に対し、蒸着法によりTiC/Au オーミック 電極、Al ショットキー電極を作製し検出器化すること で、IBE 加工無し検出器:#1,10 μ m削った検出器:#2,20 μ m削った検 出器:#3,10 μ m削った後 P⁺層を成膜した検出器:#4 を得た。実験は 名古屋大学⁶⁰Co 照射場で行い、 γ 線影響評価を容易にするため、²⁴¹Am からの 5.5MeV α 線を入射しながら γ 線を照射した。測定では ORTEC142A 前置増幅器と一般的な増幅器、MCA を使用した。さら に KEK で耐放射線 Si 半導体プロセスを使用して試作したフロント エンド回路と組み合わせた γ 線照射実験も行った。

3. 結果と考察 図 1(a)に検出器#3 の線量率によるγ線応答関数の 変化を示す。γ線影響によりα線のエネルギー分解能は劣化したが、 当該施設で実現可能な847Gy/hにおいて連続1時間の安定動作に成 功し、1kGy/h対応の目途を得た。図 1(b)に検出器#1,#2,#4 に対し て、約 260Gy/h のγ線を照射した際の応答関数測定例を示す。検出 器厚さは概ね同じである事から基板側成長層の除去、P+層の成膜に よってオーミック電極側近傍で発生するチャージアップを低減でき ることを確認した。

KEK で開発したフロントエンド回路とダイヤモンド検出器を組み 合わせた測定系の評価では、筐体と⁶⁰Coy線線源との寸法から最大線 量率は 300Gy/h にとどまったが、積分時間を高速化したことでy線 影響を低減した状態で安定した測定を行えることも確認している。



図1 ダイヤモンド検出器のγ線応 答関数測定例、(a)検出器#3 の 847Gy/h までの変化、(b)260Gy/h における検出器#1,#2,#4の比較

^{*}Yusuke Kobayakawa¹, Kengo Oda¹, Junichi Kaneko¹, Kenichi Watanabe², Akiyoshi Chayahara³, Hitoshi Umezawa³, Tetsuichi Kishishita⁴, Masayoshi Shoji⁴, Kazuya Tauchi⁴, Manobu Tanaka⁴ and Tomohiro Endo⁵ ¹Hokkaido Univ., ²Kyushu Univ., ³AIST, ⁴KEK, ⁵Nagoya Univ.

廃炉・廃止措置における空気中の放射性物質濃度"その場"測定に向けた α線用ダストモニタの高度化

Improvement of in-situ alpha air monitor (IAAM) for the measurement of airborne radioactive concentration

in decommissioning

*坪田 陽一¹,本田 文弥¹,吉田 将冬¹,中川 貴博¹,玉熊 佑紀²,床次 眞司²,池田 篤史¹ ¹JAEA,²弘前大

廃炉や廃止措置で発生する高濃度のαエアロゾルを、発生箇所近傍"その場"でモニタリングするために開 発・改良した装置(IAAM)の基礎試験の結果と空気・エアロゾルの乾燥影響等を報告する。

キーワード:ダストモニタ、その場測定、αエアロゾル、燃料デブリ、廃炉

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)における燃料デブリの本格取り出し時 や核燃料施設の廃止措置において発生するα核種を含む放射性微粒 子 (αエアロゾル)の"その場"モニタリングを目的として開発して いる In-situ Alpha Air Monitor (IAAM)の装置性能等を確認する ため、種々の基礎試験、空気・エアロゾルの乾燥条件やその影響等に ついて検討した。

2. 装置と試験

IAAM は高湿度、高βγバックグラウンド環境下でもαエアロゾ ルの選択的測定を可能にするため、捕集用ろ紙を使わず、加熱装置付 き扁平型流路を用いて導入エアロゾルを乾燥させたうえで、エアロ ゾルからのα線を薄膜シンチレータと多チャンネル光電子増倍管に て直接計測する方式を採用しており(図1)、従前から検出部の遮蔽 や給電方法の改良を進めている。開発した IAAM に対する基礎試験 として、α線計数特性試験、扁平流路入口部を加熱した際の空気乾 燥試験等を実施した。湿潤状態で吸引したエアロゾルは、空気乾燥 工程で粒径が変化する可能性がある。エアロゾル吸入時の実効線量 (率)推定時の補正等の判断する目的で、40~80 ℃の加熱条件で水ス プレー通過後の TiO2標準粒子の乾燥前後の粒径を実測した。



図 1 IAAM の模式図。扁平流路内のエア ロゾルからのα線を直接計数する。



3. 結果とまとめ

結果の一例として、図2にα線計数特性試験の結果を示す。開発

図2 α線計数特性試験の結果。最大で 3.2×10² Bq/cm³のαエアロゾルを測定可 能。(計数率、計数効率、流量等から算出)

した IAAM は最大で 3.2×10² Bq/cm³の α エアロゾルを測定可能であり、1F-PCV 内で燃料デブリ取り出し時 に想定される α エアロゾル濃度(1×10² Bq/cm³、HEPA の DF 等から推定)を十分計測可能である。空気乾燥 試験においては、流路入口を約 80 ℃に加熱することで、流路内検出部付近を通過する空気は十分乾燥され、 IAAM の高湿度環境下での動作性が確認できた。湿潤エアロゾル乾燥試験の結果、40~80 ℃の加熱条件では、 乾燥前後で粒径の変化はほぼ見られなかったため、測定値に対する補正は最小限で済むことが確認された。

¹ JAEA, ² Hirosaki Univ.

^{*}Youichi Tsubota¹, Fumiya Honda¹, Masato Yoshida¹, Takahiro Nakagawa¹, Yuki Tamakuma², Shinji Tokonami² and Atsushi Ikeda-Ohno¹

原子炉ニュートリノモニター用 Li 含有液体シンチレータにおける α線および陽子線の消光係数測定

Measurement of quenching factors of alpha-ray and proton in Li loaded liquid scintillator

for reactor neutrino monitor

*川端 孝弥1, 中島 恭平1, 玉川 洋一1

1福井大学

抄録

核燃料の安全利用の観点から原子炉ニュートリノモニターの開発が行われている。我々は原子炉ニュート リノモニター用検出器として、Li含有液体シンチレータ(LiLS)を開発した。本講演では、LiLSの特性とし て消光係数を若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速器を用い、測定した結果について報告する。

キーワード: 放射線計測学、放射線物理学、加速器、消光、原子炉ニュートリノモニター

1. 緒言

原子炉ニュートリノモニターは、核燃料の安全利用の観点から原子炉内の運転状況、出力レベル、核分裂 性同位体、U/Puの監視を目的とした技術である。この技術はリアルタイムで遠隔から原子炉を監視すること ができるため、国際的に広く開発が進められている。

原子炉内核分裂生成物のβ崩壊によって生じる反電子型ニュートリノは逆β崩壊反応によって陽電子と中 性子を発生する。この2つの信号の時間差を利用することにより検出を行う。中性子はLiLSに添加した⁶Li の中性子捕獲反応であるα線・トリチウム(合計 4.78MeV)によって観測される。しかし、α線・トリチウ ムは電離消光の効果によって観測エネルギーが実際のエネルギーよりも小さくなる。そのため、LiLSの特性 の一つとして消光係数を見積もる必要がある。

本講演では、福井県敦賀市に所在する若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速器を用いて *α* 線および陽子線の消光係数を測定した結果について報告する。

2. 加速器による消光係数測定

2-1. α線および陽子線の測定

若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速器を用い、2MeV~5MeV のα線および 1.4MeV~3.4MeV の陽 子線を測定した。加速器の仕様上、発生する粒子は LiLS に対して横から入射するため、検出容器には工夫を 施して測定を行った。

2-2. 結果·考察

LiLS における消光係数を計算するとエネルギー依存性が確認された。 Li の中性子捕獲反応である α線・ トリチウムの観測エネルギーはおよそ 1/10 程度であることが確認できた。

3. 結論

LiLSの消光係数を若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速を用いて見積もった結果、α線および陽 子線において消光係数のエネルギー依存性が確認された。

¹Univ of Fukui.

^{*}Atsuya Kawabata¹, Kyohei Nakajima¹ and Yoichi Tamagawa¹

2022年春の年会

ミュオン散乱の機械学習による溶融デブリ中の燃料重量の推定

Estimating the weight of fuel in molten debris using muon scattering and machine learning

*杉田 宰¹, 宮寺 晴夫¹, 吉岡 研一¹, 藤牧 拓郎¹

1 東芝エネルギーシステムズ(株)

重元素に対して高い感度を持つミュオン散乱法を用いて、福島第一原子力発電所(IF)から取り出される溶 融デブリに含まれる核燃料の量を推定する技術を開発している。シミュレーションによりデブリ性状とミュ オン散乱の関係を解析し、蓄積データを機械学習することで核燃料重量が予測可能であることを確認した。 **キーワード**:デブリ, 福島第一原子力発電所, 非破壊検査, 廃炉, ミュオン,機械学習

1. 緒言 IF の廃炉作業において、原子炉建屋内に堆積した溶融デブリの取り出しが計画されている。デブリ を適切に管理するためには核燃料の含有量を把握することが重要となる。ミュオン散乱法は宇宙線ミュオン が物質を透過する際の散乱を測定することで、対象内部の情報を得る手法であり、特にウラン等の重元素に

対して高い感度を持つことから、溶融デブリの測定への適用が検討 されてきた[1]。ミュオン散乱の値は、入射ミュオンのエネルギーおよ び物質の組成や透過距離から推定できるが、実際の測定においては ミュオンが広範囲のエネルギースペクトルを持つことや、デブリの 組成が非均一であり、多様な性状が想定されることから、ミュオン散 乱からデブリの情報を推定する方法の確立が課題となっていた[2]。

2. 解析 本研究では、図1に示すように燃料と構造物がランダムに 混合した溶融デブリモデルを大量に作成し、モンテカルロシミュレ ーションコード MCNP6.1 を用いて各条件におけるミュオン散乱の値 を評価することで、多様なデブリ性状とミュオン散乱の関係を対応 づけるデータベースを作成した。さらにこのデータを機械学習する

ことでミュオン散乱値からデブリ中の核燃料の量を推定 する予測モデルを作成した。このモデルの予測精度を評 価するために、学習データとは異なるテストデータから デブリ中に含まれる核燃料量を予測した結果、図2に示 すように、標準偏差が約5kgのばらつきの範囲内で予測 可能であることを確認した。

3. 結論 本技術を用いることで、未知の組成のデブリに 対して、ミュオン散乱の測定値から燃料重量が推定でき ることを確認した。実際の測定に向けては 1F 環境下での 動作を想定した測定装置の開発が必要となるため、引き 続き開発を進める。



図1 溶融デブリ解析モデル



図2 デブリ中の核燃料重量予測結果

参考文献

T. Sugita, *et al.*, "Muon Tomography for Measuring Amount of Nuclear Material in Fuel Debris" ICONE26-82139(2018)
 T. Sugita, *et al.*, "Estimating fuel weight in molten debris using muon tomography" SNA+MC2020-3299320(2020)

*Tsukasa Sugita¹, Haruo Miyadera¹, Kenichi Yoshioka¹, Takuro Fujimaki¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[2C01-04] Radiation Chemistry

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 4:00 PM Room C

[2C01] Rutherford backscattering spectrometry analysis of in-situ ion-beamgraft polymerized polyethylene sheets

> *Yuki Nitta¹, Fumiya Harada¹, Tamaki Miyauchi¹, Takumi Itou¹, Akira Taniike¹, Yuichi Furuyama¹ (1. Kobe Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C02] Dependence of monomer pressure on degree of grafting in in-situ preirradiation ion beam graft polymerization

*Fumiya Harada¹, Yuki Nitta¹, Takumi Ito¹, Tamaki Miyauchi¹, Akira Taniike¹, Yuichi Furuyama¹ (1. Kobe Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C03] Approach to delocalization of positive charge on polystyrene by pulse radiolysis and simulation

*Kazumasa Okamoto¹, Hiroki Yamamoto^{1,2}, Takahiro Kozawa¹ (1. Osaka Univ., 2. QST) 3:15 PM - 3:30 PM

[2C04] Study of reactivity of radical cation using high concentration solution *Masao Gohdo¹, Ryoya Tamaki¹, Seiichi Tagawa¹, Koichi Kan¹, Yang Jinfeng¹, Yoichi Yoshida¹ (1. ISIR, Osaka University) 3:30 PM - 3:45 PM

その場イオンビームグラフト重合したポリエチレンシートの RBS 分析

Rutherford backscattering spectrometry analysis of in-situ ion-beam-graft polymerized polyethylene sheets

*新田 勇輝1,原田 史哉1,宮内 環1,伊藤 拓海1,谷池 晃1,古山 雄一1

1神戸大学大学院 海事科学研究科

我々は基盤高分子に新たな機能性を付与させる「イオンビームグラフト重合法」の研究を行っている. 本研究では基盤となるポリエチレンを陽子ビームで照射し,その場でモノマー導入,グラフト重合を行った. グラフト重合した 10 μm 程度のポリエチレンに対して RBS 分析を行い,グラフト鎖評価を行った. **キーワード**:グラフト重合,イオンビーム,タンデム加速器,グラフト鎖, RBS

1. 緒言

既存の高分子に新たな機能性を付与させる方法として放射線グラフト重合がある. 我々は照射とグラフト 重合の過程を同時に行う「その場イオンビームグラフト重合法」を用いて機能性ポリマーの作製に関する研 究を行っている.

これまでの研究によってその場イオンビームグラフト重合法の開発が進められてきた[1].しかし,その場イ オンビームグラフト重合によって作製された試料はグラフト鎖が少なく,実験前後の重量変化では適切なグ ラフト率の評価を行うことはできなかった.さらに,試料の重量が真空引きする前後で大きく変化してしま うことが分かり,実験前後の重量変化によるグラフト鎖の評価では適切な重合試料の評価はできず,不適切 であることが分かった.

ポリエチレン(C₂H₂)にアクリル酸モノマー(CH₂=CHCOOH)をグラフト重合する場合,作製した試料の酸素 量を測定することでグラフト鎖量がわかる.FE-SEM EDS を用いて酸素量の観測を行ったが,表面に存在す るペルオキシラジカルと分離することが困難であったので,十分な精度でアクリル酸の酸素量を測定するこ とができなかった[2].このため,RBS分析を用いて酸素原子の深さ-密度分布を測定し,グラフト鎖の量を評 価した.これによって重合反応過程に重要なパラメータを得ることができる.本発表では 5,10 μm 程度のポ リエチレンにアクリル酸をイオンビームグラフト重合した試料に対して RBS分析を行い,グラフト鎖評価を 行うことを目的とした.

2. その場イオンビームグラフト重合実験

本研究ではその場前照射後重合法を適用した.この実験 は試料にビームを照射してラジカルを生成したのち,ゲー トバルブを閉め、ターゲットチェンバにモノマーを導入す るというものであり、モノマー圧力を上げることによって グラフト率の向上が望める.概略図を Fig.1 に示す.試料 は厚さ 5,10 µm の高密度ポリエチレン(HDPE),重合させ るモノマーはアクリル酸(AA)を使用した.

本学の 1.7 MV タンデム加速器を用いて, 2 MeV の H⁺ ビームで HDPE を照射したのち, ゲートバルブを閉め, タ ーゲットチェンバにモノマーを 100 Pa 程度で導入するこ とでその場前照射後重合実験を行った.

重合した試料をチェンバから取り出し, N,N-ジメチルホ ルムアミド(DMF)によりホモポリマーを除去, さらにメタ ノールを用い洗浄し, その後乾燥させた試料を重量測定 し, グラフト率を算出した.

その後, 2.8 MeV の H⁺で RBS 分析した. 10 μm の試料 を分析した結果を Fig.2 に示す. その際ポリエチレンの裏 面の炭素が見えるようにターゲットホルダーを工夫した.

RBS 分析から試料内の深さ-酸素密度分布を調べ,重合 実験時のパラメータとの関係を調べた.

詳細は講演で述べる.

Ion beam HDPE Pump Monomer Water bath Fig.1. Experimental setup. 400 C 300 Yield 200 100 ٩o 0 100 200 300 400 500 Channel Fig. 2. An example of RBS spectrum.

GV

Vacuum chamber

Target chamber

参考文献

[1] *井上,藤田,中島,溝上,谷池,古山,日本原子力学会 2019 年春の年会,1G01 [2] *中島,井上,谷池,古山,日本原子力学会 2019 年秋の大会,1M09

^{*}Yuki Nitta¹, Fumiya Harada¹, Tamaki Miyauchi¹, Takumi Itou¹, Akira Taniike¹, Yuichi Furuyama¹ ¹Kobe Univ.

その場前照射イオンビームグラフト重合におけるグラフト率のモノマー圧力依存性

Dependence of monomer pressure on degree of grafting in in-situ preirradiation ion beam graft polymerization

*原田 史哉 1, 新田 勇輝 1, 伊藤 拓海 1, 宮内 環 1, 谷池 晃 1, 古山 雄一 1

1神戸大学大学院 海事科学研究科

我々は基盤高分子に新たな機能性を付与させる「イオンビームグラフト重合法」の研究を行っている. 本研究では基盤となる 5 μm 程度のポリエチレンを 2 MeV の陽子ビームで照射し、その後モノマーを真空チ ェンバーに導入することでグラフト重合を行った.低圧下でのグラフト率のモノマー圧力依存性を調べるた め、様々なモノマー圧力でグラフト重合を行い、グラフト率を評価した. キーワード:グラフト重合、モノマー圧力、イオンビーム、タンデム加速器

1. 緒言

基盤高分子に新たな機能性を付与させる方法として放射線グラフト重合がある. 我々はイオンビームを用いてポリマーにモノマーをグラフト重合させる,「イオンビームグラフト重合法」によって機能性高分子材料の開発を行っている. 機能性高分子材料の開発には真空中における重合反応機構の解明が重要である. これまでの研究によってその場イオンビームグラフト重合法の開発が進められてきた[1]. 本発表では真空中におけるイオンビームグラフト重合反応機構の解明のための基礎実験結果について述べる.

2. 研究目的

これまで、グラフト重合反応の基板高分子材料の種類、イオンビーム条件、モノマー条件に対する依存性 についての研究を行ってきた。イオンビーム照射と重合反応をその場で行うグラフト重合において、従来の 実験体系では真空チェンバーにモノマーを導入する際のモノマー圧力が安定しないという問題があった。そ こで、本研究では、イオンビームグラフト重合におけるモノマー圧力制御に着目し、実験体系・方法の改良 を行い、モノマー圧力を安定化することで、グラフト率のモノマー圧力依存性を調べることを目的とした。

3. モノマー導入体系・方法の改良

従来の実験体系ではモノマーボンベを恒温槽によっ て温め,モノマーをターゲットチェンバーに直接導入し ていた.この体系ではモノマーボンベとターゲットチェ ンバーの体積比が 3.7×10²と非常に大きく,モノマー導 入にある程度の時間が必要なため,モノマー圧力を一定 にすることが困難であった.そこで,照射・重合チェン バーをモノマーのリザーバーとして機能させることに した.改良後の概略図を Fig. 1 に示す.改良後の実験 体系ではリザーバーとターゲットチェンバーの体積比 が 9.0 となるので,リザーバーの圧力を設定したい圧力 の 10 倍の圧力にすることで,圧力制御を行った.



4. イオンビームグラフト重合実験

本研究ではその場前照射後重合法を適用した.回転式のターゲットホルダーに6枚のポリエチレンを取り 付け,実験体系全体を真空に引いた.イオンビーム照射に先立ち,ターゲットチェンバーとリザーバーの間 のゲートバルブを閉め、リザーバー内にモノマーを所定の圧力に導入した.ターゲットホルダーを回転させ ながら試料を2MeVのH⁺ビームで照射して、ラジカルを生成したのち、加速器・ポンプ側のゲートバルブを 閉め、リザーバー側のゲートバルブを開けてターゲットチェンバーにモノマーを100Pa程度導入し、グラフ ト重合を行った.重合した試料をチェンバーから取り出し、N,N-ジメチルホルムアミド(DMF)によりホモポ リマーを除去後、メタノールを用い洗浄、その後乾燥させた試料を重量測定し、グラフト率 G_w=(*W*-*W*₀)/(*W*₀×*r*) (*G_w*;グラフト率,*W*;グラフト重合した後の重量,*W*₀;グラフト重合前の重量,*r*;照射面積/試料面積)を算出し た.平均グラフト率は1~3%となった.1回の照射で作成した6枚の試料を重量測定により求めたグラフト 率を平均したものが平均グラフト率である.グラフト率と重合時間の関係を評価した.

試料は厚さ 5 μ m の高密度ポリエチレン(HDPE), 重合させるモノマーはアクリル酸(AA)を使用した.フル エンスは 2.0×10¹² cm⁻², フルエンス率は 1.2×10⁹ cm⁻²s⁻¹ である. 詳細は講演で述べる.

参考文献

[1] *井上,藤田,中島,溝上,谷池,古山,日本原子力学会 2019 年春の年会,1G01

* Fumiya Harada¹, Yuki Nitta¹, Takumi Ito¹, Tamaki Miyauchi¹, Akira Taniike¹, Yuichi Furuyama¹
¹Kobe Univ.

ポリスチレンの正電荷非局在性へのパルスラジオリシス およびシミュレーションによるアプローチ

Approach to Delocalization of Positive Charge on Polystyrene by Pulse Radiolysis and Simulation

*岡本 一将¹, 山本 洋揮^{1,2}, 古澤 孝弘¹

¹大阪大学,²QST

ポリスチレンは塩素系溶媒中での電離放射線によるイオン化により、正電荷が捕捉されラジカルカチオンを 生成することが知られている。複数のモノマーユニットへの正電荷の非局在性について、電子線パルスラジ オリシス法とシミュレーションによってその詳細の検討を行った。

キーワード:電子線,パルスラジオリシス,正電荷,ラジカルカチオン,ポリスチレン

1. 緒言

ポリスチレンは最も汎用的なポリマーの1つであり、放射線に対して耐性を持つ分解より架橋反応が効率的 に起こる架橋型として知られている。また、電子線や軟X線領域の量子ビームを用いたリソグラフィーによ る半導体ナノ加工に用いられるレジスト材料として用いられることから、分子レベルで誘起される現象の解 明が重要である。これまでに電離放射線によるイオン化で生じたポリスチレン上の正電荷は、2つのモノマ ーユニット間で共有され、ダイマーラジカルカチオン形成が行われると言われてきた。本研究では、ポリス チレンのみでなく、ポリスチレンに種々の割合のメタクリル酸メチルユニットをランダムに組み込んだ共重 合体を取り扱うことにより、確率的に連続するスチレンユニットの数を変化させて、ポリスチレン中のダイ マー以上の正電荷の広がりの可能性について検討を行った。

2. 実験および計算手法

電子線パルスラジオリシスは、阪大産研 L-バンドライナックからの 26 MeV 電子線パルスでサンプルを照 射し、同時に Xe フラッシュランプからの分析光を同期照射することで実施した。サンプルには、Ar 飽和さ せたポリマー[ポリスチレン、ポリ(スチレン-co-メチルメタクリレート),ポリメチルメタクリレート]のジク ロロエタンへの溶液を用いた。また、量子化学計算によってスチレンオリゴマーまたは、スチレン-メチル メタクリレートオリゴマーの最適構造および電子遷移エネルギーの予測を行い、実験結果との比較を行った。

3. 結果と考察

図1にパルスラジオリシス法で得られたポリマ 一溶液の過渡吸収スペクトルを示す。波長 900 nm 以上の吸収バンドは複数のスチレンユニットに 正電荷が非局在化した電荷共鳴(CR)バンドを示 す。ポリマー中のスチレンの割合が 63%を超える と CR バンドの長波長側へのピークシフトを示し た。シミュレーションとの比較から、ポリスチレ ン中の3つ以上の連続するモノマーユニットにわ たる正電荷の広がりが明らかとなった。



図1パルスラジオリシスで得られたポリマー溶液 (ジクロロエタン中)の過渡吸収スペクトル.

^{*}Kazumasa Okamoto¹, Hiroki Yamamoto^{1,2} and Takahiro Kozawa¹

¹Osaka Univ., ²QST

2022年春の年会

高濃度溶液を用いたラジカルカチオンの反応性の研究

Study of reactivity of radical cation using high concentration solution *神戸 正雄¹,田牧 諒哉¹,田川 精一¹,菅 晃一¹,楊 金峰¹,吉田 陽一¹ ¹大阪大学

Radical cation observation was demonstrated in tetrahydrofuran (THF) solution by pulse radiolysis. Transient absorption spectra of biphenyl radical cation generated by direct ionization of biphenyl under irradiation of electron beam were shown in THF associated with biphenyl radical anion and the triplet excited state of biphenyl.

キーワード:パルスラジオリシス,放射線化学,高濃度溶液,ラジカルカチオン,時間分解分光,ダイナミ クス

1. 緒言

パルスラジオリシスによる溶質のラジカルカチオンの観測には、主としてジクロロメタンやジクロロエタ ン等のハロゲン化溶媒が用いられてきた。一方、パルスラジオリシスの高時間分解能化により、時間分解能 はフェムト秒領域が実現しつつある。しかし、上述の方法では、溶質濃度が薄いためイオン化は主として溶 媒分子に対して起こり、溶質ラジカルカチオンから溶質へのホール移動は拡散律速過程となり、観測対象の 溶質のラジカルカチオンは拡散過程となり、その後のラジカルカチオンのダイナミクスも、この拡散律速に より影響されてしまう。昨今のパルスラジオリシスの時間分解能をラジカルカチオンと引き続く反応の観測 に活かすためには、電子ビームパルスと同等のラジカルカチオン生成法が必要である。

2. 実験

パルスラジオリシス測定は、阪大産研・量子ビーム科学研究施設にて電子線ライナックを用いた。ナノ秒 パルスラジオリシスは、電子線エネルギー26.5 MeV、パルス幅 8 ns、~65 Gy/pulse で行った。THF に 0.010~ 2.5 M のビフェニルを溶解させ、Ar バブリングにより脱酸素し、サンプル溶液とした。ここで、2.5 M では、 BP 1 分子に対して THF 分子が 3 分子程度という濃度でほぼ飽和濃度である。

3. 結果と考察

希薄溶液の BP 10 mM の THF 溶液では BP のラジカルアニオンおよび励起三重厚 BP の T-T 吸収が観測さ れた。BP の高濃度溶液(2.5 M)を用いた場合、BP ラジカルアニオンおよび励起三重厚 BP の T-T 吸収に加 えて、BP ラジカルカチオンが観測された。また、T-T 吸収は希薄条件よりも明確に吸光度の増大がみられた。 BP 濃度が高濃度となると、希薄溶液は無視できた、BP の直接イオン化による BP ラジカルカチオンの生成 が無視できなくなり、BP ラジカルカチオンが観測可能となったと理解できる。各過渡種の BP 濃度依存性を ダイナミクスのシミュレーションにより解析することで、内部励起の度合いや、これまでホール移動しない とされてきた THF カチオンラジカルの反応性についても情報が得られるものと考えられる。

3. 結論

溶液濃度を高濃度とすることで、溶質の直接イオン化によるラジカルカチオン生成が達成されるとともに、 ナノ秒の時間分解能でも十分に観測可能であった。従って、パルス幅のみで決まるラジカルカチオン生成が 本方法により実現できた。

*Masao Gohdo¹, Ryoya Tamaki¹, Seiichi Tagawa¹, Koichi Kan¹, Jinfeng Yang¹, Yoichi Yoshida¹
¹Osaka Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Application, Beam Measurement, Target

[2C05-09] Beam Application and Measurement

Chair: Shintaro Hashimoto (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 4:00 PM - 5:30 PM Room C

[2C05] Development of a compact wavelength dispersive PIXE analyzer using image processing technology *Koki Ushijima¹, Naoto Hagura¹, Sou Watanabe² (1. TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. Japan Atomic Energy Agency) 4:00 PM - 4:15 PM [2C06] Development of a nuclear reaction analysis of boron using proton beam *Sho Toyama¹, Shigeo Matsuyama¹, Misako Miwa¹, Igu Sho¹ (1. Tohoku Univ.) 4:15 PM - 4:30 PM [2C07] Measurement of photoinduced phase transitions with femtosecond electron diffraction *Jinfeng Yang¹, Yuichi Ashida², Nobuyasu Naruse³, Yoshiaki Nakamura², Koichi Kan¹, Masao Gohdo¹, Yoichi Yoshida¹ (1. Sanken, Osaka U., 2. Engineering Science, Osaka U., 3. Shiga Univ. of Medical Science) 4:30 PM - 4:45 PM [2C08] Evaluation of beam sizes using beam profile monitor in dynamitron accelerator for BNCT *Taiga Furihata¹, Sachiko Yoshihashi¹, Shogo Honda¹, Kazuki Tsuchida¹, Atsushi Yamazaki¹, Akira Uritani¹ (1. Nagoya Univ.) 4:45 PM - 5:00 PM [2C09] Evaluation of the gamma-ray CT image resolution by LCS gamma-ray beam in UVSOR-III *Khaled Ali^{1,2}, Hideaki Ohgaki¹, Heishun Zen¹, Toshiteru Kii¹, Takehito Hayakawa^{3,4}, Toshiyuki Shizuma³, Hiroyuki Toyokawa⁵, Masaki Fujimoto⁶, Yoshitaka Taira⁶, Masahiro Katoh^{6,7} (1. Kyoto University, 2. SVU University, 3. QST, 4. Osaka University, 5. AIST, 6. UVSOR, 7. Hiroshima University) 5:00 PM - 5:15 PM

2022年春の年会

画像処理技術を用いた小型波長分散型 PIXE 分析装置の開発

Development of a compact wavelength dispersive PIXE analyzer

using image processing technology

*牛島 康貴¹, 羽倉 尚人¹, 渡部 創²

1東京都市大学,2日本原子力研究開発機構

化学結合状態の差異を検出可能なエネルギー分解能を有する小型の波長分散型 PIXE(WDS-PIXE)分析装置の 開発を目指している。チャンバを設計・製作し、X 線輝点検出システムの予備実験を行った。 キーワード:タンデム加速器、PIXE、波長分散型、エネルギー分解能、画像処理、CCD、X 線

1. 緒言

従来の波長分散型PIXEシステム^{III}では分光結晶とX線検出器との距離を大きく取ることで空間分解能を向上さ せ、エネルギー分解能を向上させている。本研究では、検出した輝点に対して画像処理技法を適用することで分光 結晶とX線検出器の距離が短くても高いエネルギー分解能を維持できるシステム構成としている。ここで画像処理 技法とは「輝点重心処理」「超解像処理」および「画素ずらし」といった、中性子イメージング技術開発で培った 技術^[2]のことを指す。分光結晶と検出器との距離を近づけることでX線の集光効率を上げる効果も期待できる。

2. 目的

新たに設計した真空容器を製作し、真空テストおよびビーム試験を行うこと。また、検出器により X 線の輝点 を取得し、画像処理技法を適用することで分解能が向上できる見通しを得ること。

3. チャンバの設計・製作および実験

図1に製作した真空容器を示す。容器のサイズは760×440×245 mm であ り、ビームに対して分光結晶と検出器(CCD)を下側に配置した。本装置で は、3価のマイナーアクチニド(MA(III): Am、Cm)を抽出クロマトグラフ ィ法により分離回収する研究^[3]に活用するために MA の模擬元素として Eu を分析対象とすることを想定している。そのため、分光結晶は Ge(220)(2d = 4.00Å、Von Hamos 型、R = 125)を選定し適当な回折角となる設計にして いる。また、X 線輝点を取得するための予備実験を実施した。



図1 WDS-PIXE チャンバ

4. 結果

製作した真空容器の真空テスト及びビーム試験を実施した。このチャン バでは SDD 検出器を用いたエネルギー分散型 PIXE や荷電粒子誘起発光分

光(IBIL)も同時測定できる構成としており、これらの結果から適切にビーム照射が行えることを確認した。X線 輝点の測定では、複数ピクセルにわたる輝点が取得できたため、画像処理技法の適用によりエネルギー分解能の向 上が見込めることが確認できた。本研究は JSPS 科研費 JP 20K05385 の助成を受けたものである。

参考文献(Reference)

[1] J. Hasegawa et al., Review of Scientific Instruments 78, 073105 (2007); https://doi.org/10.1063/1.2756623

[2] J. Koide, et al., IEEE NSS/MIC (2017); https://doi.org/10.1109/NSSMIC.2017.8532787

[3] S. Watanabe, et al., Nucl. Instr. and Meth., Section B, 477, 60(2020); https://doi.org/10.1016/j.nimb.2019.10.004

*Koki Ushijima¹, Naoto Hagura¹ and Sou Watanabe²

¹Tokyo City University , ²Japan Atomic Energy Agency
2022年春の年会

核反応分析法を用いたホウ素分析法の開発

Development of a nuclear reaction analysis of boron using proton beam

*遠山 翔1, 松山 成男1, 三輪 美沙子1, 邵 以寓1

1東北大学

本研究では、材料中に存在する微量ホウ素の定量分析を目指して、東北大学ペレトロン加速器に汎用のイ オンビーム分析ビームラインを新たに設置し、陽子ビームとホウ素の核反応¹¹B(p,a)⁸Be を用いたホウ素定 量分析法の研究を行った。

キーワード:イオンビーム、イオンビーム分析、核反応分析、ホウ素分析

1. 緒言

ホウ素は、微量(数 ppm)でも半導体デバイスの特性に大きな影響を与えることが知られている。イオ ンビーム分析法の一つであるラザフォード後方散乱分析(RBS)法は、分析サンプルの成分や層構造を非 破壊で評価することができるが、通常 RBS法では重元素母体中に存在する軽元素の分析が困難である。陽 子ビームとホウ素の核反応はいくつか存在するが¹¹¹、このうち 670keV に幅の広い共鳴を有する ¹¹B(p,a)⁸Be^[2]の核反応に着目した。本研究では、まず東北大学ペレトロン加速器に汎用のイオンビーム分 析ビームラインを新たに設置し、ホウ素の定量分析法の開発を目指して実験を行った。

2. 原理·実験方法

代表的な陽子-ホウ素の核反応として、¹⁰B(p,ay)⁷Be、¹¹B(p,p'y)¹¹B、¹¹B(p,a)⁸Be などが挙げられる。こ のうち、¹¹B(p,a)⁸Be 反応は最も断面積が大きくて 600mb (Ep=675keV、Γ=300keV)^[3]あり、また、¹¹B は天然存在比が約 80%であるため、その他の核反応に比べて分析に適している。また、核反応により生じ た a 線は散乱陽子に比べて高いエネルギーを有するため、低バックグランド下で測定することができる。

本実験は東北大学ペレトロン加速器実験室にて行った。実験では陽子ビームを試料に照射し、核反応に より生じた a 線を半導体検出器により検出した。照射サンプルとしてホウ素板(2mm 厚)のほか、イオン 注入装置を用いてシリコンウエハにホウ素を注入した 2 種類の試料を標準試料として用いた。

3. 結果

陽子ビームをホウ素板に照射して、散乱陽子及び核反応によって生じた α線のエネルギースペクトルを 取得した。また、入射ビームのエネルギーを変化させ、入射ビームエネルギーに対する α線収集量の変化 を調査し、先行研究と同様の傾向を示すことを確認した。また、ホウ素注入量の異なる標準試料用いて検 量線を作成することによって微量ホウ素の定量分析が可能となった。

参考文献

[1] 柴田裕実," RADIOISOTOPES 68.7 (2019): 459-467.

[2] Stave, S., et al, Physics Letters B 696.1-2 (2011): 26-29.

[3] Kelley, J. H., J. E. Purcell, and C. G. Sheu., Nuclear Physics A 968 (2017): 71-253.

*Sho Toyama¹, Shigeo Matsuyama¹, Misako Miwa¹ and Igu Shou¹

¹Tohoku Univ.

フェムト秒電子線回折による光誘起構造相転移現象の測定

Measurement of photon-induced phase transitions with femtosecond electron diffraction *楊 金峰¹, 蘆田 湧一², 成瀬 康延³, 中村 芳明², 菅 晃一¹, 神戸 正雄¹, 吉田 陽一¹ ¹阪大産研, ²阪大基礎工, ³滋賀医大

構造相転移などの超高速構造変化現象の観察は、物質とその機能の理解において非常に重要であり、その構 造変化を利用した新物質・新機能の開拓が期待される。我々が高周波(RF)電子銃技術を用いてフェムト秒 高時間分解能を有するシングルショット電子回折装置を開発し、二酸化バナジウム(VO₂)薄膜における光誘 起で引き起される超高速の絶縁体-金属相転移の測定を試みた。本大会では、電子回折測定装置の開発現状と、 それを用いた構造ダイナミクスの測定結果について報告する。

キーワード:時間分解電子回折,構造ダイナミクス,フェムト秒電子線パルス, RF 電子銃

二酸化バナジウム(VO₂)は超高速の絶縁体-金属相転移を示す電子同士が互いに強く影響し合う「強相関物質」であり、超高速の光や電気スイッチングへの応用に関心が集まっている。本研究では、我々が開発したフェムト秒高時間分解能を有する電子回折装置を用いて、VO₂薄膜における光誘起構造相転移過程を時間分解で測定し、バナジウムイオンの協奏的な動きによって引き起こされるメカニズムの解明を行っている。

本研究で使用した VO2 サンプルには、厚さ 20nm の TiO2 表面に Pulse laser deposition (PLD)法による成長 した厚さ 60nm の VO2 薄膜を用いた。TiO2 は、厚さ 20nm の単結晶シリコン基板(001)を取付けた。VO2 の電 子回折図形の取得や時間分解の測定では、我々が開発した S バンドフォトカソード RF 電子銃から構成され たフェムト秒時間分解電子回折装置を用いた ^{1,2}。実験では、RF 電子銃から発生したエネルギーが 2MeV、 パルス幅が 55fs、電荷量が 0.1pC/pulse、の短パルス電子ビームを利用した。

図に、エネルギーが 2 MeV の相対論的フェムト秒 電子線パルスのシングルショット、10、100 と 1000 パルスの積算で得られた電子回折像を示す。回折リン グは製作した VO₂ 薄膜の相対論的電子回折図形であ り、周りの回折スポットは厚さ 20nm の単結晶シリコ ン基板の電子回折パターンであった。本研究では、既 知のシリコン回折パターンから VO₂ の格子面間隔を 求めた。実験結果として、100 と 1000 パルスの積算 測定では明瞭な回折像を得ることができ、フェムト秒 電子線パルスのシングルショット測定でも回折像を 観察可能であることが分かった。これは、今後、VO₂ 薄膜における光誘起絶縁体-金属相転移現象の観察に 利用できることを示唆する。

- J. Yang and Y. Yoshida, Advances in Conden. Matt. Phys. 2019, 9739241 (2019).
- [2] J. Yang et al., Quantum Beam Sci. **2020**, 4,4 (2020).



図: エネルギーが 2 MeV の相対論的フェムト秒電子線パ ルスのシングルショット、10、100 と 1000 パルスの積 算で得られた VO2 薄膜の電子回折図形。回折リングは VO2 薄膜の電子回折図形であり、周りの回折スポットは 単結晶シリコン基板の電子回折パターンであった。

^{*}Jinfeng Yang¹, Yuichi Ashida², Nobuyasu Naruse³, Yoshiaki Nakamura², Koichi Kan¹, Masao Gohdo¹, and Yoichi Yoshida¹ ¹Sanken, Osaka Univ., ²Engineering Science, Osaka Univ., ³Shiga Univ. of Medical Science,

BNCT 用ダイナミトロン加速器におけるビームプロファイルモニターを用いたビ ームサイズの評価

Evaluation of beam sizes using beam profile monitor in dynamitron accelerator for BNCT *降簱 大河¹, 吉橋 幸子¹, 本田 祥梧¹, 土田 一輝¹, 山崎 淳¹, 瓜谷 章¹

1名大

抄録

名古屋大学では、ホウ素中性子捕捉療法(Boron Neutron Capture Therapy:以下 BNCT)のための加速器型中 性子源の開発を行っている。ターゲットに照射するビーム形状をモニターすることを目的として、回転式ワ イヤスキャナモニター(以下 WSM)を開発した。本研究では、回転式 WSM で取得した信号処理方法につい て再検討を行い、得られたビームサイズを他の手法と比較し、回転式 WSM の有効性を評価した。

キーワード:ホウ素中性子捕捉療法,加速器,ビームプロファイルモニター、ビームサイズ

1. 緒言

名古屋大学では BNCT のための加速器型中性子源の開発を行っており、ターゲットへ適切に陽子ビームを 照射するために、回転式 WSM を開発した。先行研究では、信号取得には成功したもののビーム形状の再現 性が得られなかった。そこで本研究では、信号処理方法の再検討を行い、得られたビームプロファイル、及 びビームサイズについて他の手法と比較することで、回転式 WSM の有効性を評価した。

2. 信号処理方法の検討とビームプロファイルの比較

回転式 WSM のビームプロファイルは、時間ごとに取得した電圧の 信号データを電流値として変換し、ワイヤの回転位置に対してプロッ トすることで得られる。本研究では、ワイヤの加速・減速スピード、 及びビーム電流のパルス周波数を考慮したデータ処理を行い、ビーム プロファイルを得た。信号処理方法の修正前後のビームプロファイル を図1に示す。同図より、信号処理修正後のビームプロファイルは滑 らかに再現できた。



3. ビームサイズの評価

ビームプロファイルから得られるビームサイズと、銅ターゲット上で測定された熱電対を用いたビームサ

イズとを比較した。結果を図2に示す。同図より、ターゲ ット上のビームサイズの方が大きいことが分かるが、ター ゲットは回転式 WSM から 1.5 m 下流にあり、ビームは下 流に進むほど広がることを考慮すると、本結果はよく一致 していると言える。

4. 結言

本研究では、回転式 WSM の信号処理方法を再検討した 0 結果、滑らかなビームプロファイルを取得することができ た。また、ビームサイズの比較から回転式 WSM の信頼性を評価できた。



参考文献

[1] 大強度陽子ビーム加速器における回転式ビームプロファイルモニタの製作と性能評価、阿保圭祐、修士論文

*Taiga Furihata¹, Sachiko Yoshihashi¹, Shogo Honda¹, Kazuki Tsuchida¹, Atsushi Yamazaki¹ and Akira Uritani¹ ¹Nagoya Univ. Evaluation of the gamma-ray CT image resolution by LCS gamma-ray beam in UVSOR-III *K. Ali^{1,2}, H. Ohgaki¹, H. Zen¹, T. Kii¹, T. Hayakawa^{3,4}, T. Shizuma³, H. Toyokawa⁵,

Y. Taira⁶, M. Fujimoto⁶ and M. Katoh^{6,7}

¹Kyoto Univ., ²SVU univ. ³QST, ⁴Osaka Univ., ⁵AIST, ⁶UVSOR, ⁷Hiroshima Univ.

Abstract: We measured a three-dimensional computed tomography (CT) gamma ray image with a pixel resolution of 1 mm using the laser Compton Scattering (LCS) gamma-ray beam available at the beamline BL1U in the UVSOR-III facility for a sample containing a set of different concealed materials. The LCS gamma-ray beam had a 1 mm beam size at the lead collimator and a flux density of 0.7 photons/s/eV at a maximum energy of 5,528 MeV with 1.1% energy bandwidth in FWHM. We evaluate the gamma-CT image resolution from the current experimental setup in the UVSOR-III facility. The influence on the obtained image resolution of the LCS beam divergence, scattering gamma-rays from the collimator, and so on will be presented.

Keywords: Computed tomography (CT), laser Compton scattering (LCS) gamma-ray, non-destructive inspection (NDI). **Summary:** High-energy computed tomography (CT) using photons with energies greater than 1 MeV is frequently required for nondestructive inspection of large and heavy manufactured items. CT is an imaging technique that entails a series of projection images taken from various angles around an axis through an item. Then, using a reconstruction algorithm, a tomographic image of a slice of the object can be obtained. In this study, we measured a 2D gamma-CT image for a sample consisting of an aluminum cylinder with a diameter of 25 mm and a height of 20 mm. Within the holder body, a variety of rods, including enriched isotope (208 Pb), were installed. Each rod had an equaled diameter and height of 6 mm. A quasi-monochromatic laser Compton scattering (LCS) gamma-ray beam in the MeV energy region (5,528 MeV) was used to evaluate this system at the UVSOR-III synchrotron radiation facility's beamline BL1U. To define the LCS gamma-ray beam size on the examined sample and limit the scattering angle of the gamma-ray beam, a lead collimator with a hole diameter of 1 mm was utilized. The flux of the LCS gamma-ray beam was in 0.7 photon/s/eV. We acquired the image based on atomic attenuation in a pixel resolution of 1 mm. We estimated the spatial resolution of 208 Pb using the reconstructed image of the 2D gamma-CT. Fig.1 (a) shows the image in 2D, revealing the presence of 208 Pb rod. Fig. 1 (b), (c) shows the *x* and *y* profiles for the 206 Pb. We have used the Asymmetric double Sigmoidal function to fit the line in both profiles to determine the spatial resolution and the variance of lower-edge (LE) and upper-edge (UE). From the fitting parameters of both profiles, it was found that the FWHM from the *x*-line-profile was in the value of 6.3 ± 0.46 mm, which is almost consistent with the size of the rod. While the edges

displayed that the determination of LE and UE shows a variance of 1.0 ± 0.18 and 1.2 ± 0.21 , respectively. On the other hand, the FWHM from the y-line-profile was in value of 6.04 ± 0.29 mm which is consistent with the rod size. While the edges displayed that the determination of LE and UE shows a variance of 0.58 ± 0.15 and 0.73 ± 0.17 , respectively. The FWHM values differences from both projections are within the statistical error. Therefore, the estimated values are acceptable compared with the practical values. The resolution of the obtained image is directly affected by LCS gamma ray characteristics such as beam divergence and scattering gamma-rays from the collimator. In the presentation, we will discuss these effects on the image resolution.



Fig. 1. Projection profiles of the ²⁰⁸Pb and the CT sample.

References

[1] K. Ali, et al., Applied Sciences 11, no. 24: 11866, 2021. <u>https://doi.org/10.3390/app112411866</u>

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

[2D01-05] Analysis Code Development

Chair: Masahiro Tatsumi (NEL)

Thu. Mar 17, 2022 10:30 AM - 12:00 PM Room D

[2D01] Study of ORIGEN library preparation method for high temperature gas cooled reactors

Katuki Fukuhara¹, *Nozomu Fujimoto¹, Irwan Liapto Simanullang¹, Yuuji Fukaya², Hai Quan Ho², Satoru Nagazumi², Toshiaki Ishii², Shimpei Hamamoto², Etuo Isihituka² (1. Kyushu University, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[2D02] Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code

> *Mizuki Ito¹, Hajime Akatsu¹, Naoto Aizawa¹, Kazuaki Yamauchi², Takashi Nakui², Fumito Kubo², Ryohei Takasugi² (1. Tohoku Univ., 2. TOiNX) 10:45 AM - 11:00 AM

[2D03] A development of Multi-Physics Burnup Analysis System *Motomu Suzuki¹ (1. CRIEPI) 11:00 AM - 11:15 AM

- [2D04] A development of Multi-Physics Burnup Analysis System Motomu Suzuki¹, *Shunsuke Sato¹ (1. CRIEPI) 11:15 AM - 11:30 AM
- [2D05] Investigations about Iso-Geometric Analysis for self-shielding calculations with the subgroup method *Matthias Hermann Nezondet¹, Willem F.G van Rooijen¹ (1. Univ. of Fukui)

11:30 AM - 11:45 AM

高温ガス炉用の ORIGEN ライブラリ作成手法の検討

Study of ORIGEN library preparation method for high temperature gas cooled reactors

福原 克樹¹, *藤本 望¹, Irwan Liapto Simanullang¹, 深谷 裕司², Hai Quan Ho²,

長住 達², 石井 俊晃², 濱本 真平², 石塚 悦男²

¹九州大学, ²JAEA

高温ガス炉燃料における核種生成消滅挙動の評価手法の確立を目指し、HTTRを対象として燃焼解析コード ORIGEN のライブラリ作成手法について検討している。本検討では、全炉心体系での中性子スペクトルの評価に基づき、燃料ブロック単位でのライブラリ作成を行った。そしてそのライブラリによる ORIGEN の燃焼結果とモンテカルロ法による全炉心燃焼結果を比較し、その妥当性を評価した。

キーワード: HTGR、Fuel、Burnup、Monte Carlo

HTTR の全炉心体系を対象として MVP-BURN を用いて燃 焼計算を行った。その際、燃焼日数は 660 日、炉心の温度分布 を考慮し計算を行った。この計算により評価された中性子スペ クトルを用いて燃料ブロックごとの ORIGEN 用ライブラリを作 成した。燃料ブロックは4 領域×5 段の 20 種類ある。HTTR で 想定される燃料の温度条件と濃縮度配置を Table.1 に示す。

MVP-BURN と ORIGEN における全炉心での²³⁹Pu の質量を Fig.1 に示す。これは各燃料ブロックによる結果の総量をそれぞ れウラン燃料 lt 当たりに換算して算出したものである。両者の 結果はおおむね一致しており、誤差は平均で約 1.8%程度、

最大で約3%程度であった。これより、作成したライブラリ

本検討では全炉心燃焼計算による中性子スペクトルの評

価に基づき各燃料ブロックの ORIGEN 用ライブラリの作成

を行った。ORIGEN による結果と MVP-BURN による結果

はほぼ一致し、これらの作成したライブラリは妥当である

ことが示された。今後は測定値との比較を行いながら、高

温ガス炉用ライブラリの作成手法の確立を目指していく必

1. 背景および目的

原子炉燃料の燃焼解析には ORIGEN[1]が多く用いられている。ORIGEN には炉型ごとにライブラリが整備されているが、高温ガス炉用のライブラリは存在せず、専用のライブラリを整備する必要がある。そこで 我々は JAEA が所有する HTTR[2]を対象とし、高温ガス炉用ライブラリの作成手法の確立を目指している。

まずはピンセル体系でのライブラリ作成を試みた[3]。作成したライブラリによる燃焼計算結果とモンテカ ルロ法による全炉心体系の燃焼計算結果を比較したところ、燃焼末期での²³⁹Puの質量はピンセル体系の方 が35%ほど多いことが分かった。次にピンセル体系と全炉心体系の違いを確認するため、温度や濃縮度、炉 内燃料位置による感度解析[4]を行ったところ、中性子スペクトルの影響は燃料位置によるものが大きいこと が確認できた。そこで、ライブラリ作成には反射体を考慮した全炉心による中性子スペクトルの評価が必要 だと考え、黒鉛減速体系の反射体領域まで考慮した簡易的な体系を用いてその必要性を示した[5]。

本検討ではモンテカルロ法による中性子輸送解析(MVP-BURN)を用いて HTTR の全炉心燃焼計算を行い、 これをもとに各燃料ブロックの ORIGEN 用ライブラリを作成した。そして MVP-BURN と ORIGEN の結果 を比較し、ライブラリの妥当性を評価した。

2. 検討方法

3. 解析結果

は妥当であると考える。

Table.1 HTTR の温度条件と濃縮度配置

燃料段	泪床 (1/)	燃料濃縮度 [wt%]					
(上から)	温 (凡)	領域1	領域2	領域3	領域4		
第1段	T _f = 1050 T _m = 900	6.7	7.9	9.4	9.9		
第2段	T _f = 1230 T _m = 1060	5.2	6.3	7.2	7.9		
第3段	T _f = 1300 T _m = 1180	4.3	5.2	5.9	6.3		
第4段	T _f = 1320 T _m = 1280	3.4	3.9	4.3	4.8		
第5段	T _f = 1320 T _m = 1280	3.4	3.9	4.3	4.8		

$$(T_f = 燃料温度, T_m = 減速材温度)$$



要がある。

4. 結言

参考文献

[1] A.G.Croff,ORIGEN2 Code Package CCC371,Informal Notes(1981).
[2] S.Saito, et al., JAERI-1332(1994).
[3] K.Morita, et al., 日本原子力学会 春の年会(2017) 1F16.
[4] I.Matsunaka, et al., 日本原子力学会 春の年会 (2019) 3J01.
[5] K.Fukuhara, et al., 日本原子力学会 秋の年会(2021) 2I08.
[6] N.Fujimoto, JAEA-Review 2006-038.

Katsuki Fukuhara¹, *Nozomu Fujimoto¹, Irwan Liapto Simanullang¹

Yuji Fukaya², Hai Quan Ho², Satoru Nagasumi², Toshiaki Ishii², Shimpei Hamamoto², Etsuo Ishitsuka² ¹Kyushu Univ., ²JAEA.

公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発 (18) 燃料設計計算機能の改良及び検証

Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code (18) Improvement of Fuel Design Calculation System

*伊藤 瑞輝¹,赤津 孟¹,相澤 直人¹,山内 和明²,名久井 敬²,久保 史²,高杉 両平² ¹東北大学,²東北インフォメーション・システムズ株式会社

開発中の BWR 炉心計算コードシステム HANCS において、燃料設計計算機能 HIDEC に使用されている中性 子輸送計算ソルバーMVP を MVP2.0 から MVP3 に変更し、改良を実施した。そして、改良による核計算への 影響について、軽水炉次世代燃料炉物理ベンチマーク体系による検証を行った。

キーワード: BWR, 燃料設計計算, MVP

1. 緒言: 先行研究にて公開コードベースの統合炉心設計コードシステム HANCS が開発され[1]、以降、臨 界実験による検証[2]や、核定数生成機能の隣接結合に基づく2群から4群への拡張による炉心計算の高度化 [3]などが行われてきた。また、燃料設計計算機能 HIDEC の中性子輸送計算ソルバーである MVP に関して、 2018 年に最新版である MVP3 が公開されているが、MVP3 では新たな計算手法の開発・導入が行われており、 それらの機能を活用し、現状の4 群核定数生成機能を任意の多群に拡張することで、HANCS のさらなる計算 精度の向上が期待される。本研究では、MVP3 を燃料設計計算機能 HIDEC に導入し、従来の MVP2.0 に基づ く HIDEC の計算結果と比較することで、MVP3 導入による核特性の計算結果への影響の検証を実施した。

2. 解析の概要: ここでは、軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク問題[4]の燃料ピンセルならび に BWR 集合体モデルを解析対象とする。燃料については、UO2燃料と MOX 燃料の両方を対象とする。そし て、核データライブラリは JENDL-4.0 を用いて、燃料設計計算機能 HIDEC の中性子輸送計算ソルバーに従 来使用してきた MVP2.0 を使用した場合と最新版の MVP3 を使用した場合の解析を実施し、燃料ピンセル計 算では無限増倍率ならびに HIDEC の計算結果に基づく燃料ピンセル核定数、BWR 燃料集合体計算では無限

増倍率および局所出力ピーキング係数の比較を行った。 3. 解析結果: 解析結果の比較の一例として、Fig.1にボ イド率70%、高温条件下における MOX 燃料ピンセルの無 限増倍率の推移を示す。燃料ピンセルの無限増倍率に関し ては、HIDEC に MVP2.0 を使用した場合と MVP3 を使用 した場合でおおむね一致する結果が得られた。その他、燃 料ピンセル核定数や BWR 集合体の核特性に関する結果の 比較や詳しい考察については、発表中での説明を予定して いる。



Fig. 1: ボイド率 70%、高温状態での MOX 燃料ピンセルの無限増倍率

参考文献

[1] T. Iwasaki, et al., "Development of Open Code System for Core Design of Boiling Water Reactor", SNA+MC2010, (2010)
[2] 服部、志子田他、日本原子力学会 2013 年春の年会,
[3] 大和田、吉村他、日本原子力学会 2015 年春の年会
[4] "軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク問題の提案及び解析結果"、日本原子力研究所(2001)

*Mizuki Ito¹, Hajime Akatsu¹, Naoto Aizawa¹, Kazuaki Yamauchi², Takashi Nakui², Fumito Kubo² and Ryohei Takasugi²
¹Tohoku Univ., ²Tohoku Information Systems Co., Inc.

マルチフィジックス燃焼計算システムの開発

(2) 集合体体系を対象とした燃焼計算機能の整備

A development of Multi-Physics Burnup Analysis System

(2) Implementation of Burnup Analysis Function with Fuel Assembly Geometry

*鈴木 求1

1電中研

複数集合体体系や全炉心体系を対象とする大規模燃焼計算や核熱結合計算等を行うための燃焼計算システムの開発を進めている。本報では集合体体系を対象とした燃焼計算機能の整備および検証について報告する。 キーワード:燃焼計算、集合体体系燃焼計算、OECD/NEA Phase III-C ベンチマーク、COMPASS、MVP-BURN

1. 緒言

電中研では燃焼に伴う燃料組成変化、出力分布変化、燃料及び冷却材の温度変化、燃料の照射変形等を取 り扱うことができるマルチフィジックス燃焼計算を実現することを目指し、複数集合体体系および全炉心体 系を対象にした効率的な大規模燃焼計算や、熱水力計算などとの結合計算を実施できる燃焼計算システム COMPASS の開発を進めている。前報[1]では、システム開発における全体計画を検討し、基幹となる燃焼計 算モジュールを整備した。本報告では2次元/3次元集合体体系を対象とした燃焼計算を可能とするための機 能を拡張し、ベンチマーク問題を用いた機能検証を行った結果を紹介する。

集合体体系を対象とした燃焼計算機能の整備

COMPASS システムでは将来的に導入する熱水力計算等に対しても統一的に利用することを想定した幾何 形状の入力形式を実装している。ここでは2次元/3次元集合体体系の形状を反映した燃焼計算を実施するた めの機能を整備した。また、輸送計算にはモンテカルロコード MVP[2]をソルバーとして利用しているため、 COMPASS システムの幾何形状の入力形式から MVP コードの幾何形状の入力形式を自動生成する機能につ いても整備した。

3. 検証計算

システム全体の検証のため、OECD/NEAの9×9型 BWR燃料集合体を対象とした燃焼計算ベンチマーク 問題 Phase III-C[3]の計算をチェビシェフ有理関数近 似法(CRAM)による燃焼計算ソルバーおよび JENDL-4.0に基づく燃焼チェーンデータ ChainJ40[4] を用いて実施した。無限増倍率の計算結果を図1に 示す。COMPASS システムによる結果は、並行して実 施した MVP-BURN による計算結果及びベンチマーク



参加機関の平均値とよく一致し、システム全体が正常に機能していることが確認できた。

4. 結言

マルチフィジックス燃焼計算システムの構築のために集合体体系に対応した燃焼計算機能を整備し、ベン チマーク計算を通じて機能を検証した。計算結果はベンチマーク平均値や MVP-BURN による計算結果と同 程度の結果が得られており、適切に計算がなされていることを確認した。

参考文献 [1] 日本原子力学会 2021 年春の年会 1B04, [2] JAEA-Data/Code2016-019, [3] NEA/NSC/R/(2015)6., [4] 日本原子 力学会 2012 年春の年会 E21

*Motomu Suzuki¹

¹CRIEPI

マルチフィジックス燃焼計算システムの開発 (3) 厳密共鳴弾性散乱モデルを適用した燃焼計算

(3) 敗省共鳴弾圧敗乱て) ルを適用した燃焼計

A development of Multi-Physics Burnup Analysis System

(3) Burnup Calculation Applying Exact Resonance Elastic Scattering model

鈴木 求1,*佐藤 駿介1

1電中研

複数集合体体系や全炉心体系を対象とした燃焼計算システムの開発を進めている。本報では輸送計算において厳密共鳴弾性散乱モデルを適用した燃焼計算を実施し、その効果を PIE 結果との比較により確認した。 キーワード:燃焼計算、PIE 解析、集合体燃焼計算、COMPASS、MVP-BURN、厳密共鳴弾性散乱モデル

1. 緒言

電中研では燃焼に伴う燃料組成変化、出力分布変化、燃料及び冷却材の温度変化、燃料の照射変形等を取 り扱うことができるマルチフィジックス燃焼計算を実現することを目指し、複数集合体体系および全炉心体 系を対象にした効率的な大規模燃焼計算や、熱水力計算などとの結合計算を実施できる燃焼計算システム COMPASSの開発を進めている。本システムでは連続エネルギーモンテカルロコード MVP[1]を外部モジュー ルとして用いていることから、現行の MVP-BURN では取り扱えない厳密共鳴弾性散乱モデル(以下、「厳密 モデル」という。)を適用した輸送計算に基づく核種組成計算を実施することが可能である。本報告では PWR17×17型燃料集合体の PIE 結果を用い、厳密モデルを適用した場合の核種組成への影響を評価した。

2. PIE 解析

大飯原子力発電所 4 号機で先行照射された 17×17 型 PWR 燃料集合体(集合体平均燃焼度約 53GWd/t) について、COMPASS のチェビシェフ有理関数近似法 (CRAM) ソルバーおよび JENDL-4.0 に基づく燃焼 チェーンデータ ChainJ40[2]を用いて計算し、公開さ れている核種組成測定値[3]と比較を行った。また、 検証のために既報[4]の MVP-BURN との比較も実施 した。図 1 に U, Pu 組成について測定結果との比較を 示す。従来の共鳴弾性散乱モデルを用いた燃焼計算



図1 燃焼組成計算値の比較

(COMPASS(従来モデル))では MVP-BURN と同程度の結果が得られており、適切に計算がされているこ とが分かる。また、厳密モデルを適用した場合には、従来モデルと比較して ²³⁵U や ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu の生成 量が 1%程度増加していることが分かる。これは厳密モデルを適用することによって ²³⁵U, ²³⁸U, ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu, ²⁴¹Am の中性子捕獲反応が増加することによって生成が促進されたためである。

3. まとめ

開発している燃焼計算システム COMPASS を用い、輸送計算において厳密モデルを適用した燃焼計算を実施した。PIE 解析結果との比較を行うことで、厳密モデルでは重核種の中性子捕獲反応の増加により無限増 倍率および核種生成に対し影響を与えることを確認した。

参考文献 [1] JAEA-Data/Code2016-019, [2] 日本原子力学会 2012 年春の年会 E21, [3] 平成 28-30 年度原子力規制庁委託 成果報告書, [4] 日本原子力学会 2021 年秋の大会 2115

Motomu Suzuki¹, *Shunsuke Sato¹ ¹CRIEPI

Investigations about Iso-Geometric Analysis for self-shielding calculations with the subgroup method

*Matthias Nezondet¹, W.F.G. Van Rooijen²

¹Graduate school of University of Fukui, ²Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

With the IGA approach, the goal is to perform calculations for any kind of geometrical domain. We chose to use the subgroup method [1] for self-shielding calculation because it can be used directly with any transport calculations formalism. Validation of the implementation of the subgroup method is presented.

Keywords: Self-shielded calculation, Subgroup method, IGA method, Numerical simulation

1 Introduction

In our laboratory, we are developing an innovative simulation code based on IsoGeometric Analysis (IGA), which allows resolving neutron transport equation for any geometrical domains with the multigroup "Sn" formalism. With multigroup calculation, it is necessary to treat the resonances of cross section with self-shielding calculation. We have adapted and implemented the subgroup method to our code to generate self-shielded cross sections.

2 Implementation of the Subgroup method

We implemented the subgroup method in our IGA code. Our goal is to perform calculations for arbitrary geometrical spatial domains but to compare our results to some "reference" code that are limited to "ideal shapes", we performed calculations on a PWR fuel pin based on the BEAVRS benchmark [2], using a MOX fuel with a SHEM281 [3] group structure optimised for subgroup calculation above 25eV and with a fine structure below 25eV. For reference calculation we used the Monte Carlo module KENOVI of SCALE6.2.3 [4].

Figure 1a shows the total, scatter and capture cross sections of ^{238}U , the isotope with the strongest self-shielding effect, calculated with our IGA code and with the Monte Carlo calculation. The cross sections are similar except in some energy groups where the differences are not negligible. We have identified different causes for these differences such as the resonance interference, some resonances are not narrow. We conclude that the causes are not linked with the specific treatment of the IGA method.





(b) Deformed fuel pin

(a) Comparison of total self-shielded cross section for U_{235} and U_{238} obtained with subgroup and Monte Carlo calculation

3 Conclusion

We have implemented a self-shielding model for our IGA code. We show that it is possible to use the subgroup method with the IGA and S_N methods and can be used to perform the calculation on arbitrary geometry such as Figure 1b without much more effort compared to non deformed geometry. Small errors remain and need to be investigated

References

[1] Levitt L.B. The probability table method for treating unresolved neutron resonances. Nucl.Sci.Eng., 49(450), 1972.

[2] Benchmark for evaluation and validation of reactor simulations. Technical report, MIT Computational Reactor Physics Group, 2018.

[3] Noureddine HFAIEDH. Nouvelle methodologie de calcul de l'absorption resonnante. Ph.D thesis, Universite Louis Pasteur Strasbourg, 2006.

[4] Scale: A modular code system for performing standardized computer analyses for licensing evaluation. Technical report, ORNL/TM-2005/39, Version 6, Volumes 1-3, OAK Ridge National Laboratory, 2009.

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

[2D06-09] Analysis Method Development 1

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA ESS)

Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 3:55 PM Room D

[2D06] Improvement of the Dual-time-step model for burnup calculations for nuclear fuel containing burnable absorbers *Fuuga Miyazawa¹, Go Chiba¹, Masato Tabuchi², Kotaro Sato² (1. Hokkaido Univ., 2. NEL) 2:45 PM - 3:00 PM [2D07] Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay *Yu Yoshifuji¹, Go Chiba¹, Masato Tabuchi², Kotaro Sato³ (1. Hokkaido Univ., 2. Kyoto Fusioneering Ltd., 3. NEL) 3:00 PM - 3:15 PM [2D08] Nuclear Analysis Method based on Current Coupling Neutron Response **Reconstruction Method** *Kazuya Ishii¹, Tetsushi Hino¹, Takeshi Mitsuyasu¹ (1. Hitachi) 3:15 PM - 3:30 PM [2D09] Heterogeneous Cross Section Reproduction Method for Three-**Dimensional Transient Analysis Code** *Tatsuya Fujita¹ (1. NRA) 3:30 PM - 3:45 PM

2022年春の年会

可燃性毒物が含まれた燃料のための燃焼計算手法 Dual Time-Step model の改良

Improvement of the Dual-time-step model for burnup calculation

for nuclear fuel containing burnable absorbers

宫沢 風雅¹, 千葉 豪¹, 田渕 将人²., 佐藤 紘太郎²

1北海道大学,2原子力エンジ,*現:京都フュージョニアリング株式会社

可燃性毒物が含まれた燃料の燃焼計算に要するコストを低減させるために、格子計算コード LANCER02[1]で用いられた Dual Time-Step model (DTS model)を改良した。

キーワード: 燃焼計算、簡易モデル、Dual Time-Step model

1. 緒言 可燃性毒物を含んだ燃料集合体に対する燃焼計算として、予測子・修正子法(Predictor-Corrector method、PC法)が広く知られている。当研究室で開発した AOWPC法[2]では 2.0GWD/t 程度の燃焼ステップ で中性子無限増倍率をおよそ 0.1%以内の誤差で再現することが可能である。一方、PC 法では、1 燃焼ステ ップあたり2回の燃焼計算を行う必要がある。従って、PC法とは異なる手法で2.0GWD/t程度の燃焼ステッ プでの高精度計算が実現できれば、計算時間のさらなる低減が可能となる。PC 法と異なる手法として、集合 体全体の燃焼計算を粗い燃焼ステップで、可燃性毒物が含まれた燃料ピンを詳細な燃焼ステップで行う DTS model が挙げられる。本研究では、DTS model と、計算体系および計算条件等を簡略化したモデルを組み合わ せた Advanced DTS model (ADTS model) で燃焼計算を行うことで、計算時間を短縮させることを目指した。 2. 検討手法 詳細な燃焼計算を行う計算条件を Original-Model (OM) とし、簡略化された計算条件を Simplified-Model (SM) と区別する。集合体体系での輸送計算では、一般に特性曲線法 (MOC) が用いられて おり、Characteristics line を引く Ray-tracing の条件により計算精度とコストが左右される。今回の SM では、 Ray-tracing 条件である、角度分割数および Tracing 幅を簡易化させて検討を行った。燃焼計算では、2.0GWD/t の燃焼ステップとそれを更に分割した SM ステップを考える。各燃焼ステップでの最初の SM ステップでは OM および SM それぞれの微視的反応率を算出し、OM の微視的反応率を再現するような補正因子を求めた。 以降の SM ステップでは SM のみの計算を行い、求めた微視的反応率に対して補正因子を適用した。以下に、 SM ステップごとに適用される補正式を示す。

 $\theta_{i,i}^{OM} = \theta_{i,i}^{SM} \times (\theta_{0,i}^{OM} / \theta_{0,i}^{SM})$

ここで θ は一群断面積及び全中性子束を示す。また、 *i*は SM ステップ、*j*は燃料領域を表す。この補正を 用いて、SM で輸送計算を行うことによる誤差を低 減させる。

3. 解析結果 検証計算は、ガドリニア燃料を中心に 置いた 3x3 マルチセル体系で行った。0.5GWD/t 刻 みの AOWPC 法による計算を行い、無限中性子増倍 率の参照解を取得した。ADTS 法による計算では、 SM ステップ数を 100 とし、簡易条件では詳細条件



図1:中性子無限増倍率の参照解との誤差

から角度分割数を 1/8 に、Tracing 幅を 3 倍に設定した。ADTS 法で得られた無限増倍率の誤差を図 1 に示す。 これより、簡易化による計算結果の差異に大きな違いはなく、補正計算が有効であることを確認した。また、 2.0GWD/t 刻みでの AOWPC 法の結果と比較しても、大きな差異がないことを確認した。

参考文献 [1] D. Knott, et al., Nucl. Sci. Eng.: 155, 331-354 (2007). [2] J. Sasuga, et al., J.Nucl. Sci. Technol.:58. 1134-1144 (2021).

Fuuga Miyazawa¹, Go Chiba¹, Masato Tabuchi^{2} and Kotaro Sato²

¹Hokkaido Univ., ²NEL, * Kyoto Fusioneering Ltd.

原子核の崩壊による原子数密度変動に対する低次元モデルの構築 (2)低次元モデルを用いた計算

Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay

(2) Calculation with the low-order model

吉藤 悠¹, 千葉 豪¹, 田渕 将人^{2,}, 佐藤 紘太郎²

1北大,2原子力エンジ,*現:京都フュージョニアリング

瞬時核分裂後の崩壊過程のみを考慮した原子数密度変動を対象に、精度を低下させることなく、高速に計算 が可能な低次元モデルを検討し、参照解との差異を調べた。

キーワード: Bateman 方程式、特異値分解、低次元モデル

1. 背景・目的 放射性物質を含む媒質や中性子が照射された媒質では核種の変換が起こり、媒質中の核種の 原子数密度は時間とともに変動する。この変動を正確かつ効率的に予測することは原子力工学において重要 である。本研究では、Bateman 方程式の解を、精度を低下させることなく高速に得ることを目的とし、低次元 モデルを開発する。

2. 検討の方法 U-235 の瞬間的な核分裂反応から発生する核分裂生成物の崩壊過程のみを考慮した原子数密

度変動を対象とした。まず、Bateman 方程式を直接解き、全ての時間 ステップにおける原子数密度ベクトル群からなる行列Nを得た。次 に、得られたNを特異値分解し、正規直交基底ベクトル群からなる行 列Uを得た。その後、特異値の大きな基底成分のみからなる低次元化 された行列U'を用いて定義される低次元モデルを解き、各基底に対応 する展開係数ベクトル群からなる行列Cを得た。最後にU'とCから原 子数密度ベクトル群からなる行列N'を得た。この近似解N'と参照解N との差異を絶対 RMS 誤差と最大絶対誤差で定量化し、その結果から どれだけの低次元化が可能かを検討した。今回考慮した核種数は1401 である。

3. 結果・考察 (a)厳密なCを用いた場合、(b)行列Uで圧縮した低次元 モデルを数値的に解き、得られたCを用いた場合、(c)行列U'で圧縮し た低次元モデルを数値的に解き、得られたCを用いた場合について、 U'で再構築される数密度の近似解の参照解に対する差異を調べた。そ れぞれの条件での結果を図1に示す。まず条件(a)と(b)を比べると、条 件(b)の方が取りうる最小の誤差は大きくなった。そのため、低次元モ デルを作成する際、もしくは解く際に誤差が発生していると考えられ る。また、条件(a),(b)では基底数が増えるほど誤差が小さくなってい るのに対して、条件(c)では基底数が増えることで誤差が大きくなる場 合があるという結果となった。このような挙動を示す原因として、低 次元モデルを解いて得られる展開係数が、基底数を増やすことで発散 する場合があることが挙げられる。



条件(a)





^{*} Yu Yoshifuji ¹, Go Chiba ¹, Masato Tabuchi ², Kotaro Sato ²

¹ Hokkaido University, ² NEL, * Kyoto Fusioneering Ltd.

中性子流結合中性子応答再構成法に基づく核特性解析手法

Nuclear Analisys Method based on

Current Coupling Neutron Response Reconstruction Method

*石井 一弥 1, 日野 哲士 1, 光安 岳 1

1日立

燃料集合体内および燃料集合体間の核的非均質性の影響を精度よく解析可能な、直接応答行列法による炉 心核特性解析手法を開発してきた。本研究では、直接応答行列法を基に、同解析精度で高速化を図ることが 可能な新たな解析手法、中性子流結合中性子応答再構成法(CCNR 法)を開発した。

キーワード: BWR 炉心, 核特性, 中性子流, 中性子生成率, 応答関係, 再構成, 非均質性, 燃料集合体

1. **緒言** 開発してきた直接応答行列法では、応答行列を燃料棒での核分裂による中性子生成反応に着目 し、流入出中性子流と燃料棒中性子生成率に関する4つの応答関係(部分応答行列)に分割する。それらよ り中性子実効増倍率依存の応答行列を再構成し、流入出中性子流を求める。しかし、応答行列再構成の際に、 多数回の行列の積算が必要であり、その処理は計算時間の多くの部分を占める。また、中性子生成率以外の 反応率を直接評価しないため、反復計算における中性子実効増倍率の更新は、中性子実効増倍率が収束値と 異なっていることによる流入出中性子流の増減の割合をかけることにより実施するため、収束性が悪い。

2. 解析手法 開発手法では、燃料棒中性子生成率を新たに未知数とし、上述の4つの応答関係を用いて、 流入出中性子流と燃料棒中性子生成率を以下の式により反復計算で求める。

 $J^{out} = TJ^{in} + LP/k, \qquad P = SJ^{in} + AP/k$

ここで、Jⁱⁿ、J^{out}は流入出中性子流、Pは燃料棒中性子生成率、T、S、A、Lは4つの応答関係、kは中性子実 効増倍率である。これにより、応答行列を用いる必要が無くなり、時間を要する応答行列再構成が不要にな るため、高速化を図ることが可能となる。また、中性子実効増倍率の更新については、既開発の中性子束・ マクロ断面積再構成手法^[2]を用いて、求まった流入出中性子流と燃料棒中性子生成率から中性子束とマクロ 断面積を再構成し、中性子実効増倍率を直接求める。これにより、収束性を向上させ、高速化を可能とする。

3. 検証結果 濃縮度 1.3wt%の低濃縮度燃料集合体と 3.8wt%の高濃縮度燃料集合体それぞれ 2 体を交互に 配置した非均質性の大きい 2×2 燃料集合体体系を解析した。モンテカルロ燃料集合体解析コード VMONT^[3]で 燃料集合体解析を実施し、直接応答行列法および開発手法でのノード(燃料集合体セル)の境界は 4×4 分割、 中性子角度は 4 分割、エネルギーは 3 群とした。表 1 に、中性子無限増倍率、燃料集合体中性子生成率分布 について、VMONT による全体系を対象とした直接計算結果(参照解)と直接応答行列法および開発手法による 結果を示す。なお、括弧内は参照解との差(%)である。表に示すように、中性子無限増倍率は参照解と 0.01% Δk の差で一致している。直接応答行列法と 0.01%Δk の差があるが、直接応答行列法では応答行列再構成の 際、無限級数を有限個の項で打ち切っているためである。燃料集合体中性子生成率分布は、参照解と 0.3%以 内で一致し、直接応答行列法と完全に一致している。表 2 に、反復回数を同じとした場合の相対計算時間と 中性子実効増倍率の相対差が 10⁻⁴株満となる反復回数を示す。表に示すように、応答行列不要化により約 6 倍、中性子実効増倍率直接評価による収束性向上により約 10 倍の高速化が可能となった。

4. 結言 応答行列の不要化と中性子実効増倍率を求める反復計算の収束性の向上により、直接応答行列法 と同解析精度で約 60 倍高速化可能な新たな解析手法、中性子流結合中性子応答再構成法 (CCNR 法) に基づく 核特性解析手法を開発した。

細垢毛汁	中性子無限	燃料集合体中性子生成率			
	増倍率	低濃縮燃料	高濃縮燃料		
参照解	1.0941	0.894	1.106		
直接応答行列法	1.0941(-0.01)	0.891(-0.3)	1.109(0.2)		
開発手法	1.0942(0.01)	0.891(-0.3)	1.109(0.2)		

表1 中性子無限増倍率、燃料集合体中性子生成率分布の比較

表 2	相対診	+簋時間	上	反復	回数
-1X - L		1	<u> </u>	12 12	<u> </u>

解析手法	相対 計算時間	反復回数		
直接応答 行列法	6.0	64		
開発手法	1.0	6		

参考文献

[1] k. Ishii, et al., J. Nucl. Sci. Tech. 46, 259 (2009) [2] k. Ishii, J. Nucl. Sci. Tech. 50, 1011 (2013) [3] Y. Morimoto, et al., Nucl. Sci. Eng. 103, 351 (1989)

*Kazuya Ishii¹, Tetsushi Hino¹ and Takeshi Mitsuyasu¹ ¹Hitachi, Ltd.

3次元詳細炉心動特性解析コード用非均質核反応断面積の再構築手法 (2)燃料集合体内の同一物質領域の非均質核反応断面積に対する統一的取扱い

Heterogeneous Cross Section Reproduction Method for Three-Dimensional Transient Analysis Code (2) An Unified Treatment for Heterogeneous Cross Sections of Same Material Regions within a Fuel Assembly Geometry *藤田 達也¹

1原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

現在開発中の3次元詳細炉心動特性解析コード RYUHO を実機相当体系に適用していくに当たっては、非均 質領域単位での核反応断面積再構築手法の開発が解決すべき技術的課題の1つである。本稿では、非均質領 域単位での核反応断面積再構築手法を PWR 用ウラン燃料集合体体系に拡張するため、燃料集合体内の位置 に依らず、同一物質領域の核反応断面積を統一的に取り扱う方法を報告する。

キーワード:核反応断面積再構築,非均質領域,中性子スペクトル,ダンコフ係数,カーネル法,RYUHO

1. 序論 異常な過渡変化及び事故時の燃料集合体内外における局所的な事象を精緻に把握した解析を可能 とする、3 次元詳細炉心動特性解析コード RYUHO を開発中である[1]。RYUHO は非均質領域単位の核反応断 面積(以下「非均質断面積」という。)を入力値とするため、非均質断面積の再構築手法を併せて開発してい る。2021 年秋の大会では、カーネル法を用いた再構築手法を提案した[2]。上記再構築手法を燃料集合体体系 に拡張するに当たっては、同一物質領域の非均質断面積を燃料集合体内の位置に依らず統一的に取り扱う必 要がある。そこで、PWR 用ウラン燃料集合体を対象として、非均質断面積の位置依存性が生じる要因となる 物理量を抽出し、これを再構築手法で直接取り扱う変数に追加することとした。

2. 非均質断面積の位置依存性の取扱い 未燃焼条件を仮定した場合、集合体計算コード内部における非均質断面積の計算プロセスに 着目すると、炉心計算コードに必要となる非均質断面積の位置依存 性は、以下の①及び②によって生じると整理される。

①実効微視的断面積を計算する際の燃料棒干渉効果

(ダンコフ係数を用いることで補正される)

②後段の炉心計算コードで用いるための中性子エネルギー群縮約 (中性子スペクトルを重みとして平均化される)

上記を踏まえ、非均質断面積の変数として従前から取り扱っていた 燃焼度、減速材密度、燃料温度等に、位置依存性を表現する変数で あるダンコフ係数及び中性子束比(中性子スペクトルの指標)を加 えることで、同一物質領域の非均質断面積を燃料集合体内の位置に 依らず統一的に取り扱うこととした。

3. 解析条件及び解析結果 未燃焼条件の PWR 用ウラン燃料集合体 体系(図1)において、非均質断面積の再構築に伴う核分裂反応率分 布の再現精度を評価した。非均質断面積は MOSRA-SRAC[3]で作成 し、物質領域の種類ごとに再構築した。また、上記 2.の同一物質領 域の非均質断面積の位置依存性に対する統一的な取扱方法の適用性 を確認する観点から、ダンコフ係数及び中性子束比については、 MOSRA-SRAC による計算値を直接参照した。再構築及び MOSRA-SRAC による直接計算のそれぞれから得られた非均質断面積を入力

値としたときの核分裂反応率分布の差異の平均二乗偏差は、平均値







図2 統一的な取扱方法の再現精度 (核分裂反応率分布の差異の平均二乗偏差)

約0.13%、最大値約0.30%であり、十分な再現精度を有することを確認した(図2)。

4. 結論 同一物質領域の非均質断面積を燃料集合体内の位置に依らず統一的に取り扱うため、カーネル法を 用いた再構築手法で直接取り扱う非均質断面積の変数に、ダンコフ係数及び中性子スペクトルを追加した。 未燃焼条件の PWR 用ウラン燃料集合体体系における検証では、核分裂反応率分布の再現精度を評価したと ころ、十分な再現精度を有することを確認した。

参考文献 [1] 藤田達也 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1B03, (2021).

[2] 藤田達也,日本原子力学会 2021 年秋の大会,2104,(2021). [3] JAEA-Data/Code 2015-015,(2015).

* FUJITA Tatsuya¹

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

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

[2D10-13] Analysis Method Development 2

Chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.) Thu. Mar 17, 2022 3:55 PM - 5:05 PM Room D

[2D10] Convergence Acceleration of Eigenvalue Calculation of Prompt Neutron Decay Constant α using Dynamic Mode Decomposition *Hibiki Yamaguchi¹, Tomohiro Endo¹, AKio Yamamoto¹, Kenichi Tada² (1. Nagoya Univ., 2. JAEA) 3:55 PM - 4:10 PM
[2D11] Verification of the eigenvalue calculation by multigroup DF-MC method in the two-dimensional core geometry *Yoshiki Oshima¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Naoto Aizawa² (1. Nagoya Univ., 2. Tohoku Univ.) 4:10 PM - 4:25 PM
[2D12] Implementation of SP3 method calculation capability to FRBurner module of CBZ code system *Junshuang Fan¹, Go Chiba¹ (1. Hokkaido Univ.) 4:25 PM - 4:40 PM
[2D13] Adjoint flux of gamma eigenvalue equation appeared in exponential

experiment

```
*Yasushi Nauchi<sup>1</sup>, Tetsuo Matsumura<sup>1</sup> (1. CRIEPI)
4:40 PM - 4:55 PM
```

2022年春の年会

動的モード分解による即発中性子減衰定数α固有値計算の収束加速

Convergence Acceleration of Eigenvalue Calculation of Prompt Neutron Decay Constant a

using Dynamic Mode Decomposition

*山口 響1, 遠藤 知弘1, 山本 章夫1, 多田 健一2

¹名古屋大学,²JAEA

非増倍体系におけるα固有値の数値解は逆べき乗法による反復計算により求めることができるが、多くの反 復回数が必要となる。そこで本研究では、データ駆動型アルゴリズムである動的モード分解(DMD)による収 束加速法を適用したα固有値計算コードを作成し、その有効性について検証した。

キーワード:動的モード分解,即発中性子減衰定数,固有値計算,収束加速法,JENDL-5,非増倍体系

1. **緒言** 即発中性子減衰定数αとは、体系内に存在する中性子数が1/eに減少するまでの時定数であり、非増 倍体系でも測定可能な量である。JENDL-5[1,2]では、分子動力学計算に基づくことで、水分子の¹H 等の熱中 性子散乱則データが更新されており、そのような更新データの妥当性確認として、αの測定結果と数値解の比 較に現在取り組んでいる。先行研究[3]で試作されたα固有値計算コードでは反復解法(逆べき乗法)を用いてお り、収束解を得るために多くの反復回数を要していた。そこで本研究では、解くべき対象の支配方程式に依 らず適用可能なデータ駆動型アルゴリズムである DMD[4]に注目し、DMD による収束加速法を適用したα固 有値計算コードを自作し、その有効性について検証した。

2. DMD による収束加速法 固有値問題A $\vec{\phi} = \alpha \vec{\phi}$ に対して、逆べき乗法による外部反復をn回繰り返すことで $\vec{\phi}^{(n)} = \sum_{k=0}^{\infty} c_k \vec{\psi}_k (\alpha_0/\alpha_k)^n$ に従って高次モードが減衰する(c_k は展開係数、 $\vec{\psi}_k, \alpha_k$ はk次モードの固有ベクトル と固有値、 $\alpha_0 < \alpha_k$)。ここで、連続するm回の外部反復の中性子束をm列に並べた行列X = $(\vec{\phi}^{(l)}, \vec{\phi}^{(l+1)}, \dots, \vec{\phi}^{(l+m-1)})$ に対してDMDを適用することで、m個の展開係数 d_i と時定数 ω_i 、固有ベクトル $\vec{\Psi}_i$ を 用いて $\vec{\phi}^{(n)} \approx \sum_{i=0}^{m-1} d_i \vec{\Psi}_i \exp(\omega_i n)$ の形に展開できる。DMD で推定した $\vec{\phi}^{(n)}$ の展開形に基づくことで、外部反 復回数 $n \to \infty$ の極限における基本モードに対応する $\vec{\psi}_0$ を予測し、それを次の外部反復に用いることで逆べき 乗法の収束を加速させることを試みた。

3. 計算結果 検証のため、過去実験[5]の水槽体系について、 JENDL-5[1,2]を用いてα固有値計算を実施した。①逆べき乗 法のみ(加速法なし)、②別のデータ駆動型収束加速法の一つ である外挿法(加速因子ω = 1.5)、③DMD による収束加速法 (外部反復m = 15回毎に加速)の3ケースについて、外部反復 回数に対するαの参照解(通常の逆べき乗法による収束解)と の相対差異の変化を調べた(図 1)。図1より、DMD を用いる ことで外挿法と比較して収束に必要な反復回数を大幅に削 減できることを確認した。また、どのケースでも同じ解に収 束し、実験値[5]とよく一致したことから、DMD 収束加速法 を適用した自作計算コードの妥当性についても確認できた。





参考文献 [1] JENDL-5, https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j5/j5_J.html; [2] O. Iwamoto et al., *EPJ Web Conf.*, 239, 09002 (2020); [3] T. Endo et al., *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 124, pp. 184–187 (2021); [4] J. A. Roberts et al., *Nucl. Sci. Eng.*, 193(12), pp. 1371–1378 (2019); [5] K. Kobayashi et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 3(7), pp. 275–288 (1966). 謝辞 本研究は JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

*Hibiki Yamaguchi¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Kenichi Tada²

¹Nagoya Univ., ²JAEA

二次元多群炉心体系における DF-MC 法による固有値計算の検証

Verification of the eigenvalue calculation by multigroup DF-MC method in the two-dimensional core geometry

*大島 吉貴¹, 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹, 相澤 直人²

1名古屋大学,2東北大学

DF-MC 法を固有値計算に拡張し、KAIST-2A ベンチマーク問題による検証計算を実施した。本手法では最近 点対探索を応用した核分裂源の weight cancellation を行う。検証計算の結果、DF-MC 計算は MOC による参照 解と概ね一致した解が得られた。

キーワード:多群モンテカルロ法, even-parity 不連続因子, weight cancellation, KAIST-2A ベンチマーク問題 1. 緒言:領域毎 even-parity 不連続因子(EPDF)を適用した多群モンテカルロ法(DF-MC)[1]では、空間領 域境界で中性子を透過・反射させることで全中性子束の空間的不連続性を扱う。このとき透過確率および透 過・反射後のウエイトは、EPDF から求まる中性子透過係数および反射係数の値から計算する。前回の報告 では DF-MC 法による固定源計算を行い、中性子透過・反射の妥当性を確認した[2]。本発表では DF-MC 法 によるk_{eff} 固有値計算を行い、手法の妥当性および炉心体系への適用可能性を確認する。

2. 方法:中性子の透過・反射方法は固定源計算と同様である。DF-MC計算では負のウエイトが現れる。そこで数値的安定性のため、核分裂源規格化の前に weight cancellation を行い負のウエイトを有する中性子を全て消去する。本検討では最近点対問題における分割統治法に基づく方法で weight cancellation を行う。本手法では最も近い距離に位置する正負ウエイト中性子ペアを探索し、それらを打ち消し合う。これをすべての負のウエイト中性子に対して行う。その他計算方法は従来多群モンテカルロ(MC)法と同様である。

3. 数値計算: KAIST-2A 問題を計算体系として、ピンセル均質炉心体系で検証計算を行う。均質化断面積および EPDF は単一集合体 MOC 計算から、参照解は非均質炉心 MOC 計算、 算から求める。本検討では①均質 MC 計算、

表1 k_{eff}および全中性子束の相対差異*)(%)

計算ケーフ	l,	全中性子束			
可异クロハ	ĸ _{eff}	最大値	最小値	平均值	
均質 MC 計算	0.123	7.81	-20.3	4.37	
均質 DF-MC 計算**)	0.096	3.06	-3.77	0.39	
均質 DF-MOC 計算**)	0.095	2.96	-3.81	0.46	

^{*)} 参照解は非均質 MOC 計算、^{**)}DF として EPDF を適用

②均質 DF-MC 計算、③均質 DF-MOC 計算、を比較する。 k_{eff} および全中性子束の相対差異を表1に、各計 算ケースの全中性子束空間分布カラーマップを図1にそれぞれ示す。統計的不確かさは無視できるほど小さ い。本結果より、MC 計算において EPDF を適用することで相対差異が低減された。また、DF-MC 計算と DF-MOC 計算間で概ね一致した解が得られた。以上より、DF-MC 固有値計算手法の妥当性および炉心体系への 適用可能性が確認された。発表では Assembly EPDF の適用や集合体均質炉心体系における計算結果も示す。





*Yoshiki Oshima¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ and Naoto Aizawa²

¹Nagoya Univ., ²Tohoku Univ.

Implementation of SP₃ method calculation capability to FRBurner module of CBZ code system: (3) Scattering component void reactivity investigation *Junshuang FAN¹, Go CHIBA¹ ¹Hokkaido Univ.

We find that the physical meaning-unknown term in the Simplified- P_3 -perturbation (SP₃P) method in our previous study is caused by math manipulation through comparing the equations with P_3 -perturbation equations. We use a different form of SP₃P equations which show clear physical meaning and obtain the identical result with previous study. The SP₃P method could show advantage on scattering component reactivity comparing to diffusion-perturbation method. **Keywords:** SP₃, perturbation theory, void reactivity, component-wise

1. Introduction

The Simplified-P_N (SP_N) theory was proposed initially through replacing the 1-D differentiation operator in the P_N equations with 3-D gradient operator, and the theoretical basis has been established recent decades. In this series of work, SP₃P method is a combination of the SP₃ and perturbation theories for reactor reactivity analysis. In the SP₃ theory, there are two types of neutron flux: ϕ^0 and ϕ^2 . The ϕ^2 is the 2nd-order spherical harmonic function expansion term of neutron flux. Our previous study indicates there is a physical meaning-unknown term in the SP₃P equations which can be expressed as $\langle \phi^{2\dagger}, \Delta \Sigma_s^0 \phi^0 \rangle$.

2. Theoretical investigation & numerical calculation

We investigate the P_3 -Perturbation equations and find out that the physical meaning-unknown term in the SP_3P is caused by math manipulation. Therefore, another form of SP_3 equations which are different from the widely used form^[1] is used to continue this work. These new form of equations are derived from the P_3 equations straightforwardly, and we call them as Original- SP_3 (OSP₃) equations. This work could help the study about scattering-component reactivity analysis in some aspects. In the calculation, the sodium void reactivity $\Delta \rho_{void}$ given by the SP_3P , OSP₃-perturbation (OSP₃P), diffusionperturbation (DP) and S_N -perturbation (S_NP or TP) in the component-wise and net value are compared. The calculation target in this work is the MET-1000 which is a sodium-cooled fast reactor concept given by an OECD/NEA benchmark^[2]. **3. Result**

Table 1 shows the $\Delta \rho_{\text{void}}$ comparison results. For the TP (or S_NP) method, "(0,0)th Sc" means the 0th-order scatteringcomponent reactivity. For the SP₃P and OSP₃P methods, the "P0-Scat" and "P2-Scat" terms are $\phi^{0\dagger}$ - and $\phi^{2\dagger}$ -scattering part reactivity, respectively. The $\phi^{2\dagger}$ -scattering is the $\langle \phi^{2\dagger}, \Delta \Sigma_s^0 \phi^0 \rangle$ part of reactivity which we are concerning. The "Direct" term represents reactivity direct calculation which means the reactivity is given by two k_{eff} values. The reactivity given by perturbation method should be identical with the direct calculation theoretically. The computing time is also attached in the Table 1.

	Yield	Absorp	(0,0)th Scat			Non-leakage	Leakage	Net	Direct	Cal. time
TP	-14	221	3922			4129	-1812	2317	2326	64m
	Yield	Absorp	Scattering	P0-Scat	P2-Scat	Non-leakage	Leakage	Net	Direct	Cal. time
OSP ₃ P	-14	222	3922	3922	0	4129	-1734	2396	2395	3m20.200s
SP ₃ P	-14	222	3922	3816	105	4129	-1734	2396	2395	3m16.938s
DP	-14	222	3902	/	/	4111	-1843	2268	2268	0m20.946s
RPD_OSP ₃ P	-0.70%	0.29%	-0.01%			0.01%	-4.33%	3.40%	2.99%	
RPD_SP_3P	-0.70%	0.29%	-0.01%			0.01%	-4.33%	3.40%	2.99%	
RPD_DP	1.89%	0.53%	-0.49%			-0.45%	1.68%	-2.11%	-2.50%	

Table 1: OSP₃P function verification and comparison, MET-1000

4. Conclusion

Based on the Table 1 we could know that (1) the $\langle \phi^{2\dagger}, \Delta \Sigma_s^0 \phi^0 \rangle$ part of reactivity is the scattering-component reactivity since the sum of $\phi^{0\dagger}$ - and $\phi^{2\dagger}$ -scattering parts reactivity of the SP₃P method is identical with the $\phi^{0\dagger}$ -scattering part of the OSP₃P method. This point matches with our finding in previous research^[3]; (2) the SP₃P method can give more accurate result on the scattering-component than the diffusion-perturbation method does, especially when taking into account the computing time; (3) the advantage of SP₃P method is not obvious from the view of net reactivity and direct calculation result.

Reference

[1] Tada, K., Yamamoto, A., Yamane, Y., & Kitamura, Y. (2008). Applicability of the diffusion and simplified P3 theories for pin-by-pin geometry of BWR. *Journal of nuclear science and technology*, 45(10), 997-1008.

[2] Stauff, N. E. et al. (2016). Benchmark for neutronic analysis of sodium-cooled fast reactor cores with various fuel types and core sizes (No. NEA-NSC-R-2015-9). Organisation for Economic Co-Operation and Development.

[3] Fan, J., Chiba, G. (2021). Implementation of SP_3 method calculation capability to FRBurner module of CBZ code system: (2) Component-wise sodium void reactivity results investigation and comparison. 2021 Annual Meeting of AESJ, March 2021.2B17

指数実験で見られるγ固有値方程式の随伴中性子束

Adjoint flux of y eigenvalue equation appeared in exponential experiment

*名内 泰志¹, 松村 哲夫¹

1電中研

指数実験での中性子束分布を示す γ 固有値方程式について、その随伴中性子束が、評価点に中性子源をお いた際に軸方向遠方に形成される中性子束の振幅に比例することを知見した。3 群拡散法で、γ固有値方程 式の随伴中性子束を計算し、これを固定源計算による遠方の中性子束と比較することで比例関係を確認した。 キーワード:指数実験, γ固有値問題,随伴中性子束,拡散法計算,固定源計算,固有値計算

指数実験 原子炉の設計では中性子生成演算子**F**や消滅演算子**C**に含まれるバイアスの評価が必要となる。 1. 臨界実験の自由度に限りがある中、演算子のバイアスの確認に未臨界実験の活用も望まれる。水平(x, y)方向 バックリングが物質バックリングを超過し、鉛直(z)方向が一様で十分に長い体系に中性子源をおくと中性子 束は鉛直方向に exp(-γz)で減衰する(図1参照)。この減衰定数γを測定することを指数実験といい、水平方 向の中性子束分布 $\Phi(x,y)$ はy固有値方程式に従う。このyは、拡散法では拡散係数の対角行列Dを用い (1)

$$\gamma^2 \boldsymbol{D} \boldsymbol{\Phi} = \boldsymbol{\mathcal{L}}_h \boldsymbol{\Phi} - \boldsymbol{\mathcal{F}} \boldsymbol{\Phi}$$

の関係となることが知られる¹。この式の随伴中性子束 ϕ^{\dagger} を用意すると

 $\gamma^{\prime 2} - \gamma^2 = (\langle \Phi^{\dagger} \delta \mathcal{L}_h \Phi^{\prime} \rangle_h - \langle \Phi^{\dagger} \delta \mathcal{F} \Phi^{\prime} \rangle_h) / \langle \Phi^{\dagger} D \Phi^{\prime} \rangle_h$

(2)

等²の摂動理論式を導くことができる。同式により、測定で得られるγのバイアスから**牙や**Lに含まれるバイ アスの評価が可能となると期待される。この式②に現れる随伴中性子束について、物理的意味を考察した。 2. 随伴中性子<u>束</u>指数実験の条件を満たす燃料中の_{定義1}位置rにエネルギーE、飛行方向 Qの源をおき、その 源起因の中性子束の鉛直方向減衰が exp(- yz)に漸近する条件となるある高さでの中性子束の振幅の期待値を *I*(*r*,*E*, *Q*)とする。位置 *r* と *r*+ *Q*dξ 間の飛跡において、*I*(*r*,*E*, *Q*)は、a)透過中性子と、飛跡上の衝突で生じる b) 核分裂中性子、c)散乱中性子起因の中性子束の振幅の和と等しい(図2参照)。位置 r に比べ a)~c)成分発生高 さが異なるが、同一高さでの中性子束の評価のため exp(γ×高さの差)を乗じて補正すると式③が得られる。 $I(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) = exp(\gamma \mathbf{\Omega} \cdot \mathbf{e}_z d\xi)(1 - d\xi \Sigma_t)I(\mathbf{r} + \mathbf{\Omega} d\xi, E, \mathbf{\Omega}) + exp(\gamma \mathbf{\Omega} \cdot \mathbf{e}_z \varepsilon d\xi) \times \int dE' \int d\Omega' [\{\Sigma_s(\mathbf{r} + \varepsilon \mathbf{\Omega} d\xi, E \rightarrow \varepsilon \mathbf{\Omega} d\xi, E] \}$ $E', \boldsymbol{\Omega} \to \boldsymbol{\Omega}') + \chi_{ti}(E') \nu_{ti} \Sigma_f \{ I(\boldsymbol{r} + \varepsilon \boldsymbol{\Omega} d\xi, E', \boldsymbol{\Omega}') \}$ (\mathfrak{Z})

同式のテイラー展開の一次の項までとり、左辺を差し引き、全体を dfで除し、df→0 をとり、体系が z 方向 に一様十分に長いという条件から I o z 成分を落とすと、 $I_{x,y}=I(x,y, \boldsymbol{Q}, E)$ に関する式④が得られる。これは γ 固 有値方程式[1]の随伴式に相当する。すなわち y 固有値方程式の随伴中性子束は I_x,=I(x, y, **Q**, E)に比例する。 (4)

 $-\boldsymbol{\Omega} \cdot \nabla_{\boldsymbol{x},\boldsymbol{v}} I_{\boldsymbol{x},\boldsymbol{v}} + \Sigma_t I_{\boldsymbol{x},\boldsymbol{v}} = \int dE' \int d\Omega' [\Sigma_s(\boldsymbol{r}, E \to E', \boldsymbol{\Omega} \to \boldsymbol{\Omega}') I_{\boldsymbol{x},\boldsymbol{y}} + \chi_{t,i}(E') v_{t,i} \Sigma_f I_{\boldsymbol{x},\boldsymbol{y}}] + \gamma \boldsymbol{\Omega} \cdot \boldsymbol{e}_z I_{\boldsymbol{x},\boldsymbol{y}}$ この比例性を用いると連続エネルギーモンテカルロ法でも固定源計算で。†を得ることができる。

<u>3. 拡散法計算</u> TCA を模した 12×12-UO₂ 体系を対象に、3 群炉定数を用い、 γ 固有値方程式の随伴式を拡散 法で計算し、随伴中性子束 ø[†] ###を得た。一方、拡散法に基づく3次元固定源計算により、中性子源から50cm 離れた位置に形成される中性子束の振幅 $I_{xy, tab}$ を計算した。図 3 に示すように、 $I_{xy, tab}$ と ϕ^{\dagger}_{tab} は相似となっ た。したがって、定義1の1がy固有値方程式の随伴中性子束に比例することが拡散法で確認された。 燃料集合体



図2Iのバランスの模式図 図1 指数実験の模式図 図 3 拡散法での $I_{xy, xt \#}$ と $\phi^{\dagger}_{tt \#}$ の計算値の比較 1: L_h は2次元計算用のもので $\nabla^2 \phi$ の代わりに $\mathbf{e}_x \partial^2 \phi / \partial x^2 + \mathbf{e}_v \partial^2 \phi / \partial y^2$ を使う。2: Dの誤差を無視した式。
(b_h は
(b_h は
(b_h)に
(b_h)に<b り空間積分を水平方向に限ったもの。

参考文献[1]T.Yamamoto, Proc. ICNC2003, [2]名内、松村、他、電力中央研究所報告 T00053, 2000.

* Yasushi Nauchi1 and Tetsuo Matsumura1

¹CRIEPI

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

[2D14-16] STACY Modification

Chair: Tadafumi Sano (Kindai Univ.) Thu. Mar 17, 2022 5:05 PM - 6:00 PM Room D

[2D14] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Daiki Iwahashi¹, Shigeki Shiba¹, Kazuhiko Izawa², Satoshi Gunji², Shohei Araki² (1. NRA, 2. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

[2D15] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Yu Arakaki¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹, Shouhei Araki¹, Kenya Suyama¹ (1. JAEA) 5:20 PM - 5:35 PM

[2D16] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Shouhei Araki¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹, Arakaki Yu¹, Kenya Suyama¹ (1. JAEA) 5:35 PM - 5:50 PM

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 (3) ボロン注入実験の事前解析

*岩橋 大希¹,柴 茂樹¹,井澤 一彦²,郡司 智²,荒木 祥平² ¹原子力規制庁長官官房技術基盤グループ,²原子力機構

燃料デブリ取出し時に万が一臨界になった際はボロンを投入して核分裂を抑制する。本研究では、燃料と コンクリートを含む体系にボロンを投入する条件で解析を行い、臨界実験を実施可能か評価した。

キーワード: 燃料デブリ、STACY、ボロン、臨界実験、コンクリート、核データ、MCCI

1. 緒言

東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の燃料デブリ(核燃料と炉内構造物やコンクリー ト等が溶融し再度固化した状態のもの)の取出しは、令和4年度頃に2号機から開始し、段階的に取出し規 模が拡大していくとされている。それに伴う臨界管理では、燃料デブリが多様な性状を持つこと及び掘削等 により燃料デブリの性状が変化することを考慮する必要がある。燃料デブリ取出し作業を行う過程で、万が 一臨界となった場合はボロンを注入することで核分裂を抑制するため、ボロン投入による実効増倍率の変化 を事前解析により評価する必要がある。しかしながら、ペデスタル下部には臨界特性が不確かな、コンクリ ートと溶融燃料からなる MCCI 生成物が堆積していると考えられる。そのような性状を持つ燃料デブリの臨 界特性の解析評価精度を実験的に確認しておくことは重要である。そこで、本研究では福島第一原子力発電 所のペデスタル状況を模擬した、燃料棒やコンクリート棒から構成される体系を想定し、本体系の減速材中 にボロンを投入した場合の実効増倍率を解析によって求め、STACY 更新炉の水位制限内で臨界実験が実施 可能か評価した。

2. ボロン注入実験の事前解析

燃料が溶融してペデスタル下部に MCCI 生成物 が堆積している条件を模擬するために、長さ 142 cm の燃料棒、コンクリート棒からなる臨界実験体 系を想定し、ボロンを注入した場合における反応 度変化を MVP を用いて評価した。図 1 に解析体 系の例を示す。コンクリートの影響を比較するた め、二つの体系は燃料棒を同数として、右炉心では コンクリート棒の一部を水穴に変更している。ここ で設定した体系にボロンを 0~400 mgL⁻¹(ppm) 投 入した場合の実効増倍率を評価した。図 2 にボロン 濃度と水位をパラメータとした実効増倍率を示す。 ボロン 100 mgL⁻¹(ppm) 当たりの反応度変化はコ ンクリート棒が多い(炉心部で 19%を占める)体系 では約-1.2 % Δk/k に対して少ない(炉心部で 9% を占める)体系では約-1.4 % Δk/k となった。



3. 結言

本研究では、福島第一原子力発電所内のMCCI生

成物を模擬した体系にボロンを投入した場合の臨界解析を行った。解析では、燃料とコンクリートを含んだ 体系にボロンを投入しても概ね水位制限内(40 cm~140 cm)で臨界に達することが確認でき、臨界実験を実 施可能であることがわかった。さらに、同一体系では水が多い方がボロンの効果が大きかった。STACY 更新 炉において、種々の中性子スペクトルに対するボロン注入時の臨界水位が得られれば、解析評価精度の確認 やデブリ取出し時に必要となる臨界防止策の評価に役立つデータとして活用できると考えられる。

*IWAHASHI Daiki1 ,SHIBA Shigeki1, IZAWA Kazuhiko2, GUNJI Satoshi2, ARAKI Shohei2

¹Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), ²Japan 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 (4) 炉心への試料装荷装置の炉心パラメータへの影響評価

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

(4) Evaluation of the effect of the sample loading instrument in the reactor core on the core parameters

*新垣 優¹, 井澤 一彦¹, 郡司 智¹, 荒木 祥平¹, 須山 賢也¹

¹ JAEA

燃料デブリの臨界特性を実験的に明らかにするために、定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備を進めている。STACY 更新炉での実験に用いる炉心への試料装荷装置(以下「内挿管」という。)が炉心パラメータに及ぼす影響評価を行った。

Keywords : Fukushima Dai-ichi NPP, Modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris

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特性を 明らかにするための実験を計画している。STACY は可動装荷 物駆動装置を使用し炉心中央に実験試料(反応度価値最大 30cent)を挿入可能なほか、任意の中性子検出器や放射化試料等 を内挿管と呼ぶさや管の中に収めて装荷することもできる。内 挿管は細径と太径の2種類が検討されており、炉心構成の制限 から図1のように炉心に配置する。試料装荷時の内挿管使用は 規制要件であり、炉心に内挿管を装荷している場合でも津波に よる冠水などを含むあらゆる条件下で表1に示す、規制要件で もある各種炉心パラメータの制限を満たさなければならない。 内挿管使用時にこの条件を満たす臨界炉心を構成することが 可能であるかを確認するため、内挿管が炉心核特性に及ぼす影 響を評価した。

2. 解析条件 格子板によって決まる燃料棒間隔(PT)を有する 炉心に対し、内挿管の有無と水位をパラメータとして MVP2 と JENDL-3.3 を用いて臨界となる燃料棒本数を算出した。そして、 SRAC-PIJ で作成した 16 群の群定数を用いて THREEDANT に より表1に示す炉心パラメータを算出した。内挿管の中には、 検出器及びアルミニウム製の検出器支持台等を考慮している。

3. 解析結果 図 2 に燃料棒本数の制限値に関する評価結果を 示す。内挿管(太径)を装荷した場合、装荷しない場合に比べて

表1 炉心パラメー	ータ制限値
燃料棒挿入本数(本)	50 以上 900 以下
水位反応度係数(ドル/mm)	$2.0 imes 10^{-3} \sim \ 6.0 imes 10^{-2}$
減速材温度反応度係数(ΔK/K/℃)	$-3.7 \times 10^{-5} \sim +3.8 \times 10^{-4}$
減速材ボイド反応度係数	$2.8 \times 10^{-3} \sim \pm 2.7 \times 10^{-3}$
(∆K/K/%ボイド)	-3.8×10 - +3.7×10
棒状燃料温度反応度係数(∆K/K/℃)	-4.1 $ imes$ 10 ⁻⁵ \sim -8.5 $ imes$ 10 ⁻⁶
即発中性子寿命0	$6.9 imes 10^{-6} \sim 8.4 imes 10^{-5}$
実効遅発中性子割合β	$6.8 \times 10^{-3} \sim 8.1 \times 10^{-3}$



図2 臨界解析結果

臨界に必要な燃料棒本数は増加する。最も燃料棒本数の増加割合が大きくなったのは、水位 40cm、PT=2.54cm の場合で約 19%であったが、内挿管の有無に拘わらず 40~140cm の水位制限と 50 本以上 900 本以下の燃料棒 挿入本数制限の範囲内で炉心を臨界とすることが可能であることを確認した。その他制限値や内挿管(細径) の場合の解析結果については、発表時に報告する。

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。

* Yu Arakaki¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹, Shouhei Araki¹, 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 (5) デブリ模擬実験に使用するコンクリート模擬体の試作

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

(5) Test production of a concrete rod for fuel debris experiments

*荒木 祥平¹, 井澤 一彦¹, 郡司 智¹, 新垣 優¹, 須山 賢也¹

¹ JAEA

燃料デブリの臨界特性を実験的に明らかにするために、定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備を進めてお り、デブリに含まれる物質を模擬し、炉心に装荷するための構造物模擬体の製作も進めている。本発表では、 実験に使用するコンクリート模擬体の試作・検討の状況について報告する。

Keywords : Fukushima Dai-ichi NPP, modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris

1. 緒言 東京電力福島第一原子力発電所の事故では、炉心が損傷・溶融し、多様な性状かつ多量の燃料デブ リが発生した。それらの臨界管理には、数値計算による臨界特性の網羅的な把握と実験による数値計算の妥 当性検証が必要である。JAEA では、定常臨界実験装置 STACY を更新し、コンクリートの模擬体を炉心に装 荷して、その臨界特性を取得及び臨界計算の妥当性を検証する臨界実験を計画している。コンクリート模擬 体は、燃料棒と同一形状であるため、内径が小さく、骨材が封入できないなど、普通コンクリートそのもの を利用できない。そこで、本研究では、普通コンクリートの模擬体としてモルタル材を使用した試作品を製 作し、模擬体を用いた実験の妥当性を検討した。検討では、組成、密度の変化に伴う中性子スペクトルや核 種の感度について調査し、先行研究[1]において影響が大きいことが示された Ca、Si を中心に解析を行った。 2. コンクリート構造材模擬体 コンクリート模擬体は、外径 9.5-mm(内径 7.5-mm)、全長 1495-mmの被覆 管にコンクリート模擬物質を封入したものである。今試作では、模擬物質としてコンクリートの構成材料で あるモルタル材を採用した。モルタル材は普通コンクリートと比べ密度が小さく、Ca を多く含むため、試作 品の密度は普通コンクリートの8割程度(1.8-g/cm³)となり、組成は普通コンクリート中の Ca と Si の重量含有 率が1割と7割程度であるのに対し、試作では両者が4割程度になると予想された。

3. 解析及び結果 模擬体に試作品または普通コンク リートを充填した場合について MCNP と ENDF/B-VII を用いて Si と Ca の感度を計算した。体系は 3 本の燃 料棒と 1 本のコンクリート模擬体が 1.27-cm 間隔で格 子状に周期的に配列した体系とした(図参照)。図に示 す Si、Ca の感度は熱中性子領域において、含有量の差 に起因すると考えられる大きさの差が見られたもの の、感度がピークを持つエネルギーは試作品と普通コ ンクリートとの間で差は見られないため、試作品の Si、 Ca の含有率であっても普通コンクリートの核特性を



評価することが可能であることが示唆された。当日は普通コンクリートとの類似性についても報告する。

参考文献 [1]S. Gunji, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 58 (2020) 1, pp.51-61.

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, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹, Yu Arakaki¹, Kenya Suyama¹,

¹Japan Atomic Energy Agency

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

[2E01-04] Boiling

Chair: Wei Liu (Kyusyu Univ.) Thu. Mar 17, 2022 9:30 AM - 10:45 AM Room E

- [2E01] Experimental Study on Onset Condition of Boiling Entrainment from Falling Liquid Film with Gas Sheared Flow
 *Raka Firman¹, Junpei Tabuchi¹, Tomio Okawa¹, Yuki Narushima², Hajime Furuichi², Kenichi Katono³ (1. The University of Electro-Communications, 2. Hitachi, Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)
 9:30 AM - 9:45 AM
 [2E02] A Study on Measures to Prevent Flashing under Microwave Heating
 - *Toshihisa Tsuchida¹, Akiko Kaneko¹, Kota Fujiwara¹, Tomoomi Segawa², Koichi Kawaguchi², Katsunori Ishii² (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[2E03] Observations of a transparent heater in downward-faced flow boiling *Wang Kai^{1,2}, Koji Okamoto¹, Junya Inoue¹ (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tsukuba)

10:00 AM - 10:15 AM

- [2E04] CHF and Liquid-Vapor Structure Near Heating Surface in Flow Boiling on a Vertical Surface
 - *Takashi Furuhashi¹, Hiroto Sakashita¹ (1. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

Experimental Study on Onset Condition of Boiling Entrainment from Falling Liquid Film with Gas Sheared Flow

^{*}Raka Firman¹, Junpei Tabuchi¹, Tomio Okawa¹, Yuki Narushima², Hajime Furuichi², Kenichi Katono³

¹The University of Electro-Communications, ²Hitachi, Ltd, ³Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

The visualization experiment has been conducted to clarify the two types of boiling entrainment which the dominant one called filament-type and the influence of various parameters on the onset condition of this filament-type boiling entrainment. Then, we develop a model to identify the onset condition of the filament-type boiling entrainment in a falling liquid film.

Keywords: Annular Two-Phase Flow, Boiling Entrainment, Boiling System, Dryout, Experiment

1. Introduction

Boiling entrainment from a liquid film is an important phenomenon to ensure safe operation in industrial boiling systems. This is because the boiling entrainment is closely related to the occurrence of dryout. In this study, we conducted a visualization experiment of boiling entrainment and identified the boiling entrainment into two types which the dominant one called filament-type. Ultimately, we develop a model to identify the onset condition of the filament-type boiling entrainment in a falling liquid film.

2. Experimental Condition

The schematic diagram of the experimental apparatus used in this experiment is shown in Fig. 1. In the experiment, the air and liquid film flowed down in the test section under atmospheric pressure conditions, and the heating was performed by a copper block heater installed downstream. The droplet entrainment processes were visualized from the front of the test section using a high-speed camera. The heat flux was varied in the range of $0.3 - 1.0 \text{ MW/m}^2$ and the liquid-gas phase velocity and subcooled degree were varied in the range of 0.1 - 0.3 m/s, 2 - 7 m/s and $3 - 10^{\circ}$ C, respectively.

3. Results and Discussion

Fig. 2. shows the mechanisms of the droplet entrainment according to the visualization results. Fig. 2 (a) shows the jet breakup type in low heat flux condition. Since the size of the droplet is very small which is less than 0.15 mm, this mechanism of droplet entrainment does not have a significant effect on the total amount of droplet entrainment. Fig. 2 (b) shows the filament breakup type in high heat flux condition. The size of droplet generated by this mechanism is about 0.9 mm and is frequently observed. Therefore, the phenomenon of filament breakup is more dominant and is an important mechanism that greatly affects the amount of the droplet entrainment. Fig. 3. shows the correlation of onset condition of filament type for all occurrence points. According to these experimental results, the Weber number tends to be constant with an assumed critical value of about 1.8. Below the critical value, the filament breakup type does not occur in these experimental conditions. Whereas above the critical value, the filament breakup type definitely occurs.

References

- T. Ueda, M. Inoue and S. Nagatome, Int. J. Heat Mass Transf. 24 (7), 1257-1266 (1981).
- [2] T. N. Tran, M. W. Wambsganss and D. M. France, Int. J. Multiph. Flow 22(3), 485 498 (1966).



Fig 1. Schematic diagram of the experimental apparatus





Fig 3. Correlation of onset condition of filament type

マイクロ波加熱下における突沸防止対策の検討

A Study on Measures to Prevent Flashing under Microwave Heating

*土田隼久¹,金子暁子¹,藤原広太¹ 瀬川智臣²,川口浩一²,石井克典² ¹筑波大学,²日本原子力研究開発機構

マイクロ波加熱下における突沸現象の防止対策を検討することを目的とし、突沸現象のメカニズムと突沸現 象が及ぼす影響を調べるために可視化観測を行った.水溶液中を局所的に核沸騰させることで突沸が抑制で きる可能性に基づいて、レーザーを用いた突沸防止の可能性について検討した.

キーワード:突沸,マイクロ波加熱,レーザー照射,過加熱

1. 緒言

核燃料サイクルにおいてマイクロ波加熱脱硝法が開発されている.先行研 究では再処理溶液の激しい突沸及び吹き零れの発生が確認されており,容器 の形状やマイクロ波出力によって突沸が生じにくくなることが明らかにさ れている^[1].本研究では非接触で突沸を防止する方法としてレーザー照射を 提案し,実験的にレーザーによる突沸防止の有用性を検討した.

2. 実験

マイクロ波加熱装置は、オーブン上部から周波数 2.45 GHz のマイクロ波 を照射する構造である.試験流体には蒸留水を用いた. 突沸防止用のレーザ ーは出力 1W, 波長 1064nm の赤外線レーザーを使用し、ガラス管の底面よ り 70mm の位置に水平方向から照射した.

3. 結果と考察

図1にレーザー照射無しでの突沸現象の可視化画像を示す. 突沸が起きる 起点となる単一気泡が生成された時間を 0ms とし, 150ms 毎の画像を示す. 気泡のない状態となり過加熱状態となって大きく成長した単一気泡の破裂 を起点として激しく沸騰する様子が観測された. そこで, 過加熱状態になる 前に局所的に核沸騰を起こすことで突沸を防止できると考え, マイクロ波加 熱中の容器にレーザー照射を行った. レーザー照射を行った際の溶液の挙動 を図2に示す. レーザーの照射位置を赤線で示しており, 核沸騰が始まった 時間を 0ms とし, 150ms 毎の画像を示す. 図の通り, レーザー照射位置付近 から核沸騰が生じることを確認した. しかし, レーザーを照射しながら観測 を続けると断続的な核沸騰の末に過加熱状態となり突沸現象が生じた. これ はレーザーのエネルギーと比べ, マイクロ波のエネルギーが十分に大きいと 考えられる. そのため, レーザーをより出力の大きいものに変えることや集 光等によりエネルギー密度を高めることで, 突沸が防止できる可能性が示唆 された.









参考文献

[1] S. Fujita et.al., "Mechanism of flashing phenomena by microwave heating and influence of high dielectric constant solution", NTHAS11 paper Number N11P0149

^{*}Toshihisa Tsuchida¹, Akiko Kaneko¹, Kota Fujiwara¹

Tomoomi Segawa², Koichi Kawaguchi², Katsunori Ishii²

¹University of Tsukuba, ²Japan Atomic Energy Agency

Observations of a transparent heater in downward-faced flow boiling

*Kai Wang^{1,2}, Koji Okamoto¹, and Inoue Junya¹

¹The University of Tokyo, ²The University of Tsukuba

Abstract

Boiling is a complex, dynamic, and unclear phenomenon associated with bubble/vapor generation on the heating surface. To observe the bubble behavior under high heat flux, a transparent heater was fabricated to allow observations from the back side of the heater. Experiments were conducted to observe the bubble behavior under high heat flux conditions.

Keywords: Boiling, ITO, bubbles

1. Introduction

When a severe accident happens, the core may melt due to the large residual heat. One of the counter-measurements against core melt is called In-vessel retention external reactor vessel cooling (IVR-ERVC), which was adopted in some advanced water reactors like AP600 and AP1000. As the main threshold of this method, CHF has already been studied for more than 60 years [1].

2. Results

Previously, we have conducted flow boiling experiments using metal materials such as copper, carbon steel and aluminum. Although CHF was obtained and images of the boiling phenomena were acquired by high-speed cameras, it was difficult to observe the boiling phenomena under high heat flux due to the coalesce of the bubbles. To investigate the boiling phenomena under high heat flux condition, a transparent heater made by indium titanium oxide (ITO) was fabricated shown in Fig.1 (a). An experimental test facility was built as shown in Fig. 1 (b). The main test part was a visible channel made of acrylic. The loop has a pump which was able to function at an upper limit massflow rate of 3 m³/h distilled water. In order to observe the surface image of nucleate boiling, two identical high-speed cameras were installed to observe the back view image and front view image shown in Fig.1 (c). It can be sent that not so much information can be obtained by the front camera. However, it is very clear that a dry-out zone forms underneath the bubbles.



Fig.1 Simulation results. (a) Test setups (b) Boiling curves for non-oxidized and oxidized copper (c) CHF change with oxidation time

3. Conclusion

Downward-facing flow boiling experiments using a transparent plate for better observation was conducted. The transparent plate was fabricated by ITO. Two cameras were used to observe the images of the bubbles. More analysis should be conducted in the future.

References

[1] N.I. Kolev. How accurately can we predict nucleate boiling? Exp. Therm. Fluid. Sci. 10(3) (1995) 370-378

2022年春の年会

垂直面上の強制流動沸騰 CHF と伝熱面近傍の気液構造

CHF and Liquid-Vapor Structure near Heating Surface in Flow Boiling on a Vertical Surface

*古橋 崇, 坂下 弘人

北海道大学

サブクール強制流動沸騰における垂直伝熱面近傍の気液挙動を、触針法を用いて測定を行い、流速に対する依存性を検証するとともに、DNB型 CHF の発生機構を検討した.

キーワード:限界熱流束,強制流動沸騰,液膜厚さ,ボイド率,導電プローブ

1. 緒言

軽水炉の熱的安全性評価で重要となる強制流動沸騰の限界熱流束は,その発 生条件によってドライアウト型と DNB 型に分類される.ドライアウト型の発 生機構は定性的に判明しているが, DNB 型に関しては明らかになっていない. 本研究では垂直伝熱面の対向壁から導電プローブを挿入し,伝熱面近傍の気液 挙動を測定することにより, DNB 型 CHF の機構解明につながる知見を得るこ とを目的とした.

2. 実験装置

実験装置の概略図を図1に示す. 伝熱面は銅ブロック上端面で長さ48mm, 幅 4mm の矩形である. 容器内の水は, 伝熱面下端に設置した矩形ノズルから 伝熱面に沿って流出する. 伝熱面の対向壁から移動精度 0.5µm, 先端径 数 µm の微細導電プローブを挿入し, 伝熱面近傍の気液挙動を測定した. 同時に, それぞれの条件における CHF の測定を行った. 実験はサブク ール度 2.5K, 流速 u=0~1m/s の条件で行った.

3. 実験結果

図2に各流速における伝熱面垂直方向のボイド率の分布を示す. 伝熱 面に沿って移動する蒸気塊と伝熱面の間には液膜が存在することが確 認された. 図3に各流速での液膜厚さの結果を示す. 液膜厚さは流速の 影響をあまり受けず, Rajvanshi ら^[1]によるプール飽和沸騰の関係式によ く一致することが判明した. 一方, 蒸気塊通過時間は流速の影響を受け, 流速の増加とともに減少した. 以上の, 液膜厚さと蒸気塊通過時間の結 果を用いて macrolayer dryout モデルにより CHF を推算した結果, 実験 値とよく一致することが判明した.

4. 結言

本実験における DNB型 CHF の発生機構は macrolayer dryout モデルに

より説明可能である.したがって,流速とともに CHF が増大する要因は蒸気塊通過時間の減少による.

参考文献

[1] Rajvanshi, A.K., Saini, J.S. and Prakash, R., Int. J. Heat Mass Transfer, 35, 343-350 (1992).

*Takashi Furuhashi, Hiroto Sakashita

Hokkaido Univ.



図3. 液膜厚さと熱流束の関係

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

[2E05-08] Numerical Simulation

Chair: Kei Ito (Kyoto Univ.) Thu. Mar 17, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room E

[2E05] Analysis of Reactivity Insertion Tests of MSRE using RELAP5-3D *Hiroyasu Mochizuki¹ (1. Tokyo Institute of Technology) 10:45 AM - 11:00 AM [2E06] Experimental analysis of boiling two-phase flow in heated 5X5 rod bundle with part-length rods using TRACE code and CTF code *Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya¹, Atsushi Ui¹, Takahiro Arai¹, Tsugumasa Iiyama¹, Shota Ueda ¹, Kenetsu Shirakawa¹ (1. CRIEPI) 11:00 AM - 11:15 AM [2E07] Validation of Correlation for Wall Friction Factor for Falling Liquid Film in Vertical Pipes *Toshiya Takaki¹, Michio Murase¹ (1. INSS) 11:15 AM - 11:30 AM [2E08] Profiles of Steam Mass Fraction in Flows of Saturated Steam and Air Mixture in a Vertical Pipe *Michio Murase¹, Yoichi Utanohara¹, Shigeo Hosokawa³, Akio Tomiyama² (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Kobe University, 3. Kansai University) 11:30 AM - 11:45 AM

2022年春の年会

RELAP5-3D を用いた MSRE 反応度投入実験解析

Analysis of Reactivity Insertion Tests of MSRE using RELAP5-3D

*望月 弘保」

1東京工業大学 科学技術創成研究院

溶融塩炉の安全評価解析を行うためのシステムコードを、MSRE で行われた出力運転中の反応度投入実験の 結果を用いて検証した。この実験報告書には数値の記載間違いがあり、これを修正した上で解析を行った。

キーワード:溶融塩炉 MSRE、反応度投入実験、反応度記述間違い、RELAP5-3D、Monte-Carlo 解析比較

1. 緒言: 溶融塩炉の設計には、CFD コードやシステムコードが必要である。これまで、CFD コードに遅発中 性子動特性方程式を結合した手法の MSRE での実験データを用いた検証は実施してきたが、システムコード の計測データでの検証については、未実施であった。ORNL が 1965 年より 4 年間運転を行った熱中性子型の 溶融塩炉 MSRE では、出力運転中に制御棒を引き抜いて反応度をステップ的に加える実験を実施している。 この計測データを用いて、RELAP5-3D に組込まれている 1 点動特性解析モデルを検証する。

2. 評価体系と解析モデル: MSRE の原子炉容器は、 直径と高さが約 1.5m であり、この中に黒鉛で構成さ れた 1142 の流路が存在する。発生した熱は U 字管型 の熱交換器を経て、空気冷却器で大気に放出されて いる。この全体系をコードで摸擬したモデルを図1に 示す。炉心は、等流路面積の 10 領域に分割し、制御 棒 3 本と照射チャンネル 1 本は無視した。出力分布 は軸方向に Cosine 分布、径方向に Bessel 関数を仮定

した。また、解析には、中心からの距離に応じたイン



図1 溶融塩炉 MSRE の RELAP5-3D 解析モデル

ポータンスを考慮した。この炉では、1,5,8 MW 出力運転中に 10~20 ¢ の反応度投入実験が行われ、結果が報告されている。解析では、解析体系の構造・寸法の他に、溶融燃料塩と溶融冷却材塩の物性及び動特性パラメータなどが必要であり、これらはすべて ORNL が発行している報告書から入手した。さらに、RELAP5-3D コードでは、解析流体の物性 Binary ファイルが必要であり、INL より提供された ATHENA コードで2種類のファイルを発生させ用いた。

3. 解析結果: 従来から指摘されているように、ORNL 報告書 に記載された反応度の値^[1]には矛盾があり、解析の前に反応 度の大きさに関して調査した。実験結果の報告書が発行され る1年前に同一著者が実施した解析と実験結果が掲載された 解析の値に矛盾があることが明確であり、反応度投入で発生 する出力ピークの規格値を投入反応度で除した値が出力の 関数になる関係を用いて、3 ケースの表の上下の値を読み間 違えていると判断できた。5 MW のケースでは、19 pcm δkk の反応度が投入され、この値は問題ないと指摘されており、



実験結果と本解析結果の比較を図2に示す。反応度の値を入れ替えて実施した RELAP5-3D での解析は、3ケースの実験結果と良く一致し、Monte-Carlo コード Serpent/PGS2 を用いた Zanetti 等の解析^[2]ともほとんど同じ結果になっている。これによって、熱中性子型の溶融塩炉は、1 点動特性モデルで詳細コードと同程度に解析できることが検証できた。また、負の温度反応度が現象を大きく支配するため、1 次系の循環のみならず2次系の温度輸送も正確に評価しないと種々の出力での実験結果を完全には再現できないことも分かった。

4. 結言: ORNL が報告している反応度実験の投入反応度の値には間違いがあることが判明した。この間違い を修正して RELAP5-3D で1 点動特性モデルを用いて解析した結果は、すべてのケースで実験結果と一致し、 炉心内核特性をより高度な手法で解析しなくても同程度の結果が得られることが明確になった。

参考文献: [1] Steffy, R.C. Jr. 1970., ORNL-TM-2997. [2] Zanetti, M. et al., PHYSOR 2014, Kyoto, Japan.

* MOCHIZUKI Hiroyasu¹

¹Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research

TRACE コード及び CTF コードによる部分長燃料棒を模擬した 5×5 バンドル 沸騰二相流の実験解析

Experimental analysis of boiling two-phase flow in heated 5×5 rod bundle with part-length rods

using TRACE code and CTF code

*大川 理一郎¹, 古谷 正裕¹, 宇井 淳¹, 新井 崇洋¹, 飯山 継正¹, 植田 翔多¹, 白川 健悦¹ 「電中研

部分長燃料棒を含む BWR 燃料集合体を模擬した 5×5 バンドル体系の沸騰実験を対象に、バンドル内ボイド率の多次元的分布に着目して、システム解析コード TRACE 及びサブチャンネル解析コード CTF を用いて再現解析を実施した。

キーワード: TRACE コード, CTF コード, BWR 燃料集合体, 部分長燃料棒, 沸騰二相流, ボイド率

1. 緒言 BWR の燃料集合体は、燃料棒の稠密化と共に部分長 燃料棒やウォーターロッド等の装備に伴い構造が複雑化・非均一 化の傾向にあり、内部の冷却材流動を多次元的に理解することが 重要である。本報では、当所で取組んでいる部分長燃料棒を含む 燃料集合体を模擬した 5×5 バンドル体系の沸騰実験¹¹を対象と して、TRACE (V5.0 Patch5)及び CTF (V3.6)を用いて再現解析を 実施し、バンドル内ボイド率の多次元的分布に着目して実験結果 との比較や解析コードの特性の違いについて検討する。

図1に対象実験の試験体を示す。模擬燃料棒 2. 解析モデル の加熱ロッドを5×5に配列した鉛直上向きのバンドル流路で、 右上隅の 3 本を有効発熱部の中程までの長さとした部分長燃料 棒を模擬し、X線CTによるボイド率計測位置を軸方向に6断面 設けている。図2に各コードの水平方向セル分割を示す。TRACE の解析モデルは、三次元流動を解くことができるコンポーネント を直交座標系で用い、水平断面を 10×10 セルで分割し、各セル に 1/4 領域ずつの加熱ロッドが配置されるよう、その構造や物性 を踏まえて熱伝導計算を行うコンポーネントで模擬する。軸方向 は発熱領域を72セルに分割する。CTFの解析モデルは、水平方 向には 5×5=25 本の加熱ロッドで隔てられたセンター/サイド /コーナーサブチャンネルに基づいて計 36 セルに分割する。軸 方向には、部分長の上端位置において上下でセクションを分け、 右上隅の3本の加熱ロッドの有無を区分しており、TRACEと同 様に72セルに分割する。

3. 解析結果 図3に系圧力7.2 MPa、入口流束1000 kg/m²s、 入口サブクール度17 Kの条件を対象に、各コードの断面ボイド 率分布を実験結果と併せて示す。実験では、下流側の部分長の無 い領域において内壁に近いほどボイド率の低い急峻な分布が形 成されている。CTF は、二相乱流混合係数βにコード推奨値を用 いることで水平方向に平均化される傾向があるが、βを0に設定 すると下流側の部分長の無い領域に実験と類似の分布が再現された。 てRACE も、上流側は実験よりも過小評価となるが、下流 側の部分長の無い領域には実験と類似の分布が再現された。

4. 結論 TRACE 及び CTF を用いて部分長模擬の加熱ロッド を有するバンドル流路の沸騰解析を行い、水平断面方向に非均一 な体系でのボイド率分布を多次元的に再現できることを示した。

参考文献 [1] Arai, T. et al., 2021. Mech. Eng. J., Vol. 8, No. 4, p.21.



^{*}Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya¹, Atsushi Ui¹, Takahiro Arai¹, Tsugumasa Iiyama¹, Shota Ueda¹, Kenetsu Shirakawa¹ ¹Central Research Institute of Electric Power Industry

2022年春の年会

鉛直管落下液膜に対する壁面摩擦係数相関式の検証

Validation of Correlation for Wall Friction Factor for Falling Liquid Film in Vertical Pipes

*高木 俊弥¹, 村瀬 道雄¹

1原子力安全システム研究所

これまでに鉛直管内気液対向流の上端フラッディングにおける壁面摩擦係数 f_wの相関式を作成したが、検証 データが少ないため、本報では測定例が多い自由落下液膜厚さ δのデータを用いて f_wの相関式を検証した。

キーワード:鉛直管,気液対向流,液膜厚さ,壁面摩擦係数,自由落下液膜

1. 緒言

これまでに、鉛直管内気液対向流の上端フラッディングにおける壁面摩擦係数 f_w と液膜厚さ δ の相関式を 作成した[1, 2]。 f_w を求めるには圧力勾配 dP/dzとボイド率 α_G の測定値が必要であるが、 f_w 相関式を用いれば dP/dzデータから環状流モデルでの α_G と δ を計算できる。したがって、 f_w 相関式の信頼性が重要であるが気 液対向流での α_G データは極めて少ない。そこで、本報では、 f_w 相関式 [1]を用いて測定例が多い自由落下液 膜の厚さ δ に対する相関式を作成し、従来データ[3, 4]を用いて f_w 相関式の妥当性を間接的に検証した。

2. 評価方法

Takaki らは、気液対向流の上端フラッディングにおける f_w 相関式[1]と δ 相関式[2]を次式で与えた。

 $f_{w} = \max(16/Re_{L}, 0.70/Re_{L}^{1/2}, 0.079/Re_{L}^{1/4})$ (1), $\delta^{*} = \delta/(v_{L}^{2}/g)^{1/3} = \max\{(3Re_{L}/4)^{1/3}, 0.32 Re_{L}^{1/2}, 0.076 Re_{L}^{2/3}\}$ (2) $Re_{L} = J_{L} D/v_{L} \text{ は見かけ レイ / ルズ数である。式(1)の層流と乱流および式(2)の層流に対する式は従来知見によ$ $る。環状流モデルに基づく全流体に対する運動量式は、 <math>(dP/dz)^{*} + \{a_{L} + \rho_{G}/(\rho_{L} - \rho_{G})\} - 2f_{w}(J_{L}^{*}/a_{L})^{2} = 0$ 。自由落下 液膜では $(dP/dz)^{*} = -\rho_{G}/(\rho_{L} - \rho_{G})$ より $a_{L}^{3} = 2f_{w}J_{L}^{*2}$ が得られる。環状流では $a_{L} = 4\delta/D$ より、 $a_{L}^{3} = 2f_{w}J_{L}^{*2}$ から $\delta^{*} = (2f_{w} Re_{L}^{2})^{1/3}/4$ が得られる。

 $\delta^* = \delta/(v_L^2/g)^{1/3} = \max\{(Re_L/2)^{1/3}, 0.28 Re_L^{1/2}, 0.135 Re_L^{7/12}\}$ (3) 式(1)のデータ範囲は $Re_L < 8,000$ であり高 Re_L での検証が十 分でない。そこで、式(3)を高 Re_L 条件を含む従来データ[3,4]

($Re_L < 30,000$) と比較した。式(3)と測定値の比較を図1に示 す。Belkin ら[3]は高速度カメラ、鈴木・植田[4]は締切法によ る測定である。測定値にバラツキはあるが、式(3)による δ^* は 乱流域でも測定値とよく一致しており、落下液膜に対する f_w 相関式(1)は妥当であると判断される。

3. 結論

鉛直管の上端フラッディングによる落下液膜に対する f_w 相 関式を用いて自由落下液膜の δ に対する相関式を求め、 δ デ ータと比較して f_w 相関式の妥当性を間接的に確認した。



図1 液膜厚さδの相関式と測定値の比較

参考文献

T. Takaki, et al., Nucl. Eng. Des., **371**, 110951 (2021).
 T. Takaki et al., Nucl. Technol., (in press).
 H. H. Belkin, et al., A.I.Ch.E. Journal, **5**(2), 245-248 (1959).
 鈴木新一, 植田辰洋, 機論 2, **44**(377), 164-173 (1978).

*Toshiya Takaki¹, Michio Murase¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

鉛直管での飽和蒸気と空気の混合気体の流れにおける蒸気質量分率の分布

Profiles of Steam Mass Fraction in Flows of Saturated Steam and Air Mixture in a Vertical Pipe

村瀬 道雄1, 歌野原 陽一1, 細川 茂雄2,, 冨山 明男2

1原子力安全システム研究所,2神戸大学,*現:関西大学

乱流解析で用いる壁関数に関し、鉛直管での飽和蒸気と空気の混合気体の流れにおける温度分布測定値を用いて蒸気質量分率の分布について検討し、相似則に基づく乱流域に対する従来の対数関数を改良した。

キーワード:凝縮伝熱,非凝縮性気体,鉛直管,温度分布,蒸気質量分率,壁関数

1. 緒言 これまで、軽水炉の冷却材喪失事故時の格納容器内における熱流動解析で用いる凝縮伝熱相関式 について検討し、バルクと凝縮面の間で定義された従来の相関式を乱流境界層内に適用できることを示した [1]。乱流解析で大きい計算セルを用いる場合には壁関数が使用され[2]、温度と質量分率の壁関数には単相流 モデルと相似則に基づく対数則による相関式[3]が用いられている。本報告では、鉛直管内における飽和蒸気 と空気の混合気体の温度分布測定値 [4]を用いて従来相関式[3]の凝縮系への適用性について検討した。

2. 評価方法 本報告では、直径 49.5 mm、冷却長さ 610 mm の鉛直管を用いて、飽和蒸気流量と空気流量 を変更して測定された 11 ケースの温度分布[4]を使用した。測定部の入口での圧力は約 0.125 MPa、気体レイ ノルズ数は $Re_{g,in}$ = 3,600~25,000、空気の質量流量比は $x_{a,in}$ = 0.36~0.92、混合気体温度は $T_{g,in}$ = 53.5~97.3 °C である。温度測定値から飽和蒸気圧 P_s と蒸気質量分率 X_s を求めた。無次元温度 $T^+ = (T_w - T)/(q_{conv}/\rho c_p u_t)$ の測 定値は、乱流境界層での温度変化が小さいため、壁面からの無次元距離 $y^+ = u_t y/v$ (u_t は摩擦速度)を用いた 従来の対数則[3] (T^+ = 2.12 ln(y^+) + $\beta(Pr)$, $\beta(Pr) = 5.12$)より y^+ に対する変化が小さくなった。 T^+ に対する Kader [3]の式において、熱輸送と物質輸送の相似則を用いてプラントル数 Prをシュミット数 Sc に変更すると無次 元蒸気質量分率 $Y_s^+ = (X_{s,w} - X_s)/\{m_s/(\rho u_t)\}$ を次式で表せる。

 $Y_{s^+} = \min\{Sc y^+, 2.12 \ln(y^+) + \beta(Sc)\}, \beta(Sc) \Rightarrow 2.27$ (1) 温度測定値から求めた Y_{s^+} の評価値は、式(1)より小さく流れ 方向位置と質量流束に対するバラツキが大きい。そこで、距 離 y でのシャーウッド数 Shyの相関式[1]を用いて凝縮面での 蒸気質量流束 m_s を求め、 m_s に対流項を反映して Y_{s^+} を修正し た。温度測定値から求めた修正値 Y_{s,mod^+} を図 1 に示す。 Y_{s,mod^+} は、式(1)より乱流域で y⁺ に対する変化が小さく、

 $Y_{s,mod}^+ = \{(X_{s,w}-X_s)/(1-X_s)\}/\{m_s/(\rho u_t)\}= 0.63 \ln(y^+)+5.64$ (2) で表せ、標準偏差は s = 0.64 である。

 3. 結論 飽和蒸気と空気の混合気体の温度分布測定値を 用いて無次元蒸気質量分率 Y_s⁺ を評価し、凝縮系での Y_s⁺ は 従来式と大きく異なることを確認し、改良式を提案した。



参考文献

M. Murase et al., 混相流, **35**(3), 453-462, 2021. [2] G. V. Kumar, et al., Appl. Therm. Eng., **187**, 116546, 2021. [3] B. A. Kader,
 Int. J. Heat Mass Transfer, **24**(9), 1541-1544, 1981. [4] M. Murase et al., 混相流, **33**(4), 405-416, 2019.

Michio Murase¹, Yoichi Utanohara¹, Shigeo Hosokawa^{2,} and Akio Tomiyama²

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc., ²Kobe University, ^{*}Present affiliation: Kansai University

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

[2E09-14] Fast Reactor Thermal Hydraulics

Chair: Akifumi Yamaji (Waseda Univ.)

Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 4:30 PM Room E

- [2E09] FAUST Test Analysis focusing on FP transport Behavior by Core Disruptive Analysis Code, ASTERIA-SFR *Hiroki Sonoda¹, Tomoko Ishizu¹, Koji Morita² (1. S/NRA/R, 2. Kyushu Univ.) 2:45 PM - 3:00 PM [2E10] Effect of Pressure Gradient along Axial Direction of Vortex-Core on Gas
- [2E10] Effect of Pressure Gradient along Axial Direction of Vortex-Core on Gas Entrainment Flow Rate

*Tomoaki Torikawa¹, Naoya Odaira¹, Daisuke Ito¹, Kei Ito¹, Yasushi Saito¹, Kentaro Matsushita², Toshiki Ezure², Masaaki Tanaka² (1. KYOTO Univ., 2. JAEA) 3:00 PM - 3:15 PM

- [2E11] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor *Noriaki Yasugi¹, Naoya Odaira¹, Daisuke Ito¹, Kei Ito¹, Yasushi Saito¹, Yuya Imaizumi², Kenichi Matsuba², Kenji Kamiyama² (1. Kyoto Univ., 2. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM
- [2E12] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodiumcooled Fast Reactors

*Toshiki Ezure¹, Yuta Akimoto¹, Takamitsu Onojima, Akikazu Kurihara, Masaaki Tanaka (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

- [2E13] Study on cooling process of decay heat removal systems in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments, *Mitsuyo Tsuji¹, Kosuke Aizawa¹, Jun Kobayashi¹, Akikazu Kurihara¹ (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM
- [2E14] Design study of a Decay Heat Removal System and Measures to suppress Bypass Flow of a penetrated type DRACS

*Yuma Yamane¹, Shuhei Nakata¹, Atsushi Kato² (1. MFBR, 2. JAEA) 4:00 PM - 4:15 PM

FP 移行挙動に着目した高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFR による FAUST 試験解析

FAUST Test Analysis focusing on FP transport Behavior by Core Disruptive Analysis Code, ASTERIA-SFR

大貴¹,石津 朋子¹,守田 幸路² *園田

1原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、2九州大学

一次冷却材流量減少時原子炉停止機能喪失事象(以下「ULOF 事象」という。)における炉内の FP 移行挙動 を評価するため、ASTERIA-SFR にセシウムの移流/相変化及び濃度拡散/気液間移行に関するモデルを組み込 んだ。また、FAUST 試験解析を通じて各モデル間のカバーガスへの Cs 移行量を比較した。 **キーワード**: ASTERIA-SFR, セシウム, ソースターム, ナトリウム冷却高速炉, FAUST 試験, ULOF

1. 緒言

ULOF 事象のエナジェティクスシナリオでは、遮蔽プラグに形成 された開口部を通じて格納容器上部に冷却材が流出する可能性が ある。このとき、FP も冷却材やガスに随伴して炉外に移行するこ とが考えられる。本研究では、本シナリオにおける Cs 移行挙動に 寄与する現象を把握するため、高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFR[1]の熱流動計算部 CONCORD に、移流/相変化及び 濃度拡散/気液間移行現象に対応する 2 種類の Cs 移行挙動モデル を整備した。ULOF 事象におけるエアロゾルの輸送挙動に着目した FAUST 試験[2]の解析により各モデル間の Cs 移行量を比較した。 2. Cs 移行挙動モデル

2-1.Cs 成分モデル

本モデルは、状態方程式(以下「EOS」という。)モデル[3]で計 算された Cs の状態量を熱流動計算に用いるモデルである。これに より、炉心損傷時の移流や相変化など複雑な熱流動現象を伴う Cs 移行挙動を詳細に計算できる。EOS モデルの入力データである Cs の物性パラメータは、文献[4]に基づいて導入した。

2-2.Cs 濃度モデル

本モデルは、濃度拡散及び気液間移行の影響を把握するための モデルである。冷却材中での濃度拡散の他、気液間移行の経路とし

て①液相連続相-気相連続相間及び② 液相連続相-気泡間の2つを考慮する。 液相及び気相 Cs の移流速度及び温度 は、それぞれ液相ナトリウム(Na)及び ガスと同一とする簡易的な仮定を置 いて移流及び相変化を計算する。

3.解析対象

FAUST-2B 試験のうち、Cs を試料に 用いた No. 314 を解析対象とした。試 験では、試験容器(半径 0.3m、高さ

1.1m)に高さ 0.4m の Na プールとその上部にカバーガスである Ar ガスを 490℃まで昇温して充填し、Na プー ル底部の中心から、蒸気泡を模擬した 3.1MPaの Ar ガスと 4.5gの Cs 粒子を注入した。試験容器上部のカバ ーガスに接続された配管からガスをサンプリングして Cs の移行量を測定した。図1に、試験体系を2次元 R-Z 座標で作成した解析体系を示す。解析では、Na プールに注入された Cs が瞬時に溶融すると仮定し、液 体 Cs を初期条件とした。カバーガスへの移行量に寄与する現象を把握するために表1の感度解析も行った。

4. 解析結果

試験結果と解析結果の比較は保持係数(注入した Cs 質量に対するカバーガス移行質量の比(RF))を用いて 行った。結果を表1に示す。Cs 濃度モデルでは、拡散係数の感度は小さい一方で、No.3 では RF が有意に変 化し、気液分配係数の感度が大きいことがわかった。Cs成分モデルでは、RFを大幅に過小評価する結果とな った。

参考文献

[1] 原子力学会 2014 年春予稿[N01-07]. [2] Nuclear Engineering and Design 137 (1992) 133-138.

[3] JNES 報告書、原新報 10-0002. [4] N.B. Vargaftik et al., "Cesium," in Chapter 2, Handbook of Physical Properties of Liquids and Gases, 3rd. edition, Begell House, 281-308, New York, USA (1996)

*Hiroki Sonoda¹, Tomoko Ishizu¹ and Koji Morita².

¹Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), ²Kyushu Univ.



表1 解析結果と試験結果[2]の比較 モデル 拡散係数 気液分配係数 RF(試験) C/E ₩ No. RF(解析) 1.48E + 042.00E+00 1 ノミナル ← 2.00E + 002 Cs濃度モデル $\times 0.5$ ノミナル 1.48E + 047.4E + 033 ノミナル $\times 2.0$ 7.39E+03 9.99E-01 4 Cs成分モデル _ 2.72E + 013.68E-03

※解析結果(C)と試験結果(E)の比
ガス巻込み流量に対する渦軸方向圧力勾配の影響評価

Effect of Pressure Gradient along Axial Direction of Vortex-Core on Gas Entrainment Flow Rate

*鳥川 智旦¹, 大平 直也¹, 伊藤 大介¹, 伊藤 啓¹, 齊藤 泰司¹,

松下 健太郎², 江連 俊樹², 田中 正暁²

¹京都大学,²JAEA

ガス巻込みを伴う自由界面渦を対象とした基礎実験を行っている。本研究では、自由界面渦の軸方向圧力勾配を変化させた際のガス巻込み流量の変化について調べた。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉,自由界面渦,ガス巻込み,圧力勾配,旋回環状流

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉容器内自由液面において,渦によるガス巻込みが発生する可能性がある。ガス 巻込み流量が大きいとき、ガスが炉心部に流入すると炉出力擾乱の原因となり得るため、自由界面渦による ガス巻込み流量を評価することが求められる。本研究では、これまで未検討であった渦軸方向の圧力勾配の 影響について、ガス巻込み流量計測実験及び吸込み管内気液二相流の可視化観察に基づく検討を行った。

2. 実験方法

実験装置概略図をFig.1に示す。装置は、上部水槽(直径100 mmの円 筒)、下部水槽、両水槽を繋ぐ吸込み管(直径7 mmの円管)、および その他の機器(ポンプ、流量計やバルブなど)からなる。上部水槽で は、水が接線方向から流入することで自由界面渦が形成され、この渦 流れが底面の吸込み管から流出することによって、吸込み管軸方向に 渦の軸を持つ旋回流が形成される。本研究では、下部水槽に取り付け た真空ポンプを用いて下部水槽圧力をゲージ圧で-30 kPa~0 kPaの範 囲で変化させた際に、ガス巻込み流量(Q_G、上部水槽に取り付けた流 量計で計測)や吸込み管内圧力勾配(dP/dz、差圧計で計測)の変化を 計測し、吸込み管内気液二相流の可視化観察を行った。実験は、4条 件の上部水槽液位(30,60,90,120 mm)で行った。

3. 実験結果

渦軸方向(吸込み管軸方向)圧力勾配とガス巻込み流量の関係を Fig.2 に示す。渦軸方向圧力勾配がほぼ一定でガス巻込み流量のみ増 加する領域(図中I)と渦軸方向圧力勾配の増加にともなってガス巻込 み流量が増加する領域(図中II)がある。Fig.3 に示すような吸込み管 内気液二相流の可視化映像と合わせて検討を行った結果、領域Iでは 吸込み管内に旋回環状流が形成されている(Fig.3 左図)が、領域IIで は気液界面の乱れによって液プラグが発生している(Fig.3 右図)こと が分かった。また、上部水槽液位が高くなるほど、旋回環状流の気相 領域が細くなり、液プラグが発生しやすくなるため、小さいガス巻込 み流量で流動形態の変化が起こることが分かった。







参考文献

[1] 鳥川他, 混相流シンポジウム 2021 講演論文集, (2021).

*Tomoaki Torikawa¹, Naoya Odaira¹, Daisuke Ito¹, Kei Ito¹, Yasushi Saito¹, Kentaro Matsushita², Toshiki Ezure² and Masaaki Tanaka² ¹Kyoto Univ., ²JAEA

ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究 (6) 模擬デブリ内局所ボイド率の X 線計測

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor
(6) Local void fraction measurement by using X-ray imaging in simulated debris bed
*八杉 憲彰¹, 大平 直也¹, 伊藤 大介¹, 伊藤 啓¹, 齊藤 泰司¹,
今泉 悠也², 松場 賢一², 神山 健司²

¹京都大学,²JAEA

多孔質中の気液二相流の特性を詳細に把握するため、二次元的な球充填層試験部を用いて種々の計測を行い、 球充填層内気液二相流の局所流動の計測を行った。

キーワード:デブリベッド、球充填層、ナトリウム冷却高速炉、気液二相流、ボイド率、X線イメージング

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時、高温の燃料デブリ内部においてはナトリウム冷却材が沸 騰することによる気液二相流が発生すると考えられる。しかしながら、デブリ内の気液二相流の流動特性把 握は未だ不十分であり、球充填層を用いてデブリ内流動を模擬する実験が多く行われている[1]。本報では、 球充填層内気液二相流の局所ボイド率分布をX線透過イメージングによって取得し、局所二相流動の計測を 行った。

2. 実験装置および方法

本実験においては、透明アクリル板上に直径 10mm の半球を配置した板を 2 枚作製し、それらを密着させたものを流路として用いた(図1)。この試験体内に形成した鉛直上昇気液二相流を測定対象とし、X線透過イメージングによって球充填層模擬試験部内のボイド率計測を行った。流速条件として、試験部中心での圧力による気相の密度補正を行った上で、気相みかけ流速 *j*_Gを 0~0.05 m/s、液相みかけ流速 *j*_Lを 0~0.1 m/s の範囲で変化させて計測を行った。



図2にX線透過イメージングによって得られた局所空隙率分 布と、二相流条件における局所ボイド率分布を示す。ボイド率分 布の点線で囲んだ部分は、3つの流路が1つになる合流地点(下 側)、流路が3つに分かれる分流地点(上側)をそれぞれ表して いる。図より、流路が複数に分かれる分流地点では、局所的にボ イド率が高くなっていることが分かる。これは、分流地点におい て、流路の急縮小があるために、流路圧損が大きくなり、気相が 流れにくくなっているためと考えられる。



図1 球充填層模擬試験部



図 2 流路単位構造における空隙率分布 (左図) と局所ボイド率分布(右図、 *j*_G=0.03 m/s、*j*_L=0.005 m/s)

参考文献

[1] Jamialahmadi M., et al., Int. J. Heat and Fluid Flow, 26, (2005), pp.156–172.

* Noriaki Yasugi ¹, Naoya Odaira ¹, Daisuke Ito ¹, Kei Ito ¹, Yasushi Saito ¹, Yuya Imaizumi ², Kenichi Matsuba ² and Kenji Kamiyama² ¹Kyoto Univ., ²JAEA

高速炉崩壊熱除去特性に関する PLANDTL-2 試験 -浸漬型直接炉心冷却器による炉心冷却過渡特性-

PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors

-Transient Characteristics of Core Cooling Behavior by Dipped-type Direct Heat Exchanger-

*江連 俊樹 ', 秋元 雄太 ', 小野島 貴光 ', 栗原 成計 ', 田中 正暁 '

¹JAEA

ナトリウム冷却高速炉の安全性向上の一環として、多層化した模擬炉心領域を有するナトリウム試験装置 (PLANDTL-2)を用い、浸漬型直接炉心冷却器 (D-DHX)運転時の炉心部冷却過渡特性を把握した。その結 果、過渡時においても炉心領域に極端な温度分布が生じないことを確認した。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム試験、崩壊熱除去、浸漬型直接炉心冷却器、過渡特性

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉 (Na) では、液体金属 Na の特性を生かし、自 然循環に基づく崩壊熱除去システム (NC-DHRS) による安全性向上が期待さ れる。原子力機構では、炉上部プレナム内に熱交換器を設置する浸漬型直接炉 心冷却器 (D-DHX) を用いた NC-DHRS について、その有効性の確認と熱流動 解析評価手法の構築を進めている。その一環として、炉心部および上部プレナ ム部を模擬した Na 試験 (PLANDTL-2^[1]) により、様々なプラント運転条件 での D-DHX による炉心部冷却過渡特性把握を進めている。これまでに炉停止 後の定常状態における特性を把握し^[1]、解析評価手法の妥当性確認^[2]を行って きた。本報では、定格運転相当の状態から原子炉を手動停止し、D-DHX によ る崩壊熱除去がなされる際の過渡特性についての試験結果を報告する。

2. 試験 図1に、PLANDTL-2 試験装置の概要を示す。試験体は、入口プレナム、模擬炉心、炉上部プレナム(内径約2m)および浸漬型DHX等で構成される。冷却系は、主冷却系および崩壊熱除去系の2系統である。模擬炉心(図1中央写真)は、六角管(内部は円管)流路により、5層(55体、内30体は電気ヒータ発熱)模擬している。本研究では、炉心出力500kW、主循環系流量800L/min(強制循環)の初期状態から、炉心出力110kW、主循環系流量101L/minへと変化させ、温度変動を計測した。崩壊熱除去系は、過渡開始前



から稼働させ、流量を 90L/min、D-DHX 入口温度を 340℃で一定となるよう制御した。図 2 に、過渡開始後 から 6000 秒間の模擬炉心領域発熱部上端の温度変化を示す。黒線は、模擬炉心発熱部第 1 層(中心部)、赤 線は第 3 層(外周部)の温度変化をそれぞれ示す。共に過渡開始直後の 1 次ピーク、緩やかな 2 次ピークを 経て定常状態に至ることがわかる。また、第 3 層の温度は第 1 層に比べやや高温となる。これは、定常状態 時と同様に、集合体間の流量再配分によるものと考えられ^[3]、過渡時においても炉心中央部が極端に高温とな ることが防止されたものと考えられる。以上の通り、D-DHX による炉心冷却時の過渡特性について把握した。 本メカニズムについては、今後、試験データの拡充や数値解析との比較により、詳細な検討を進めていく。 3. 結論 ナトリウム冷却高速炉の安全性向上の一環として、ナトリウム試験により浸漬型直接炉心冷却器に よる炉心冷却過渡特性を把握し、過渡時にも炉心領域に極端な温度分布が生じないことを確認した。

参考文献 [1] 江連 他, 原子力学会 2020 年春の年会 1H04 (2020). [2] 江連 他, 原子力学会 2021 年春の年会 2A02 (2021). [3] 江連 他, 第 24 回動力エネルギーシンポジウム (2019)

*Toshiki Ezure¹, Yuta Akimoto¹, Takamitsu Onojima¹, Akikazu Kurihara¹, Masaaki Tanaka¹.

¹Japan Atomic Energy Agency.

縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握 (6)複数の炉容器内冷却器運転時の熱流動挙動

Study on cooling process of decay heat removal systems

in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments,

(6) Thermal hydraulics behavior under operations of multiple decay heat removal systems

*辻 光世¹,相澤 康介¹,小林 順¹,栗原 成計¹

¹JAEA

浸漬型 DHX 及び貫通型 DHX を同時運転した条件で温度計測及び流速計測を実施し、複数の冷却器運転時の自然循環挙動を把握し、炉容器内の各所に配置された発熱源が安定的に冷却されることを確認した。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、崩壊熱除去、水流動試験、PIV

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉容器内冷却器の設計と運用の最適化に資するため、 シビアアクシデント時を含む崩壊熱除去特性及び熱流動特性の把握を目的とした縮尺水流動試験を実施して いる[1]。本報では、浸漬型直接炉内冷却器(以下、浸漬型 DHX)及び貫通型直接炉内冷却器(以下、貫通型 DHX)を同時に運転した条件において温度計測及び流速計測を実施し、炉容器内熱流動挙動を把握した結果 について報告する。

2. 試験条件 図1 に試験体の概要を示す。試験体は、高速炉の炉容器をモデル化しており、円筒容器内に、 炉心部、コアキャッチャ(以下、CC)、浸漬型 DHX 及び貫通型 DHX 等が設置されている。炉心部の残留燃 料または CC 上部のデブリによる崩壊熱は、電気ヒータにより与える。本研究では、炉心部及び CC 上部の発 熱量をパラメータとし、炉心部高発熱条件(炉心部 8kW、CC 上部 2kW)及び CC 上部高発熱条件(炉心部 2kW、CC 上部 8kW)の2条件において、浸漬型 DHX及び貫通型 DHX を同時に運転(以下、複数運転)し、 炉容器内を自然循環冷却した場合の熱流動場を把握した。さらに、浸漬型 DHX のみを運転する場合[2](以 下、単独運転)との比較から、貫通型 DHX の運転が熱流動場に与える影響について検討した。複数運転時の 各 DHX の運転条件は除熱量の合計が単独運転の浸漬型 DHX の除熱量と同等になるように設定した。

3. 試験結果 炉心部高発熱条件及び CC 上部高発熱条件ともに、炉内冷却器の複数運転において定常状態が 達成され、安定的な炉容器内自然循環冷却が可能であることを確認した。次に、図2に PIV で計測した炉心 出口上部(z=1330mm)に形成された上昇流の流速分布を示す。CC 上部高発熱条件で炉心部高発熱条件に比 べ、流速が増加していることがわかる。この傾向は単独運転[2]の結果と同様であり、CC 上部高発熱条件で は、炉心部高発熱条件に比べ、試験体下部での発熱量が相対的に増加し、発熱中心と冷却中心の高低差が増 加し、自然循環駆動力が増加することによると考えられる。また、図3 に炉心部高発熱条件における炉心部 出入口 z=865mm 及び z=1267mm)の温度分布を示す。炉心部領域 I の出入口の平均温度の差は、複数運転で は約6℃、単独運転では約4℃となっている。これは貫通型 DHX を併用することで冷却中心高さが低くなる ことで循環駆動力が低下し、自然循環流速が低くなるため、炉心部での温度上昇が高くなったと考えられる。 4. 結言 複数の炉内冷却器の運転が炉心部及びコアキャッチャ上のデブリ冷却を含む炉容器内の自然循環 挙動に与える影響について把握するため、試験を実施した。その結果、複数の炉内冷却器運転時において、 安定冷却な炉容器内自然循環冷動が可能なことを確認した。さらに、浸漬型 DHX 単独運転時との比較から、 貫通型 DHX の運転が炉容器内自然循環挙動に与える影響について明らかにした。





*Mitsuyo Tsuji¹, Kosuke Aizawa¹, Jun Kobayashi¹, Akikazu Kurihara¹ ¹JAEA

崩壊熱除去系構成と貫通型 DRACS バイパス流抑制対策の検討

Design study of a Decay Heat Removal System and Measures to suppress Bypass Flow of a penetrated type

DRACS

*山根 勇馬¹,中田 崇平¹,加藤 篤志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

ナトリウム冷却高速炉(SFR)の崩壊熱除去系の一つとして、貫通型直接炉心冷却系(貫通型 DRACS)の検討 を進めている。崩壊熱除去系構成と貫通型 DRACS のバイパス流抑制対策構造について報告する。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去系

1. 緒言

SFR では崩壊熱除去系として複数の独立した系統を検討しており、そのうちの一つである貫通型 DRACS の 熱交換器(以降、貫通型 DHX)は、中間熱交換器(IHX)と同様に炉内のホットプールとコールドプールの仕 切構造を貫通して設置されるため、プラント通常運転時に貫通型 DHX を通過するバイパス流が生じる。この バイパス流により IHX の伝熱量が低下するため、その流れを抑制する対策が必要である。

2. 検討内容

2-1. 崩壞熱除去系構成

SFRの崩壊熱除去系の構成は、それぞれ独立した DRACS 1 系統、IRACS 4 系統及び貫通型 DRACS 1 系統から 構成される(図 1 参照)。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最終ヒートシンク である大気へ放出する。A00/DBA 対策設備である DRACS と IRACS は、自然循環式とし、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設計とした。追加的冷却手段である貫通型 DRACS は、 A00/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、共通要因故障の防止のため、A00/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した。

2-2. 貫通型 DRACS バイパス流抑制対策の検討

貫通型 DRACS のバイパス流抑制対策としては、ガスにより貫通型 DHX の入口流路を遮断するガスシャッタ 一方式、貫通型 DHX の入口流路に弁を設ける弁方式及び円筒型のシャッターを設けるシャッター方式の3つ の方式を抽出した(図2参照)。この3つの方式を検討した結果、バイパス流を完全に締切ることができ、か つナトリウム固着等による動作の信頼性の低下がないガスシャッター方式が優位であると評価した。

3. 結論

SFR の崩壊熱除去系の構成を検討した。その崩壊熱除去系の一つである貫通型 DRACS のバイパス流抑制対策として、ガスシャッター方式が優位であると評価した。今後、ガス制御等の検討を行う予定である。本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和2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。



^{*}Yuma Yamane¹, Nakata Shuhei¹ and Atsushi Kato²

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

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

[2E15-19] Thermal Hydraulic Experiment

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 4:30 PM - 6:00 PM Room E

[2E15] High Current Density in Water Electrolysis using Honeycomb Porous material *Xuesong Wei¹, Takumi Kakimoto¹, Shoji Mori¹, Hiromitsu Inagaki² (1. KYUSHU UNIVERSITY, 2. Chubu Electric Power Co., inc.) 4:30 PM - 4:45 PM [2E16] Development of a phenomenological quench model and investigation of its applicability *Yutaro Umehara¹, Tomio Okawa¹ (1. UEC) 4:45 PM - 5:00 PM [2E17] Visualization of metallic particle behavior in molten glass using neutron imaging *Daisuke Ito¹, Naoya Odaira¹, Kei Ito¹, Yasushi Saito¹ (1. Kyoto Univ.) 5:00 PM - 5:15 PM [2E18] Effect of Water Jet Behavior on the Operating Range of Supersonic Steam Injectors *Yukiya Minamizono¹, Akiko Kaneko¹ (1. Univ. of Tsukuba) 5:15 PM - 5:30 PM [2E19] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle *Takahiro Arai¹, Atsushi Ui¹, Masahiro Furuya¹, Riichiro Okawa¹, Tsugumasa Iiyama¹, Shota Ueda ¹, Kenetsu Shirakawa¹ (1. CRIEPI) 5:30 PM - 5:45 PM

ハニカム多孔体を用いた水電解の高電流密度化

High Current Density in Water Electrolysis using Honeycomb Porous material

*韋 雪淞¹, 柿本 拓巳¹, 森 昌司¹, 稲垣 博光²

¹九州大学,²中部電力

水電解装置は、電極面積が初期コストに大きく影響を与えるため、電流密度を高くし必要な電極面積を小 さくすることが有用である。本研究では沸騰と水電解のアナロジーに着目し、これまで限界熱流束向上に 成功したハニカム多孔質体を用いて、水電解の限界電流密度向上の可能性について実験的に検討を行った。 **キーワード**:アルカリ水電解,限界電流密度,電気貯蔵技術,ハニカム多孔質体,限界熱流束

近年、再生可能エネルギー等の余剰電力を用いた水電解による水素製造が検討されている。大規模な水 素製造には初期コストが高いという課題が存在するため、水電解装置をコンパクト化したいというニーズ がある。そこで本研究は、熱と物質の移動のアナロジー、すなわち沸騰と水電解[1]の相似性に基づき、こ れまで限界熱流束(Critical Heat Flux、以後、CHF)の向上に成功したハニカム多孔質体を水電解の電極 表面に設置することで、水電解の限界電流密度(Critical Current Density、以後 CCD)が向上するかにつ いて実験的に検討を行った。図1は本実験で使用したハニカム多孔質体を示し、図2は、実験装置概略図 を示す。電極面の裏側に φ 0.1mmの K型熱電対を設置し、壁面の温度を測定した。なお、実験は電圧を制御 し、1V/minでゆっくりと電圧を昇圧した。図3は、ハニカム多孔質体を電極面上に密着させた場合(GAP= 0mm)と電極面とハニカム多孔質体の間にスペーサをおくことで 0.3mmの隙間をおいた場合(GAP=0.3 mm)の実験結果である。GAP=0mmの場合はGAP=0.3 mmよりCCDが約1.5倍向上するという興味深い結果を示し た。加えて、実験中CCD点近傍の電極温度は電解質の沸点107℃以下であることから、熱的な沸騰によるも のではないことがわかる。今後は、さらに電極構造を工夫し、低電圧で高電流密度化することを目標に検 討を行う予定である。



[1] C. W. M. P. Sillen, E. Barendrecht, L. J. J. Janssen, S. J. D. van Stralen, Gas Bubble Behaviour during Water Electrolysis, Int. J. Hydrogen Energy, 7 (1982), p. 577.

* Xuesong Wei¹, Takumi Kakimoto¹, Shoji Mori¹ and Hiromitsu Inagaki²

¹KYUSHU UNIVERSITY, ²Chubu Electric Power

現象論的クエンチモデルの開発及び適用性の検討

Development of a phenomenological quench model and investigation of its applicability

*梅原 裕太郎 ',大川 富雄 '

1電気通信大学

Present study defined a new quench model as heat flux distribution during falling liquid film cooling along the hightemperature wall. The new quench model was based on the actual quench phenomenon near the liquid film front. Moreover, it was confirmed that the new quench model estimates existing experimental data (wetting velocity) in ± 30 %. **Keywords:** Quenching phenomenon, Spray cooling, Wetting velocity, Leidenfrost

1. 緒言

流下液膜を用いた冷却手法は、原子力発電の緊急冷却や鋼材の熱処理などに用いられ、工業的に重要な技術の一つである。高温面に沿って、液膜が流下する際、液膜先端でクエンチ現象が生じる。既存研究では、 クエンチ現象を熱伝達率分布でモデル化(クエンチモデル)することで液膜の進展速度を見積もってきた。 しかし、それぞれの実験結果に合うようにモデルが調整されてきており、実際のクエンチ現象を考慮してい なかった。本研究では、クエンチ現象を詳細に観察し、観察結果をもとに新たなクエンチモデルを提案した。

2. 実験結果及び考察

2-1. 新規クエンチモデル

クエンチモデルを作成するには、3 つのパラメータ(限界熱流束、限界熱 流束点温度、熱流束分布)を定める必要がある。最初の2 つのパラメータ は、実験相関式として定義した。熱流束分布は、限界熱流束点以前では熱 伝達率が一定とした。限界熱流束点以降では、一次関数的に熱流束が低下 するように定義した。この距離は、核沸騰により発生する気泡径を用いた。 これらの新規クエンチモデルと実験データを比較したものを Fig.1 に示す。

2-2. 既存実験データとの評価

新規クエンチモデルの適用性を評価するために、既存の実験条件(Yu et al. [1])に適用し、新規クエンチモデルを境界条件として2次元熱伝導方程 式を解くことで液膜進展速度を算出した。算出された液膜進展速度と実験 値を比較した結果をFig.2に示す。また、既存のクエンチモデル(Yamanouchi [2])による計算値も同様に示す。結果より、既存モデルは、実験値に対し 大きな予測誤差が生じている一方で、新規クエンチモデルは、±30%で予 測できることが確認できた。以上より、新規クエンチモデルは、異なる実 験条件への適用性が確認された。









謝辞

本研究は中部電力(株)原子力安全技術研究所公募研究とJSPS 科研費 JP 18K03973 による成果の一部である。

[1] S. K. W. Yu, P. R. Farmer, M. W. E. Coney, International Journal of Multiphase Flow 3.5 (1977), pp. 415-443.

[2] A. Yamanouchi, Journal of Nuclear Science and Technology 5.11 (1968), pp. 547-558.

*Yutaro Umehara1 and Tomio Okawa1

¹University of Electro-Communications

中性子イメージングによる溶融ガラス内金属粒子挙動の可視化

Visualization of Metallic Particle Behavior in Molten Glass using Neutron Imaging

*伊藤 大介¹, 大平 直也¹, 伊藤 啓¹, 齊藤 泰司¹

1京都大学複合原子力科学研究所

本研究では溶融したガラス内における金属粒子の沈降や堆積挙動を実験的に調べるため、中性子イメージン グを用いた可視化技術を確立し、溶融ガラス内の金属球沈降過程の観察からガラス粘性の評価を行う。

キーワード:中性子イメージング,溶融ガラス,粒子沈降,高粘性流体

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物のガラス固化において、ガラス溶融炉の効率や安全性の向上のためには、溶融ガラ ス内の高融点金属粒子の挙動を明らかにする必要がある。しかしながら、溶融ガラスのような高温場の状況 把握は非常に困難である。そのため、数値シミュレーションによる評価が多く行われているが、解析結果の 検証のためのデータが不十分である。本研究では、高い透過性を有する中性子を利用したイメージング技術 に着目し、高温溶融ガラス内における熱流動現象の把握を目的とする。

2. 実験装置および方法

ガラスビーズをジルコニアるつぼに挿入し、SiC ヒータを搭載した加熱炉に設置した。ガラスにはソーダ 石灰ガラス(軟化点 730℃)を用いた。溶融ガラス内に沈降させる金属球にはタングステンカーバイト球を用 い、炉の上部に設置した遠隔落下システムによって落下させた。球の直径は 10 mm である。中性子イメージ ング実験は京都大学研究用原子炉 B-4 ポートにおいて実施した。中性子イメージインテンシファイアと高速 度カメラからなるシステムを用い、10 fps で中性子透過画像の撮影を行った。

3. 実験結果

図1に中性子イメージングによって得られた金属球沈降挙動を示す。溶融ガラス中を沈降する球の様子を 観察することができる。また、図2に示すように、得られた沈降速度は過去の文献で示されている溶融ガラ スの粘性係数を用いてストークス則から計算した沈降速度(図中の実線)と良好な一致を示した。

4. おわりに

高温溶融ガラス内における金属球の沈降過程の可視化結果からガラス粘性の評価を行い、中性子イメージングの溶融ガラス内流動計測への有効性を示した。

参考文献

[1] L. Shartsis and S. Spinner, Viscosity and density of molten optical glasses, J. res. Natl. Bur. Stand., 46-3 (1951) pp. 176-194.



*Daisuke Ito¹, Naoya Odaira¹, Kei Ito¹, Yasushi Saito¹ ¹Kyoto Univ.

超音速蒸気インジェクタ内における水噴流挙動に対する作動範囲の影響

EffectofWaterJetBehaviorontheOperatingRangeofSupersonicSteamInjectors

*南薗友貴哉1,金子暁子1

1筑波大学

蒸気インジェクタ(SI)内における水噴流挙動が作動範囲に対してどのような影響を与えるのかを特定する ために、出口テーパー角度の異なる水ノズルを用いて作動の特性を調べた.また、混合部の可視化計測によ り水噴流挙動と作動範囲について調べた.

キーワード:蒸気インジェクタ,二相流,水ノズル

1.緒言

蒸気インジェクタ(SI)は水と蒸気の直接接触凝縮によ り駆動する電源が不要な静的噴流ポンプである.また高 い熱交換性能を有するため,原子力発電プラントの安全 システムへの適用が期待される⁽¹⁾. SIの作動には水噴流 の安定的な生成が必要不可欠であることが Miwa⁽²⁾らの 研究により示唆されている.また水噴流の安定性に関す る研究は静止大気中を仮定したものが多く,SI に適応す るための研究は行われていない.そこで本研究では,水 噴流に対し独立して操作することが出来るパラメータ である水ノズル形状を変化させる.その結果より SI 内 部の水噴流挙動が作動に対しどのような影響を与える か考察した.

2.実験·結果

本実験では、ノズル出ロテーパー角が異なる二種類の 水ノズルを用いた.テーパー角はそれぞれ 20.11,7.44° である. Fig.1 に内部流動を高速度ビデオカメラで観察 した様子を示す.本実験における作動の定義は、混合ノ ズル部にて水噴流が形成されていること、および入口蒸 気圧力に対して高い吐出圧力を有することとした.その 結果を Fig.2 に示す丸プロットは作動点を示しており、 三角プロットは各相が逆流しない限界作動点を示して いる. その結果、本実験装置では水ノズル出ロテーパー 角を変更しても作動範囲に顕著な差が出ないことが分 かった.





参考文献

[1] Y. Abe and S. Shibayama, Nuclear Engineering and Design, Vol.268 (2014), pp. 191 202.

[2] S. Miwa H. Endo, Moribe, Mori , Investigation of the supersonic steam injector operation mode ", Nuclear Engineering and Design Volume 334, 1 August 2018, Pages 57-65

*YukiyaMINAMIZONO1, AkikoKANEKO1

¹University of Tsukuba

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発 (10) 旋回羽を有するスペーサ周辺のバンドル内ボイド移行挙動

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle (10) Void redistribution behavior around spacers with swirl vanes in a rod bundle

*新井 崇洋¹, 宇井 淳¹, 古谷 正裕¹, 大川 理一郎¹, 飯山 継正¹, 植田 翔多¹, 白川 健悦¹ ¹ 電力中央研究所

旋回羽付きスペーサを実装した BWR 模擬燃料集合体(5×5 バンドル)においてスペーサ周辺のボイド率 分布を高エネルギーX線 CT によって計測し、旋回羽通過後のボイド移行挙動を把握する。 キーワード:5×5 バンドル,旋回羽付きスペーサ,ボイド率分布,沸騰二相流,加速器駆動 X線 CT

1. **緒言** 燃料の高燃焼度化や熱的余裕増大に向けて、沸騰水型軽水炉の燃料集合体には様々な工夫がされて きた。前報では部分長燃料棒やウォーターロッドが燃料集合体内のボイド率分布に与える影響を解明した^[1,2]。 本報では旋回羽付きスペーサがボイド率分布に及ぼす影響に着目し、BWR 運転定格圧力条件下で 5×5 発熱 バンドルを用いた沸騰実験を実施する。

2. 実験 図1に5×5バンドル試験体を示す。有効発熱長は実機相当の3.708 mm であり、熱流束分布は軸方 向、径方向ともに一様分布である。軽水炉三次元熱流動実験設備(SIRIUS-3D)を用いて圧力 0.1~7.2 MPa、

入口質量流束 500~1500 kg/m²/s、入口サブクール 20~90 kJ/kg の範囲で沸騰実験を実施し、高エネル ギー加速器駆動X線CTによって軸方向に最小20 mm 間隔でスペーサ周辺のボイド率分布を計測した。

3. 結果及び考察 本実験ではスペーサ B, C, F 及び G 周辺のボイド率分布を計測対象とし、図 2 に特徴的 な計測結果としてスペーサ C 通過後のボイド率分布 を示す。熱平衡クオリティが 0 付近であり、飽和沸騰 への遷移域に相当する。スペーサ上端の旋回羽通過後 はボイドがサブチャンネル中央に集中し、その様子は 旋回羽上端から 34~94 mm 下流 (発熱下端から 1546~1606 mm)付近で顕著である。その後、下流につ れて旋回影響が減衰して比較的一様なボイド率分布 に遷移する様子が確認された。

4. 結論 旋回羽付きスペーサが 5×5 発熱バンドル 内のボイド率分布に及ぼす影響を詳細に可視化し、旋 回羽通過後のサブチャンネル内でのボイド移行挙動 を実験的に明らかにした。

1780 Pressure (MPa) 7.23 Inlet mass flux (kg/m²/s) 997 Inlet subcooling (kJ/kg) 52.8 Bundle power (MW) 0.301 1626 3542 Spacer G 1606 3030 Spacer F 1586 2518 Spacer E 3708 2006 1566 Heated length Spacer D 1494 1546 Spacer C 982 Spacer B 1526 470 Spacer A Swirl vanes 0 1506 Unit: mm

参考文献

[1] 新井ら, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 2G03 (2020).

[2] 新井ら, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2G16 (2020).

図1 バンドル試験体

図2計測結果

Void fraction

謝辞 本研究成果の一部は、経済産業省委託事業「令和2年度原子力の安全性向上に資する技術開発事業(燃料集合体内 冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発)」として実施した。

*Takahiro Arai¹, Atsushi Ui¹, Masahiro Furuya¹, Riichiro Okawa¹ Tsugumasa Iiyama¹ Shota Ueda¹ and Kenetsu Shirakawa¹ ¹Central Research Institute of Electric Power Industry Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[2F01-03] Radiation Effects

Chair: Masahiko Machida (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 9:30 AM - 10:30 AM Room F

[2F01] Study of reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (4)

*Takeyoshi Sunagawa¹, Glenn Harvel², Yutaro Aoki², Kyo Kume³ (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.,
3. WERC)

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Studies on the redox state change characteristics and the dose- and time-dependent inhibitory effects on oxidative DNA damages in mouse organs by radon inhalation

*Takahiro Kataoka¹, Hina Shuto², Shota Naoe², Junki Yano², Norie Kanzaki³, Akihiro Sakoda³, Katsumi Hanamoto¹, Fumihiro Mitsunobu⁴, Hiroaki Terato⁵, Kiyonori Yamaoka¹ (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 3. Ningyo-toge, JAEA, 4. Med. Dent. Pharm., Okayama Univ., 5. Adv. Sci. Res. Cent., Okayama Univ.) 9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Basic study on the effects of radon inhalation on the enhancement of immunomodulatory functions.

*Shota Naoe¹, Takahiro Kataoka², Kaito Murakami¹, Ryohei Yukimine¹, Yuki Fujimoto¹, Norie Kanzaki⁴, Akihiro Sakoda⁴, Fumihiro Mitsunobu³, Kiyonori Yamaoka² (1. Graduate School of Health Sciences, Okayama University, 2. Graduate School of Health Sciences, Okayama University, 3. Graduate School of Medicine Dentistry and Pharmaceutical Sciences, Okayama University, 4. Ningyo-toge Environmental Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency) 10:00 AM - 10:15 AM

PVA-KI ゲル線量計の反応メカニズム研究(4)

Study on reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (4)

*砂川 武義 1、ハーベル グレン 2、青木 祐太郎 2、久米 恭3

「福井工大,2オンタリオ工科大,3若狭湾エネルギー研究センター

本研究室では、部分ケン化ポリビニールアルコール(PVA)とヨウ化カリウム(KI)を原料に、可逆的ゲル 状化学線量計(PVA-KIゲル)を開発した¹⁾。現在、PVA-KIゲルへの重イオン照射におけるゲル線量計の詳細 な特性を明らかにすることが求められている。本研究では発光ダイオードとカラーセンサを組み合わせた、 Heイオン照射と光吸収測定を同時に行うことが可能なinsitu 測定システムを構築し、Heイオン照射による、 受光カウントの時間分解測定を行うことにより、PVA-KIゲルへの重粒子線照射の特性を明らかにすることを 試みた。

キーワード:化学線量計、放射線治療、ゲル線量計、in situ 測定

1. 緒言

PVA-KI ゲルは、放射線がん治療で必要とされる 2Gy 以上吸収線量域において、感度よく放射線を可視化 技術として研究・開発が行われている。本研究では、PVA-KI ゲルに特化した He イオン照射と同時に光吸収 測定を行うことが可能な in situ 測定システムを構築し、受光カウントの時間分解測定を行うことにより、PVA-KI ゲルへの重粒子線照射の特性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

本研究で使用した PVA-KI ゲルは、PVA(重合度 2000, ケン化度 86.5-89.0 mol%) 5.5 wt%, KI 9.1 wt%, ホウ砂 3.6 wt%, 果糖 4.9 wt% を含ん でいる。試料への He イオン照射は、若狭湾エネルギー研究センターに 設置されている多目的シンクロトロン・タンデム加速器を使用した。照 射条件は、He イオンのエネルギー 220MeV、2.0 秒間隔で 0.4 秒間 He イオン照射した。He イオン照射の線量率は 4Gy/min である。本研究に おいて 4Gy 照射を 5 回行い積算で 20Gy となるように照射した。本研 究で構築した in situ 測定システムは、光源に発光波長 500nm の発光ダ イオードを使用し、受光部に浜松ホトニクス社製カラーセンサ S11059-02DT/-03DS 使用した。ここで、カラーセンサ感度波長は 400~540nm を 選んだ。光路長 1 cm の PMMA 製ディスポセルに PVA-KI ゲルを封入し た試料の光吸収の受光カウントの時間分解測定を行った。



図1Heイオン照射における受光カ ウントの時間分解測定結果

3. 結果および考察

図1に PVA-KI ゲルへの He イオン照射による、カラーセンサ Blue (455

- 630 nm) 測定における受光カウントの時間分解測定結果を示す。ここで He イオン照射は 4Gy 照射(緑色線)後 10 分間間隔を空け(赤色線)、再び 4Gy 照射を繰り返した。①に関しては、He イオン照射後受光カウントが減少し約 3 分後に極小を示しその後増大する傾向を示した。②~⑤に関しては、He イオン照射後受光カウントが減少し、約 5 分後に一定になる傾向が見られた。この詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] 砂川武義,青木祐太郎, 放射線化学, vol.112 pp.53-60 (2021).

*Takeyoshi Sunagawa¹, Glenn Harvel², Yutaro Aoki², Kyo Kume³

¹Fukui Univ. of Tech., ²Ontario Tech Univ., ³WERC

ラドン吸入によるマウス諸臓器中のレドックス状態の変化特性と DNA 酸化損傷の抑制効果の濃度・吸入時間依存性の検討

Studies on the redox state change characteristics and the dose- and time-dependent inhibitory effects on oxidative DNA damages in mouse organs by radon inhalation * 片岡隆浩¹, 首藤妃奈², 直江翔太², 矢野準喜², 神崎訓枝³, 迫田晃弘³,

田中裕史 3,花元克巳 1,光延文裕 4,寺東宏明 5,山岡聖典 1

岡山大・¹学術研究院保健,²院保健,⁴学術研究院医歯薬,⁵自然生命科学研究支援セ, ³JAEA・人形峠

ラドン吸入によりマウスの脳や腎臓中の DNA 酸化損傷は抑制し、これには臓器や濃度・吸入時間に依存 性のあることが示唆できた。また、この抑制には抗酸化機能の亢進が関与することも示唆できた。

キーワード: ラドン, 抗酸化機能, DNA 酸化損傷修復

1. 目的

我々は今までに、ラドン吸入により抗酸化機能が亢進することなどを明らかにし、活性酸素由来の疾患 症状が抑制することを示唆してきた。他方、ラドン療法の新規適応症の探索のため、吸入による諸臓器中 の活性酸素種と抗酸化機能のバランス(レドックス状態)やその安全性(DNA 損傷修復)を明らかにする ことは重要である。このため本研究では、ラドン吸入による諸臓器中のレドックス状態の変化特性と DNA 酸化損傷の抑制効果に関するラドンの濃度・吸入時間依存性について検討した。

2. 方法

マウスに2または20kBq/m³のラドンを1・3・10日間各々吸入させ,脳・腎臓・小腸中のDNAの酸化損 傷指標となる 8-hydroxy-2'-deoxyguanosine (8-OHdG) とその修復指標となる 8-oxoguanine DNA glycosylase (OGG1)および抗酸化タンパク質の Mn superoxide dismutase (SOD)の各量を定法に従い分析した。

3. 結果

8-OHdG 量は, 腎臓ではいずれのラドン吸入条件下で, 脳では 20 kBq/m³を 3・10 日間吸入した条件下で 両者有意に減少した。OGG1 量は, 腎臓では 2 kBq/m³を 3・10 日間吸入した条件下で 19~29%, 小腸では 20 kBq/m³を 1 日間吸入した条件下で 37%, 両者増加したが有意差はなかった。Mn-SOD 量は, 腎臓では 2 kBq/m³を 1・3・10 日吸入した条件下で 15~45%, 小腸では 2 kBq/m³を 3 日吸入した条件下で 22%, 両者 増加したが有意差はなかった。

4.考察

ラドン吸入により脳や腎臓中の DNA 酸化損傷は抑制し,これには臓器や濃度・吸入時間に依存性のある ことが示唆できた。また,この抑制には活性酸素種除去能などの抗酸化機能の亢進が関与することも示唆 できた。

^{*}Takahiro Kataoka¹, Hina Shuto², Shota Naoe², Junki Yano², Norie Kanzaki³, Akihiro Sakoda³, Hiroshi Tanaka³, Katsumi Hanamoto¹, Fumihiro Mitsunobu⁴, Hiroaki Terato⁵, Kiyonori Yamaoka¹

^{1,2}Grad Sch Health Sci, ⁴Grad Sch Med Dent Pharmaceu Sci, ⁵Adv Sci Res Cent, Okayama University, ³Ningyo-toge, JAEA

ラドン吸入による免疫調節機能の亢進効果の基礎検討

Basic study on the effects of radon inhalation on the enhancement of immunomodulatory functions

*直江翔太1,片岡隆浩2,村上海斗1,雪峰諒平1,藤本有希1,

神崎訓枝4, 迫田晃弘4, 光延文裕3, 山岡聖典2

岡山大・¹院保健,²学術研究院保健,³学術研究院医歯薬,⁴JAEA・人形峠

マウス血清中のサイトカイン代謝の変化特性から、ラドン吸入により免疫調節機能が亢進し、その作用は 正常とリウマチモデルのマウスでは異なるものの自己免疫疾患の抑制が示唆できた。

キーワード: ラドン, サイトカイン, 免疫調節機能, リウマチマウス

1. 緒言

我々は今までに、ラドン吸入により抗酸化・免疫機能が亢進することを報告してきたが、免疫調節機能に 関して充分な解明はされていない。これに関して、本研究では血清中のサイトカイン代謝に着目し、ラドン 吸入が正常と関節リウマチ(RA)モデルのマウスの免疫調節機能に及ぼす効果などについて検討した。

2. 方法

正常な BALB/c マウスに, 擬似 (Sham) とラドン (2000 Bq/m³) の各吸入を 14 または 28 日間施した。SKG/Jcl マウスに zymosan を投与して自己免疫疾患である RA のモデルを作成した後, Sham とラドン (2000 Bq/m³) の各吸入を 28 日間施した。血清中の顆粒球単球コロニー刺激因子 (GM-CSF), interferon (IFN) - γ , interleukin (IL) -1 β , IL-2, IL-4, IL-5, IL-6, IL-9, IL-10, IL-12(*p*70), IL-13, IL-17A, 腫瘍壊死因子 (TNF) - α の各サイトカイ ンの濃度, 脾臓 (BALB/c) と肺 (SKG/Jcl) 中の superoxide dismutase (SOD) と catalase の両活性および total glutathione (t-GSH) 量を, 各々定法に従い分析した。また, RA モデルマウスに関しては, 1 週間毎に四肢を 撮影しリウマチのスコアリングを実施した。

3. 結果・考察

各種サイトカイン濃度の変化特性から,helper T (Th) 1,Th2,または Th17 細胞の免疫応答を評価した結果, 正常マウスでは,ラドン吸入により免疫のバランスを保つように調節かつ促進されることがわかった。RA モ デルマウスでは,zymosan 投与により Th1,Th2 応答が抑制され Th17 応答が促進したが,ラドン吸入により正 常状態に近づくように調節された。また,両マウスもラドン吸入により免疫恒常維持や抗炎症作用のある制 御性 T 細胞 (Treg) から分泌される IL-10 の濃度が増加し,これが免疫調節機能の亢進に関与することも考察 できた。

4. 結論

ラドン吸入により免疫調節機能が亢進し、その作用は正常と RA モデルのマウスでは異なるものの自己免 疫疾患が抑制されることが示唆できた。

^{*} Shota Naoe¹, Takahiro Kataoka², Kaito Murakami¹, Ryohei Yukimine¹, Yuki Fujimoto¹, Norie Kanzaki⁴, Akihiro Sakoda⁴, Fumihiro Mitsunobu³, Kiyonori Yamaoka²

^{1,2}Grad Sch Health Sci, 3Grad Sch Med Dent Pharmaceu Sci, Okayama University, 4Ningyo-toge, JAEA

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

[2F04-08] Radiation Safety Management

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.) Thu. Mar 17, 2022 10:30 AM - 12:00 PM Room F

[2F04] Development of software for automatically assignment of radionuclide names to peaks in gamma-ray spectra *Michio Aoyama^{1,2}, Naoto Takano³ (1. Univ. of Tsukuba, 2. Fukushima Univ., 3. Scarabs) 10:30 AM - 10:45 AM [2F05] Invention of the magnet-fixing glasses for full-face type respirators *Ken Tamura¹, Yoshiyuki Shuji¹, Hiroshi Hirano¹, Joji Tachihara¹, Yosuke Ono¹, Hiroyuki Shoji¹, Takashi Kawasaki¹ (1. JAEA) 10:45 AM - 11:00 AM [2F06] The dose-reduction activity of the lens of the eye at Tokai Reprocessing Plant *Saki Nishino¹, Ryo Nemoto², Hiroyuki Hayashi², Daisuke Kobayashi¹, Hidemi Isomae¹, Shuhei Sakuma¹, Misaki Takimoto¹, Shun Okuyama¹, Motoyoshi Unno¹, Takahiko Kitao¹ (1. JAEA, 2. E&E Techno Service) 11:00 AM - 11:15 AM [2F07] Analyses of ICRP Publications for Occupational Intakes of Radionuclides *Fumiaki Takahashi¹, Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹ (1. JAEA) 11:15 AM - 11:30 AM [2F08] Study on specifications of a simplified version of the Internal Dose Calculation Code *Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹, Fumiaki Takahashi¹ (1. JAEA) 11:30 AM - 11:45 AM

ガンマ線スペクトルから自動的に核種同定するソフトの開発研究

Development of software for automatically assignment of radionuclide names to peaks in gamma-

ray spectra*青山 道夫^{1,2}、高野直人³

1筑波大学、2福島大学、3株スカラベ

キーワード:ガンマ線スペクトル、核種自動同定

1. 緒言

ゲルマニウム半導体検出器のガンマ線スペクトル解析におけるピーク探査やピーク面積の求め方について は、文部科学省マニュアル「ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー」が長く使われ てきた。その改訂版が令和2年9月に原子力規制庁から出版¹⁾されており、その中でスペクトル解析の方法 が詳細に記載されている。しかし、現実には記載された通りの方法で解析できるにせよ、あるいは処理の方 法がユーザーにゆだねられている部分もあり、ゲルマニウム半導体検出器のガンマ線スペクトル解析を行う には相当高度の知識と経験が必要である。事実、各種のガンマ線スペクトル解析ソフトの共同実験を行い、 参照スペクトルを配布して、同定されるピークの数やその面積を比べると、おおむね一致することもあれば 大きく異なる結果を出している場合もある²⁾。さらに核種の同定にはガンマ線スペクトル解析におけるピー ク探査やピーク面積だけでない要素を考慮する必要が現実には存在する。ピーク位置のエネルギーやピーク 面積が正確に得られたとしても、核種が正しく同定できないと、測定の目的である対象試料中に存在する核 種とその放射能濃度は、放射能濃度の計算に必要な半減期やそのエネルギーにおけるガンマ線の放出比が決 まらないので求めることが出来ない。2011年3月の東電福島第一原発事故後のガンマ線スペクトル解析で は、短寿命の核分裂生成核種が多数存在しピーク分離がうまくいかない、あるいはサム効果補正が行えず、 正しい放射能濃度が得られていない例などが見受けられた。これらの中のいくつかの問題点はすでに日本ア イソトープ協会の次世代スペクトル解析専門委員会の報告³⁾で議論した。

我々はすでに開発され市販されている1)ピークサーチ、関数適合よる複合ピーク分離、ピーク位置の 決定 2)ピーク面積の計算 3)サム効果補正 が実行できるソフト(PSCAN)に組み込む形で 核種を 自動的に同定することとエネルギー校正を同時に行うことができるソフトを開発したので報告する。

2. 核種自動同定ソフトの概要

ピーク位置の測定値群と核データライブラリーのエネルギー群の"パターン"を照合することで、核種を自 動的に同定することとエネルギー校正を同時に行っている。

ライブラリーエネルギー群の"パターン"を作成するために、環境放射能の測定で 検出される可能性のあ るピーク 421 本を選択する。核種の数は 80 である。 ピーク探査で得られたピークを孤高度が大きい順に5 本抜き出し、ライブラリー から抜き出した5本のピークと比較する。組み合わせの数は 421*420* 419*418*417~10¹³になる。すべての組み合わせを尽くす計算を実行すると何日という時間が 掛かる。これを減少させる方法を開発し、計算に要する時間は数分以下となった。5本のピークの同定は1 0通り程度以下となる(この方法及び"孤高度"は発表の際に述べる)。

同定された5本のピークを用いてエネルギーを較正し、核種と所属 Pk# の関係 から、存在する筈の無い Pk#、欠かす事の出来ない Pk# を調べる。較正式候補 の中からの選択は容易であった。 最終的に数組のエ ネルギー校正式が得られ、そのいずれかを承諾することで、それぞれのピークに対する核種が確定し、同時 にエネルギー校正も確定する。

3. 結論

環境放射能測定で得られるガンマ線スペクトルの解析において、ピークサーチ、関数適合よる複合ピーク分離およびピーク位置の決定が正しくなされていることを前提として、核種を自動的に同定することとエネル ギー校正を同時に行うことが出来るソフトウエアを開発した。この手法は例えば中性子放射試料のガンマ線 スペクトルに対しても、核データライブラリが準備できれば、同様に核種を自動的に同定することが出来る と考えている。

1) <u>https://www.kankyo-hoshano.go.jp/wp-content/uploads/2020/12/No7.pdf</u> 2) Blaauw M, Keyser RM, Fazekas B. Comparison of alternative methods for multiplet deconvolution in the analysis of gamma-ray spectra. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 1999;432(1):77-89. 3) 日本アイソトープ協会理工学部会次世代スペクトル解析専門委員会(青山 道夫、秋山 正和、浅井 雅人、阿部 敬朗、佐藤 泰、高野 直人、高宮 幸一、濱島 靖典、武藤 儀一、山田 隆志、石津 秀剛). ガンマ線スペクトル解析におけるピーク探査と面積計算実態と今後のスペクトル解析のあるべき姿. RADIOISOTOPES, 65, 267, 2016

*Michio AOYAMA^{1,2}, Naoto TAKANO³ ¹Univ. of Tsukuba, ²Fukushima Univ. ³Scarabe

全面マスク用マグネット固定方式メガネの考案

Invention of the magnet-fixing glasses for full-face type respirators

*田村 健¹,周治 愛之¹,平野 宏志¹,立原 丈二¹,小野 洋輔¹,庄司 博行¹,川崎 位¹

¹JAEA

マグネット固定により多様な型式の全面マスクに対応できるメガネを開発することで、メガネを使用する 全面マスク作業者の安全性向上を実現した。

キーワード: 放射線防護, 放射線管理, 呼吸保護具, 内部被ばく防護, メガネ, 全面マスク

1. 緒言

作業者の内部被ばく防護のために使用する全面マスクは、顔面全体を密着性の高い面体で覆うことでマス ク内の気密を担保する構造であるが、不適切な着用により内部被ばく事例が発生することがある。特に、作 業者がメガネを使用する場合、顔面と面体の間にテンプル(耳にかける部分)による隙間ができ汚染を吸入 する危険性が高まることから、マスクメーカーは面体内側に取り付ける専用の視力矯正用メガネを提供して いるものの、度数には限りがあり、作業者の視力によっては全面マスクを用いる作業に従事できない。また、 従事できても眼精疲労が安全面に影響を及ぼすことなどが懸念される。さらに、この視力矯正用メガネはマ スクの型式ごとのオプション扱いであり、型式変更等への柔軟な対応が困難であった。

そこで、マグネット固定により多様な型式の全面マスクに対応できるメガネの開発を行った。

2. 方法

全面マスク用メガネの開発コンセプトとして、①汎用性の高いもの、②全面マスクの内側に設置し、顔面 と面体との間に隙間ができないこと、③全面マスク装着後も容易にメガネ位置を調整できること、④面体及 び装着者を傷つけないようにすること、⑤メガネは曇りづらいものにすること、⑥低コストにすることを検 討した。検討の結果を踏まえ、開発した全面マスク用マグネット固定方式メガネの機能確認試験を行った。

3. 結果

開発した全面マスク用マグネット固定方式メガネは、テンプルのないメガネをマグネット付クリップで把 持し、外側のマグネットと面体を挟むことで磁力によりメガネを固定するものである。そのため、多様な型 式の全面マスクに対応でき、全面マスク装着後も容易にメガネ位置を調整できる。メガネについては、曇り 止め加工が施されテンプルの部分を外すことができるものであれば作業者の視力にあった市販品を使用する ことが可能である。また、機能確認試験においては、メガネが脱落しないこと、メガネが曇りづらいこと、 メガネ装着に要する時間等を確認し、実用する上で十分に利用可能であることを確認した。

4. 結言

既存マスクメーカー製品に対して汎用性に優れ、 多くのメガネ使用者に対して使用可能となるマグ ネット固定方式メガネを開発することで、メガネを 使用する全面マスク作業者の安全性向上を実現す ることができた。

また、マグネット固定方式を応用し、全面マスク 内部に水晶体用線量計や無線通信装置等を取り付 けることで安全性を確保した状態で更なる作業効 率の向上に利活用できると考える。



図. 全面マスク用マグネット固定方式メガネ

*Ken Tamura¹, Yoshiyuki Shuji¹, Hiroshi Hirano¹, Joji Tachihara¹, Yosuke Ono¹, Hiroyuki Shoji¹, Takashi Kawasaki¹ ¹JAEA

東海再処理施設における眼の水晶体の被ばく低減対策

The dose-reduction activity of the lens of the eye at Tokai Reprocessing Plant *西野 紗樹¹,根本 良²,林 宏幸²,小林 大輔¹,磯前 日出海¹, 佐久間 修平¹,滝本 美咲¹,奥山 駿¹,海野 基義¹,北尾 貴彦¹ ¹日本原子力研究開発機構,²E&E テクノサービス

東海再処理施設の作業員の眼の水晶体被ばくの低減化を図るため、グローブボックス作業の従事者を対象 に水晶体近傍の線量を測定し、放射線防護具の新規選定及び水晶体被ばくの作業管理方法の確立を実施した。

キーワード:東海再処理施設、水晶体被ばく、防護の最適化

1. 緒言 東海再処理施設のプルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) は、使用済燃料を再処理し分離精製した

硝酸プルトニウム溶液を硝酸ウラン溶液と混合し MOX 粉末に転換する施設であり、廃止措置に移行中である。PCDFではプルトニウム等の核物質を グローブボックス(GB)内外で取扱い、至近距離かつ多方向からの放射線の影響を受けやすい環境下であるため、²⁴¹Puの壊変生成物である²⁴¹Amからの 59.5 keV のγ線に対する被ばくの防護が重要となる。令和3年4月に水晶体等価線量限度が引き下げられたことに伴い、PCDFの作業環境を踏まえた水晶体被ばくに対する防護の最適化を図るため、水晶体近傍の被ばく線量を評価し、図1に示すフローに従い、水晶体用放射線防護具の①新規選定、②有効性確認及び③眼の水晶体被ばく管理方法の確立を実施した。



2. 評価方法 ①水晶体用放射線防護具の選定:市販の水晶体用放射線防護具のうち、メガネタイプ:FG50-770 (0.5 mmPb,(株)マエダ製。以下「防護メガネ」という。)とフェイスシールドタイプ:FP-3 (0.1 mmPb, (株)保科製作所製)を装着した人体形状ファントムを GB 前に設置し、作業による放射線照射を静的に模擬し て防護具の内外の線量を測定することで遮へい効果を評価した。②放射線防護具の有効性の確認:PCDFの 主な作業である工程内廃棄物取扱いに従事する作業員を対象に、①にて選定した放射線防護具の動的な遮へ い効果及び水晶体被ばく低減に係る有効性について評価した。遮へい効果は、東海再処理施設における水晶 体の等価線量に対する管理レベル(3.7 mSv/3 か月)及び過去の体幹部の被ばく実績を考慮して遮へい効果 20%以上を目標値とした。③眼の水晶体被ばく管理方法の確立:放射線防護具及び水晶体用線量計の適用を 見据え、ガラス線量計(作業管理用)による日常的な被ばく管理の運用について検討した。

3. 結果 ①人体形状ファントムを用いた線量測定の結果、より遮へい効果が高く作業性の良い防護メガネを 選定した。②防護メガネ着用時の水晶体近傍の被ばく線量結果から評価した遮へい効果を図 2 に示す。1 日 あたりの水晶体等価線量の目標値(60µSv)を基準にすると、線量が基準以上となる作業(A域:主に GB に おいて廃棄物を取扱う作業や GB からの廃棄物搬出作業等)では遮へい効果が 40%以上(平均約 66%)と高 く安定している一方で、基準未満となる作業(B域: GB 作業の補助等)では、約 10~90%と広範囲に分布

した結果となった。防護メガネの遮へい効果は、眼部への放射 線の入射角度に影響を受けるが、作業体勢・作業環境は毎回異 なり線源となる廃棄物との距離や位置関係が一定でないこと がばらつきの原因であると推測されるものの、線量の高いA域 では目標値である 20%を上回る遮へい効果が確認され、水晶 体被ばくの低減に有効であることがわかった。③定常モニタリ ング用(TLD:1か月測定)と日常管理用(ガラス線量計:1日 測定)の水晶体用線量計による測定結果に相関が確認され、ガ ラス線量計を日常の個人被ばく作業管理に適用することとし た。令和3年度から廃棄物取扱いに従事する作業員を対象に防 護メガネ及び水晶体用線量計の着用を開始し運用している。



図2 防護メガネ外側の被ばく線量及び遮へい効果

*Saki Nishino¹, Ryo Nemoto², Hiroyuki Hayashi², Daisuke Kobayashi¹, Hidemi Isomae¹, Shuhei Sakuma¹, Misaki Takimoto¹, Shun Okuyama¹, Motoyoshi Unno¹ and Takahiko Kitao¹

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² E&E Techno Service

国際放射線防護委員会による職業人の放射性核種摂取に関する刊行物の分析

Analyses of ICRP Publications for Occupational Intakes of Radionuclides

*高橋 史明¹, 真辺 健太郎¹, 佐藤 薫¹

1原子力機構

国際放射線防護委員会(ICRP)は、2007 年勧告に準拠して職業被ばくによる内部被ばく線量評価に用いるデー タ等を含む刊行物を公開している。これらの刊行物等を調査し、2007 年勧告の国内の放射線安全基準への取 入れに伴う内部被ばく防護のための基準値の改正で留意すべき課題等を分析した。

キーワード:放射性核種、職業被ばく、内部被ばく線量評価、国際放射線防護委員会、OIR シリーズ

1. 緒言 国内の放射線安全基準は、国際放射線防護委員会(ICRP)による 1990 年勧告の主旨を踏まえて制定 されている。一方で、1990 年勧告に置き換わる基本勧告の 2007 年勧告が公開されており、新勧告の主旨を反 映して国内の安全基準を改正する検討も進められている。令和4年1月現在、ICRP は 2007 年勧告に準拠し た職業被ばくによる内部被ばく線量の評価に用いるデータ等を OIR(Occupational Intakes of Radionuclides)シリ ーズの Part 1(Publ.130)、Part 2(Publ.134)、Part 3(Publ.137)及び Part 4(Publ.141)として刊行し、完結版となる Part 5のドラフト文書も HP で公開している。 そこで、ドラフト文書を含めた OIR シリーズを調査し、2007 年勧 告の取入れに伴う内部被ばく防護基準値の見直しで留意すべき課題等を分析した。

2. 調査・結果 国内の職業被ばくの防護で考慮すべき空気中濃度限度は、「告示 RI の数量等を定める件(RI 数量告示)」で与えられている。現行の基準値については、平成 11 年 4 月に放射線審議会基本部会が示した「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針」に基づき制定された。そこで、同指針等を参照して、OIR シリーズに基づく内部被ばく防護基準値の改正における課題等を分析した。

現行の RI 数量告示にある空気中濃度限度は、1990 年勧告に準拠する実効線量係数(摂取した放射能量当た りの実効線量、Sv/Bq)に基づき制定された。ICRP は 2007 年勧告に準拠する内部被ばく線量評価のプロセス として、摂取した核種の量(放射能)に実効線量係数を乗じる手法を引き続き採用している。RI 数量告示の別 表第 2 では、核種と化学形等の組合せで決まる放射性同位元素の種類に応じた基準値が制定されているが、 OIR シリーズの中では ICRP が新たに収集した科学的知見等を踏まえて化学形等が多くの元素で見直されて いる。また、Publ.107 に編集されている半減期 10 分以上の核種に対する実効線量係数が与えられているが、 別表第 2 にない 9 核種も含まれる。一方、別表第 2 に含まれる半減期 10 分未満の核種及び Md の同位元素に 対して、OIR シリーズで実効線量係数は提供されない見込みである。他、OIR part 5 のドラフト文書の付録と して、ガスのサブマージョンに対する実効線量を計算するための係数が掲載されている。ここでは、別表第 2 にない Ne の同位元素に対するデータも含まれる一方、別表第 2 で掲載されている C、N、O 及び CI の 8 核 種に対する係数は与えられていない。さらに、掲載されている係数は作業環境を模擬して計算されており、 サブマージョン核種に対する RI 数量告示にある空気中濃度限度の算定で考慮した条件とは異なる。

3. 今後の課題 内部被ばく防護のための新しい基準値は、2007 年勧告に準拠する実効線量係数に基づいて改 正されることが想定される。ここで、ICRP が 2007 年勧告に準拠する実効線量係数を提供しない短半減期核 種に関して、RI 数量告示へ掲載となった場合は国内で独自に実効線量係数を整備する必要がある。サブマー ジョンによる被ばくに関しては、核種に加えて考慮すべき被ばく状況を検討することも課題となる。

謝辞:本発表は、原子力規制庁「令和3年度放射線対策委託費(内部被ばく線量評価コードの高度化及び運用・普及促進)事業」により得られた成果を含む。

*Fumiaki Takahashi¹, Kentaro Manabe¹ and Kaoru Sato¹ ¹JAEA

内部被ばく線量評価コード簡易版の仕様の検討

Study on specifications of a simplified version of the Internal Dose Calculation Code

*真辺 健太郎1、佐藤 薫1、高橋 史明1

¹JAEA

JAEA は、国際放射線防護委員会 (ICRP) 2007 年勧告に準拠した内部被ばく線量評価コードを開発してきた。 今後、設定可能な計算条件を制限し、より容易に操作可能な簡易版を新たに開発することとなった。本発表 では、コード簡易版の仕様に係る検討結果について報告する。

キーワード: 内部被ばく、線量評価、国際放射線防護委員会、線量係数、摂取量推定、モニタリング

1. 緒言

JAEA は、原子力規制庁からの受託事業において、ICRP 2007 年勧告に準拠した内部被ばく線量評価コード (以下、フル機能版と呼ぶ。)を開発した。フル機能版は、線量評価用のモデルやデータの編集が可能で、様々 な摂取条件について解析できるなど専門家向けとなっており、利用にあたっては許諾が必要となる。一方で、 放射線施設を有する事業所等における線量限度遵守の確認や防護計画の立案等のように、ICRP の既定条件の み考慮すれば十分なコード利用者も想定される。今後、2007 年勧告に基づく法令が施行された際は、同勧告 に準拠した線量評価や被ばく管理が必要となるため、より幅広い人々が容易に利用可能で必要十分な機能を 有するコード簡易版を開発することとし、今年度は仕様の検討を行った。

2. 仕様の検討

コード簡易版の仕様を検討するにあたって、旧放射線医学総合研究所が開発した 1990 年勧告対応の摂取量 推定・線量評価コード MONDAL と、そのウェブ版であるグラフ検索フォームを参考にするとともに、国内 の専門家と意見交換を行った。

フル機能版は、体内放射能や線量係数(核種1Bq摂取あたりの実効線量)を計算するための基礎となるモ デルやデータを参照し、その都度計算を行うため、動作させる PC には一定の能力が必要となる。そこで、簡 易版は、MONDAL やグラフ検索フォームと同様に、主要な核種の既定条件における摂取について体内放射能 や排泄率の時間推移、線量係数等をあらかじめ計算しておいてデータベース化し、これを参照する方式とす ることで計算負荷の低減を行うこととした。簡易版の形態として、モバイルアプリとウェブアプリについて 検討した。モバイルアプリは、一度デバイスにインストールすればネット環境の有無を問わずに利用可能と なるものの、開発にあたっては多様なモバイル OS やアプリストアへ対応する必要があり、動作保証や維持 管理に係るコストが大きい。一方、ウェブアプリは、使用にあたってネット環境が必須となるものの、デバ イスの種類を問わずにひとつのソフトウエアで対応可能となり、不具合のリスクや維持管理コストを大幅に 軽減できることから、簡易版はウェブアプリとして開発することとした。

3. 今後の開発計画

開発期間は、令和4年度から4年間の予定である。1年目にプロトタイプの開発、2年目に専門家への試用 提供と意見募集、3年目に得られた意見に基づく改良、4年目に検証を行い、完成させる計画である。他に、 大学での講義や研修等での利用も想定し、簡易版の提供方法に係る検討を行う。

本件は、原子力規制委員会「令和3年度放射線対策委託費(内部被ばく線量評価コードの高度化及び運用・普及促進)事業」により得られた成果の一部である。

*Kentaro Manabe¹, Kaoru Sato¹ and Fumiaki Takahashi¹, ¹JAEA.

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

[2F09-13] Environmental Dynamics

Chair: Michio Aoyama (Univ. of Tsukuba) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room F

[2F09]	Environmental Dynamics of Tritium in Fukushima Coastal and Offshore Area: Analysis of Monitoring Data
	*Masahiko Machida', Ayako Iwata', Susumu Yamada' (1. JAEA)
[2F10]	Numerical simulation of radiocesium dynamics during flooding events in rivers in Fukushima
	*Keisuke Taniguchi ¹ , Kouki Nasu ² , Hirotsugu Arai ² , Yukio Takeuchi ² , Kazumi Katsuno ² , Kazuki Fujita ² , Yasuo Onishi ³ (1. NIT Tsuyama College, 2. FPCEC, 3. Higashi Nippon International
	3.00 PM - 3.15 PM
[2F11]	Estimation of characteristics of radioiodine and tellurium released in the FDNPP accident from environmental measurement data *Hiromi Yamazawa ¹ , Hikaru Nishiyama ¹ , Jun Moriizumi ¹ (1. Nagoya Univ.) 3:15 PM - 3:30 PM
[2F12]	Performance evaluation of atmospheric dispersion model ensemble for plume arrival prediction performance near the nuclear power plant *Yusaku Kiriyama ¹ , Hiromi Yamazawa ¹ , Jun Moriizumi ¹ (1. Nagoya University) 3:30 PM - 3:45 PM
[2F13]	Development of a deep learning model for predicting plume concentrations in the urban area

*Yuuichi Asahi¹, Naoyuki Onodera¹, Yuta Hasegawa¹, Yasuhiro Idomura¹ (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

福島沿岸及び沖合におけるトリチウムの環境動態:モニタリング結果の分析

Environmental Dynamics of Tritium in Fukushima Coastal and Offshore Area: Analysis of Monitoring Data

*町田 昌彦¹,岩田亜矢子¹,山田 進¹

1日本原子力研究開発機構

発表者らは、これまでの学会や論文 1)2)において、各機関及び東電が公開してきた1F 港湾内外のモニタ リングデータから Cs-137、トリチウムの1F 港湾から福島沿岸での環境動態について議論してきた。本発表 ではこの解析対象をトリチウムとし、福島沿岸から沖合、そして宮城県から千葉県沖合も含めてトリチウム のモニタリングデータを分析し、その経時変化傾向より推定される環境動態について報告する。

キーワード:トリチウム,海水流動,福島沿岸及び沖合,放射性物質環境動態

1. 緒言

トリチウムは、微視的レベルで見ると、水素の同位体(³H:略記号 T)であるため、主にトリチウム水(HTO) と呼ばれる化学形態をとり、水分子(H₂O)と凡そ同様の振る舞いをすると考えられている。従って、その分離 は難しく、福島第一原発内に処理水として貯留され、事故後10年以上が経過する中で、その量が膨大となり、 廃炉への影響が取り沙汰されてきた。

そのような状況下、2021年4月、政府は処理水の海洋放出を決定した。従って、放出によるトリチウムの モニタリングが今後、重要な役割を示すと考えられる一方、海洋には、自然由来や核実験由来のトリチウム が既に存在しており、それらのインベントリーを評価した上で、追加のトリチウムを分析する必要がある。

著者らは、これまで、主に Cs-137 に着目し、1F港湾内外のモニタリング結果の分析を通して、福島沿岸 の環境動態について分析結果を報告してきた。その結果、Cs-137 は、懸濁態との相互作用による特異な振る 舞いが見て取れるが、トリチウムの場合は、水の動態と巨視的レベルでは同等であり、地球環境における水 の動態という観点からの興味も存在し、更に今般、あらためて重要な核種として、注目を受けているトリチ ウムに焦点を当て、それ自身の環境動態という観点から、福島沿岸及びその沖合と更に、宮城県から千葉県 にかけての陸棚海域を分析対象として研究を行った。

2. トリチウムのモニタリングとそのデータ解析

本発表では、トリチウムの福島沿岸及び沖合でのモニタリング結果を基に、現在の濃度分布、そして、その経時変化について分析結果をまとめる他、モニタリング海域でのトリチウムのインベントリーを基に、1 F貯留量との比較を行うことで、海洋放出の影響について論じる。更に、核実験が行われていた時期(1960 年代)以降の海洋でのトリチウム分布データを紹介し、それらのデータから其の当時から現在までのインベ ントリーの経時変化を明らかにする。また、その評価を宮城県から千葉県の沖合まで拡大し、議論する。

3. 結論

トリチウムの環境動態についての知見を分析し、その知見を深めることは急務な課題である。得られる知 見は、環境動態のモデリングに反映され、海洋放出に関連し、今後、重要な知見の1つになると考えられる。

参考文献

[1] 町田昌彦他、福島第一原発港湾からの放射性セシウム 137 の推定流出量の変遷—2011 年 4 月~2018 年 6 月までの 7 年間に渡る月間流出量の推定—、日本原子力学会和文誌 2019 年 18 巻 4 号 p. 226-236

[2] 町田昌彦他、福島第一原発港湾から流出したトリチウム量の経時変化の推定---流出量変化の要因分析と福島事故前後の日本及び世界の原子力施設との排出量比較--- 日本原子力学会和文誌(accepted).

*Masahiko Machida¹, Ayako Iwata² and Susumu Yamada¹

¹Japan Atomic Energy Agency

福島の河川における出水時の放射性セシウム動態の数値シミュレーション

Numerical simulation of radiocesium dynamics during flooding events in rivers in Fukushima

*谷口 圭輔¹,那須 康輝²,新井 宏受²,竹内 幸生²,勝野 和美²,藤田 一輝²,大西 康夫³ ¹津山高専,²福島県環境創造センター,³東日本国際大学

抄録 東京電力福島第一原子力発電所事故により拡散された放射性セシウムの河川における動態について、 1 次元有限要素法モデル・TODAM によるシミュレーションを行った。

キーワード: 放射性セシウム,河川,福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

2011年3月の東京電力福島第一原子力発電所事故により環境中に拡散された放射性核種のうち、比較的半減期が長い Cs-137 の動態については、長期的に実態把握を行う必要がある。河川は、未除染のまま残されている森林と、農地・都市域など生活圏とをつなぐ役割を果たすことから、河川を介した Cs-137 の動態は住民の生活の安全のために重要である。

2. 研究方法

阿武隈川の支流のひとつであるロ太川を対象に、1 次元有限要素法モデルである TODAM [1] を用いて、出 水時の Cs-137 濃度の経時変化の再現を試みた。ロ太川では、2011 年 6 月から現在まで、放射性セシウムの長 期モニタリングが実施されており[2]、シミュレーションに必要な河川流量と浮遊懸濁物質(SS)濃度の時系列 データおよび SS の粒度分布のデータが利用できる。解析対象とした出水は、2018 年 7 月 5 日~6 日に観測さ れたもので、総降水量は 36 mm であった。本川上流と、集水域の面積が大きい 2 つの支川(水境川・安達太 田川)で約 4 時間おきにとられた形態別 Cs-137 濃度を境界条件として与え、下流端における SS 濃度・形態 別 Cs-137 濃度を算出し、実測値との比較を行った。

3. 結果・考察

図1に、下流端における流量・SS 濃度・ 形態別 Cs-137 濃度の経時変化を示す。流量 のピークよりも早く SS 濃度が上昇するこ と、流量のピーク以降に懸濁態 Cs-137 濃度 がやや低下するという特徴を再現すること ができた。今後は、長期観測から得られた Cs-137 濃度の低下傾向と合わせた解析を行い、 今後起こりうる出水の際の、Cs-137 の流出 量の見積もりを行う。



参考文献

 [1] Onishi, Y., Perkins, W.A., 1994. TODAM One-dimentional Sediment and Contaminant Transport Model with Multiply Connected Networks. In: Theory and Numerical Methods, vol. 1. Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington.
 [2] Taniguchi, K., Onda, Y., Smith, H.G. et al., 2020. Dataset on the 6-year radiocesium transport in rivers near Fukushima Daiichi nuclear power plant. Sci Data 7, 433 (2020).

*Keisuke Taniguchi¹, Kouki Nasu², Hirotsugu Arai², Yukio Takeuchi², Kazumi Katsuno², Kazuki Fujita² and Yasuo Onishi³

¹National Institute of Technology, Tsuyama College, ²Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, ³Higashi Nippon International University

環境測定データからの 1F 事故放出放射性ヨウ素及びテルルの放出時の特徴推定

Estimation of characteristics of radioiodine and tellurium released in the 1F accident

from environmental measurement data

*山澤弘実¹,西山 暉¹,森泉純¹ 1名大院工

1F事故時の環境中放射性ヨウ素ガス・粒子比の測定データから、ヨウ素・テルル挙動モデルを用いて、放 出時のヨウ素の粒子、無機ガス状、有機ガス状の組成割合、¹³²Te/¹³²I比、¹³²Te 沈着速度を評価した。

キーワード:1F 事故,ヨウ素,テルル,環境中挙動

1. 諸言 福島原発起源プルームによる被ばくは、主に放射性ヨウ素によるものであり、放射性ヨウ素及び その親核種である¹³²Teの環境中動態は事故影響事後評価の焦点である。放射性ヨウ素は環境中でガス状の有 機ヨウ素・無機ヨウ素と粒子状ヨウ素の3つの性状を持ち、¹³²Teはガス状・粒子状の2つの性状を持つ。し かし、事故初期のこれら核種の物理化学的性状に関する実測データは限られている。本研究では、環境中放 射性ヨウ素ガス・粒子比の測定データから、挙動モデルを用いて放出時点での放射性ヨウ素組成、¹³²Te/¹³²I 比及び¹³²Te 沈着速度を評価し、事故原子炉のプルーム放出経過との関係を考察する。

2.方法 挙動モデルは、¹³¹I、¹³²I、¹³²Te を対象として、ヨウ素については上記3成分、¹³²Te は2成分の大 気中濃度の経時変化評価するもので、エアロゾル粒子への吸脱着、有機ヨウ素光分解、乾性沈着、湿性沈着 及び壊変の各過程を考慮した。放射性ヨウ素のガス・粒子比は推定対象パラメータに依存性を持つことを利 用し、実測のガス・粒子比を再現するパラメータを探索する方法を採用した。対象プルームは、降水影響の ない p2、P2 及び P9 と、降水影響のある P4 及び P9'とした。降水影響がある場合は、対象核種各成分の洗 浄係数が異なることにより、モデル計算によるガス・粒子比が変化する。洗浄係数には比較的大きな不確か さが存在するため、評価結果の洗浄係数に対する感度解析を行い、推定された放出時放射性ヨウ素組成の不 確かさは約0.1 であることを確認した。この感度解析の結果は割愛する。

3. 結果 推定結果を表に示す。放出時点での放射性ヨウ素の組成比では、3月14日夜から翌未明の放出に 対応する p2 で有機ヨウ素の割合が大きく他プルームでは 0.1 程度かそれ以下であることと、21日放出の P9 及び P9'で粒子割合が小さく無機割合が大きいことが指摘される。p2 は1或いは3号機の寄与が指摘されて おり、後者であれば S/C での液相での有機ヨウ素生成と 14日夕方一夜に起きた格納容器圧力低下に起因する

可能性が指摘される。p2 と P2 は茨城県内で は連続したプルームとして観測されている が核種組成が明瞭に異なることが指摘され ており、ヨウ素の初期組成が両者で異なる今 回の結果はその知見と整合的である。P2 で は沈着速度が大きいと推定されており、P2で 特異的に発見されている CsMP(高濃度で放 射性 Cs を含むµm オーダーの粒子)の存在 と整合する。

表 推定された各プルームの放射性ヨウ素初期組成、 初期¹³²Te/¹³²T 比及び¹³²Te 乾件沈着速度

	-				
	ヨウ素初期組成			132 T - 7132T	¹³² Te
	士城	4111. +64%	₩井 →	1001e/1001 +在由于台口上上	沈着速度
	17 (茂	無懱	私于	成初配比	$(cm s^{-1})$
p2	0.3	0.5	0.2	0.34	0.19
P2	0.05	0.5	0.45	0.93	0.96
P4	0.1	0.4	0.5	0.09	0.04
Р9	0.05	0.75	0.2	0.25	0.13
Р9'	0.05	0.75	0.2	0.43	1.34

*Hiromi Yamazawa¹, Hikaru Nishiyama¹, Jun Moriizumi¹ ¹Nagoya Univ. 本研究の一部は環境研究総合推進費 (JPMEERF20181002) による。

大気拡散モデルアンサンブルの原発近傍プルーム飛来予測性能の評価

Performance evaluation of atmospheric dispersion model ensemble for plume arrival prediction performance

near the nuclear power plant

*桐山勇作1,山澤弘実1,森泉純1

1名大院工

国際モデル比較プロジェクトに提出された 9 モデルの計算結果を用いて、アンサンブル平均と安全裕度時間を導入した上で、原子力発電所から約 30 km の UPZ に対応する地域内での飛来予測に対して粗視化を行った情報提示方法を考案し、その妥当性についての検討を行った。

キーワード:福島第一原子力発電所事故、大気中放射能濃度、緊急時応用

1. 緒言

複数の大気拡散モデル計算結果を利用した原子力事故時のサイト近傍プルーム飛来予測法の検討を目的と する。原災指針では大気拡散予測を用いないとしているが、実測値のみへの依存ではプルーム防護の観点か らは被曝が起こった後の対応となることが課題である。緊急時対応での大気拡散モデル使用を想定し、国際 モデル比較試験に提出された計算結果を用いて、アンサンブル評価と安全裕度時間を導入した上で UPZ に相 当する領域内でのプルーム飛来有無の予測結果を空間的に粗視化した結果を実測値に基づき評価する。

2. 方法

提出された9モデルの¹³⁷Cs 大気中濃度計算結果と 1F 周辺のモニタリングポスト(以下 MP)で得られた空 間線量率を用いてプルームの飛来と通過の再現性の 検討を行った。評価対象の地域には1Fから半径30km 圏内にある MPを含む3地域を設定し、飛来予測に ついての空間的粗視化を行った。大気拡散計算の Table1.3地域に含まれる MP 地点全体での予測評価

		Model.	
		Plume	No
Obs	Plume	0.156	0.024
Obs.	No	0.286	0.534
Table2. 3	3 地域全体	での飛来	予測評価
		Model.	
		Plume	No
Oha	Plume	0.164	0.015
Obs.	No	0 461	0.359

水平格子間隔は1kmである。プルーム飛来は濃度計算値及び線量率の増加、減少の程度で判断する。計算結 果の誤差影響緩和のため、計算で得られた飛来時間帯前後に安全裕度時間を設け、その時間帯はプルーム飛 来ありと判断することとし、適切な安全裕度時間の検討を行った。

3. 結果

9 モデルのアンサンブル(濃度平均値)を用いた対象地域に含まれる MP 地点全体でのプルーム飛来予測評価を Table1 に、約 4km 四方領域で空間的に粗視化した場合の対象地域全体での評価結果を Table2 に示す。 表は4象限に区分され、実測と計算それぞれでのプルームの飛来(Plume)・未飛来(No)の時間割合を表す。現 実にプルームが来ている場合に計算で飛来を見逃す割合(危険な飛来なし予測)は、空間的粗視化を行った場合 0.015 となり空間的な粗視化を行うことで危険な飛来なし予測の減少が見らえた。これはあるグリッドで プルーム飛来を逃しても同地域の別グリッドで飛来予測ができていれば、プルームを補足できるからである。 空間的粗視化を行った飛来予測に対してもより長い安全裕度時間を設けることで危険な飛来なし予測の減少 が確認でき、空間的粗視化と安全裕度時間の導入を組み合わせることでより安全側の予測が可能であること が示された。

*Yusaku Kiriyama¹, Hiromi Yamazawa¹ and Jun Moriizumi¹

¹Nagoya Univ. 本研究は環境研究総合推進費(課題番号 1-1802)によるものである。

都市汚染物質拡散予測のための機械学習モデルの開発

Development of a deep learning model for predicting plume concentrations in the urban area

*朝比 祐一1, 小野寺 直幸1, 長谷川 雄太1, 井戸村 泰宏1

1日本原子力研究開発機構

定点観測された風向などの時系列データおよび汚染物質放出点を入力として、汚染物質の地表面拡散分布 を予測する機械学習モデルを開発した。データセットはシミュレーションにより、一様風が都市部へ流入し、 都市部内にランダムに設置された汚染物質放出点から汚染物質が拡散するという状況について構築した。機 械学習モデルとしては、U-Net と Transformer あるいは多層パーセプトロン(MLP)を組み合わせることで画像 データと時系列もしくは時間平均データを入力とし、画像データを出力するモデルとした。これによって、 現実的に取得可能な定点観測時系列データと建物や汚染源位置の画像データから汚染物質拡散分布を予測す るモデルを構築した。

キーワード: 格子ボルツマン法, 機械学習, 都市気流計算

1. 緒言

筆者らは、都市部における汚染物質拡散解析の即時予測を実現するため、GPUで高速に計算できる格子ボルツマン法に基づく風況解析コード『CityLBM』の開発を進めている^[1]。一方、近年の機械学習の進展により、ある入力条件に対する流体シミュレーション結果を深層学習によって予測する代替モデルの構築が可能になっている。本稿では、従来のMLPに加えて時系列学習にて有力なTransformerと画像学習にて有力な畳み込みニューラルネットワーク(CNN)を利用することで、定点観測時系列データと汚染物質放出点座標から汚染物質拡散予測を行うモデルを構築した。 Ground Truth Transformer MLP

2. 機械学習による汚染物質拡散予測

本研究では CNN による画像生成モデル U-Net をベース とし、Transformer によって時系列データを encode する CNN/Transformer モデルと、多層パーセプトロン(MLP)で時 間平均データを encode する CNN/MLP モデルを開発した。 図は、各モデルのテストデータに対する予測結果を示す。 上行からどちらのモデルでも分布形状を適切に表現出来て いることがわかる。精度についてもほとんどの点にて factor2の範囲で予測出来ている。



図: テストデータに対する汚染物質濃

度の地表面分布の正解データと予測結

果を示す。上行が予測結果、下行は正解

データとの差を示す。

3. 結論

本稿では、入力を汚染物質放出点座標および少数の観測 点における風況などの時系列データ、出力を地表面付近の

汚染物質濃度とするモデルを示した。発表では、入力を観測点の時系列データ、出力を汚染物質放出点とす る逆問題モデルについても紹介する。

謝辞 本研究の一部は学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点(jh210003, jh210049)より支援を頂いた。記して謝 意を示す。

参考文献

[1] N. Onodera, et al., Boundary Layer Meteorology, 179, 187–208 (2021). https://doi.org/10.1007/s10546-020-00594-x

^{*} Yuuichi Asahi¹, Naoyuki Onodera¹, Yuta Hasegawa¹, and Yasuhiro Idomura¹

¹Japan Atomic Energy Agency

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

[2F14-16] Environmental Radioactivity

Chair: Takeyoshi Sunagawa (FUT) Thu. Mar 17, 2022 4:15 PM - 5:15 PM Room F

[2F14] Evaluation of labile ¹³⁷Cs in rivers in Fukushima prefecture by diffusive gradients in thin films (DGT) *Takuro Tanaka¹, Takumi Saito¹, Kanako Toda¹, Kenso Fujiwara², Motoki Terashima², Takahiro Nakanishi², Natsuko I Kobayashi¹, Keitaro Tanoi¹ (1. UTokyo, 2. JAEA) 4:15 PM - 4:30 PM [2F15] The solid-liquid distribution coefficient between dissolved form and river sediment in radiocesium in rivers in the Hamadori area, Fukushima prefecture *Yukio Takeuchi¹, Hirotsugu Arai¹, Kazuki Fujita¹, Kazumi Katsuno¹, Kouki Nasu¹, Keisuke Taniguchi², Yuichi Onda³ (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. National Institute of Technology, Tsuyama College, 3. Univ. of Tsukuba, CRiED) 4:30 PM - 4:45 PM

[2F16] Structural disruption of cesium adsorption sites in clay minerals and their ion desorption using wet ball milling method *Yui Kaneta^{1,2}, Tohru Kobayashi¹, Daiju Matsumura¹, Takuya Tsuji¹, Mitsunori Honda¹, Keiichi Yokoyama¹, Tsuyoshi Yaita^{1,2} (1. JAEA, 2. Kobe Univ.) 4:45 PM - 5:00 PM

DGT を用いた福島県河川における¹³⁷Cs 置換活性成分の評価 (2) 河川流域における検討

Evaluation of labile ¹³⁷Cs in rivers in Fukushima prefecture by diffusive gradients in thin films (DGT)

(2) Examination in river basins

*田中 琢朗¹,斉藤 拓巳¹,戸田 賀奈子¹,藤原 健壮²,寺島 元基²,中西 貴宏²,

小林 奈通子 1, 田野井 慶太朗 1

¹東京大学,²JAEA

河川中の¹³⁷Csの大部分は懸濁物質中の粘土鉱物などに強く固定されているが、一部容易に脱離する置換活性な Cs も存在する.本研究では、DGT と呼ばれるパッシブサンプラーを用いて、福島県の河川で、¹³⁷Csの置換活性成分をその場サンプリングし、懸濁態や河川流域の違いが置換活性成分に与える影響を議論する.

キーワード: DGT, パッシブサンプラー, Cs 置換活性成分, 懸濁物質

1. 緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故によって放出され,現在も森林環境中に残存する¹³⁷Cs が,河川 水系を通じて生活圏に移動し,動植物に取り込まれることが懸念されている[1].この水環境中の¹³⁷Cs の大部 分は,水中に浮遊する粘土鉱物などの懸濁粒子に吸着している.懸濁態 Cs の一部は比較的容易に脱離する置 換活性であることが知られており,生物が利用可能な Cs を考える上で重要となる[2].本研究では,福島県の 複数河川で DGT を用いたその場サンプリングを行い,¹³⁷Cs 置換活性成分を河川間や上流・下流で比較する ことで,懸濁態や溶存態,河川流域から受ける影響を明らかにすることを目的とした.

2. 実験

DGT (diffusive gradients in thin films) とは環境中の微量金属イオンをその場サンプリングするために, 1992 年に W. Davison ら[3]により開発されたパッシブサンプラーの一種である. Cs 用に作製した DGT[2]を福島県 の河川の複数箇所に対して適用した. 設置場所は 12 箇所, 設置期間は 2021 年 9 月 28 日から 10 月 5 日の 7 日間とした. 回収した DGT の吸着ゲルに取り込まれた¹³⁷Cs を, Ge 半導体検出器を用いて測定し, 設置期間 中の¹³⁷Cs 置換活性成分濃度を算出した.

3. 結果·考察

DGT により得られた置換活性成分を考慮した¹³⁷Cs 濃度は,サンプリング地点において別途測定した溶存 態¹³⁷Cs 濃度よりも高い値を示した.このことは,溶存態¹³⁷Cs のみを見て置換活性成分を考慮しない従来の 考えでは,生物により利用される¹³⁷Cs を過小評価してきた可能性を示唆する.発表では,DGT で得られた 置換活性成分濃度と,懸濁態や河川流域との関係を報告する.

参考文献

- [1] A. Kitamura, M. Yamaguchi and H. Kurikami, et, al., Anthropocene, vol. 5, 22–31(2014).
- [2] 田中琢朗, "DGTデバイスを用いた福島県河川における¹³⁷Cs置換活性成分の評価,"東京大学卒業論文, 2021.
- [3] H. Zhang and W. Davison, Nature, vol. 367, 546–548(1994).

^{*}Takuro Tanaka¹, Takumi Saito¹, Kanako Toda¹, Kenso Fujiwara², Motoki Terashima², Takahiro Nakanishi², Natsuko I. Kobayashi¹ and Keitaro Tanoi¹

¹Univ. Tokyo, ²JAEA.

福島県浜通りの河川における溶存態と河床土の放射性セシウムの固液分配係数

The solid-liquid distribution coefficient between dissolved form and river sediment in radiocesium in rivers in the Hamadori area, Fukushima prefecture

*竹内幸生¹,新井宏受¹,藤田一輝¹,勝野和美¹,那須康輝¹,谷口圭輔²,恩田裕一³ ¹福島県環境創造センター,²津山高専,³筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

帰還困難区域とその周辺に位置する 6 河川で河川水と河床土の採取を行い、溶存態と河床土の間における ¹³⁷Csの Kd 値を算出した。Kd 値による溶存態¹³⁷Cs 濃度の推定の適用性について、実測値との比較を基に検 討した。

キーワード:河川,放射性セシウム,溶存態放射性セシウム,河床土

1. 緒言

福島県内の河川水中の溶存態放射性セシウム 137 (¹³⁷Cs) 濃度は極めて低く、定量が困難である。環境省に よるモニタリング[1]でも、河川水の¹³⁷Cs 濃度が定量下限値を下回り、実測値が報告されていない例が多くみ られる。その一方、河床土の多くは¹³⁷Cs 濃度の実測値が報告されている。このような状況において、仮に溶 存態と河床土の間での固液分配係数(Kd値)が明らかであれば、河床土の濃度から溶存態の濃度を推定でき る可能性がある。そこで本研究では、溶存態と河床土の間でのKd値を算出し、河床土の粒度分布の違いを考 慮しつつ、河床土の¹³⁷Cs 濃度から溶存態¹³⁷Cs 濃度の推定を試みた。

2. 方法

調査は、福島県浜通りの6河川(小出谷川、高瀬川、前田川、熊川、富岡川、木戸川)において行った。 河川水は2019年から2021年に年1~4回採水し、河床土は2019年から2021年に年1~3回、100mLの採土 器(採土深5cm)を用いて採取した。河川水はメンブレンフィルター(孔径0.45µm)によって懸濁物質を除 去し、ろ液に含まれる溶存態¹³⁷Csを陽イオン交換樹脂に吸着させて供試料とした。河床土は篩別し、粒径2 mm 以下のものを供試料とした。それぞれについて、Ge 半導体検出器により¹³⁷Cs 濃度を測定し、溶存態と 河床土の間での¹³⁷CsのKd値の算出を行った。河床土については、レーザー回折/散乱式粒子径分布測定装置 により粒度分析を行い、Kd値との関係を調べた。

3. 結果·考察

6河川における、溶存態と河床土の間での¹³⁷CsのKd 値の平均値は $3.6 \times 10^4 \sim 8.9 \times 10^4$ L/kgであった。 算出したKd値と既報の河床土の¹³⁷Cs濃度を基に溶存 態¹³⁷Cs濃度を推定した。実測値との比較では、前田川 を除き、実測値の範囲と重なることが示された(表1)。

本発表では、河床土の粒度分布と粒径補正による Kd 値との関係についても併せて考察する。 表1 観測期間における既報の河床土の¹³⁷Cs 濃度と

算出した Kd 値を基に推定した値

	実測値 (範囲)	推定値 (範囲)
小出谷川	1.9×10 ⁻² ~6.4×10 ⁻²	8.4×10 ⁻³ ~2.5×10 ⁻²
高瀬川	5.9×10 ⁻³ ~2.3×10 ⁻²	9.6×10 ⁻³ ~2.8×10 ⁻²
前田川	3.3×10 ⁻² ~6.6×10 ⁻²	6.2×10 ⁻³ ~2.2×10 ⁻²
熊川	7.5×10 ⁻³ ~1.5×10 ⁻²	3.6×10 ⁻³ ~1.1×10 ⁻²
富岡川	5.7×10 -3~1.1×10 -2	1.5×10 -3~8.8×10 -3
木戸川	7.8×10 ⁻⁴ ~4.6×10 ⁻²	3.6×10 ⁻⁴ ∼2.2×10 ⁻³

単位 Bq/L

参考文献

[1] 環境省, 2021, 東日本大震災の被災地における放射性物質関連の環境モニタリング調査.

^{*}Yukio Takeuchi¹, Hirotsugu Arai¹, Kazuki Fujita¹, Kazumi Katsuno¹, Kouki Nasu¹, Keisuke Taniguchi², and Yuichi Onda³.

¹Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, ²NIT, Tsuyama College. ³Univ. of Tsukuba, CRiED.

湿式ボールミル法を用いた粘土鉱物のセシウム吸着サイトの 構造破壊とそのイオン脱離

Structural disruption of cesium adsorption sites in clay minerals and their ion desorption

using wet ball milling method

*金田 結依^{1,2},小林 徹¹,松村 大樹¹,辻 卓也¹,本田 充紀¹,横山 啓一¹,矢板 毅^{1,2} ¹日本原子力研究開発機構,²神戸大学大学院

2:1 型層状鉱物の一部バーミキュライト化した黒雲母(粘土鉱物)を対象とし、ボールミルと化学処理を併用 した、鉱物層構造の物理的破壊と化学的抽出を同時進行させることによる Cs 脱離を検討した。その結果、 NH4Cl 溶液でボールミル処理を行うことで層構造が破壊され、層間内部に収着した Cs が効率よく脱離するこ とが分かった。

キーワード:セシウム、湿式ボールミル、粘土鉱物、XAFS

1. 緒言 福島第一原子力発電所の事故によって放出された放射性 Cs は、土壌中の 2:1 型粘土鉱物(2 µm 以下) などに選択的に収着することが知られている。特に、鉱物層間内部の特異な吸着サイトに収着し、固定された Cs は除染が非常に困難である。本研究では福島県の土壌に多く含まれる 2:1 型層状鉱物であるバーミキュライト化過程の黒雲母(以後風化黒雲母: WB とする)を対象とし、ボールミルを用いたメカノケミカル的手法による物理粉砕と化学処理を組み合わせて、鉱物の層構造を破壊し Cs を脱離させることを検討した。

2. 実験 安定 Cs を飽和吸着させた WB(福島産)300 mg に対して、脱離溶液として 1 mol/L に調製した 20 mL の各種塩化物イオン溶液(LiCl、NaCl、MgCl₂、KCl、CaCl₂、NH₄Cl)と、シュウ酸溶液及び蒸留水を使用した。

この試料を ZrO₂ 製粉砕容器(45 mL)に ZrO₂ボール(φ 2 mm) 30 g と共に入れて、遊星ボールミル(伊藤製作所 製 LP-M2)を用いて 400 rpm で 72 時間、シュウ酸はさらに 168 時間の湿式ボールミル処理を行った。処理後 は固液分離を行い、溶液の Cs⁺濃度を ICP-MS を用いて定量し Cs 脱離率を評価した。また、処理前後の鉱物 の Cs 収着状態を SPring-8 の BL22XU 及び BL14B1 の XAFS 測定により観察した。

3. 結果・考察 図1にWBの各種溶液を用いたボールミル処理によるCs脱離率を示す。塩化物イオン溶液ではNH4Cl水溶液を使用した場合で最も高い約73%のCs脱離を確認した。これは陽イオン半径がCs⁺に近づくにつれて効果的にCs⁺とイオン交換脱離するという傾向を示している。一方シュウ酸溶液ではXRF測定などの結果から鉱物構造を一部溶かすような効果により約76%脱離が得られたと考えている。図2に処理前後のWBのEXAFS動径構造関数を示す。Csを収着させた未処理のWBとシュウ酸溶液で処理したWBでは、第1ピークのCs-O相関と、第2ピークのCs-Si相関が観測されているのに対し、NH4Cl溶液で処理したWBに関しては、Cs-Si相関がほぼ消失している。この結果から、シュウ酸溶液では層間内の特異な吸着サイト等にCs⁺の一部が残留し、NH4Cl溶液ではNH4⁺とイオン交換し、粘土表面等に収着している可能性が示唆された。本法は、実土壌での放射性Csの脱離においても同様の脱離率を確認している。



*Yui Kaneta^{1, 2}, Tohru Kobayashi¹, Daiju Matsumura¹, Takuya Tuji¹, Mitsunori Honda¹, Keiichi Yokoyama¹, Tsuyoshi Yaita^{1, 2}

¹JAEA, ²Kobe Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-1 Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

[2G01-05] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Chi Young Han (Tokyo Tech) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room G

[2G01] Neutronics and Non-proliferation features of Accelerator-Driven System using TRU fuel with separation resistance of an actinide element. Saki Yamaguchi¹, Akito Oizumi¹, *Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo Institute of Technology) 2:45 PM - 3:00 PM

- [2G02] Development Of Proliferation Resistance Evaluation Methodology And Its Applicability For The Offshore Floating Nuclear Power Plant *Daisuke Hara¹, Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo Tech) 3:00 PM - 3:15 PM
- [2G03] Development of a fast, simple and reliable logging method for incident identification in time-critical network and its application to nuclear power plants

*Shinya Tominaga¹, Hidehiko Kuroda¹, Takashi Omagari¹ (1. TOSHIBA ESS) 3:15 PM - 3:30 PM

- [2G04] Application of prompt fission gamma rays to nuclear security *Tomooki Shiba¹, Masaaki Kaburagi¹, Akira Takada², Tomoki Yamaguchi¹ (1. JAEA, 2. NESI) 3:30 PM - 3:45 PM
- [2G05] Development of Gamma-ray Source Location Estimation Technology by Using Voxel-Type Detector Module *Yoshiki Kimura¹, Tohn Takahashi¹ (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

アクチノイド単離が困難な TRU 燃料を用いた 加速器駆動システムの核特性と核不拡散性

Neutronics and Non-proliferation features of Accelerator-Driven System using TRU fuel

with separation resistance of an actinide element.

山口 紗希¹, 大泉 昭人¹, *相楽 洋¹

1東京工業大学

アクチノイド単離が困難な超ウラン元素(TRU)-シリサイド燃料を加速器駆動システム(ADS)に適用した場合の核特性および核不拡散性を評価した。

キーワード:加速器駆動システム,事故耐性燃料,核特性,核不拡散性

1. 緒論

ADS は、高濃度 TRU 燃料および膨大な核破砕中性子源を用いることから、通常の原子力施設とは異なる 核不拡散上の措置が求められる。本研究では、アクチノイド単離が困難な TRU シリサイド燃料を用い、ADS の核特性および核不拡散性を評価する。

2. 研究手法

TRU-シリサイド燃料((Pu, MA)₃Si₂+ZrSi)および TRU-窒化物燃料((Pu, MA)N+ZrN)の核特性および核不拡散 性の比較を行った。高エネルギー陽子ビームによる核破砕中性子源情報を PHITS を用いて作成し、核破砕中 性子による外部固定線源燃焼計算を三次元連続エネルギーモンテカルロ粒子輸送コード Serpent2 および JENDL-4.0 を用いて行った。各燃焼ステップにおける核種組成を用いた固有値計算を Serpent2 により行い、 中性子実効増倍率(k_{eff})を計算した。核不拡散性評価として、第1燃焼サイクルの燃料集合体中の Pu の不正転 用による核爆発装置(NED)製造を想定し、非核兵器保有国家および非国家主体に対する Material Attractiveness(不正利用価値)^[1]を用いて評価した。核物質の「取得」、金属形態(金属 U または金属 Pu)に転換 する「処理」、NED を製造する「使用」の各フェーズで重要な核物質の物性を評価した。各フェーズにおける 技術的困難性を、最も容易(1)から最も困難(4)の4 グレードに分け、定量的かつ包括的に評価した。

3. 結果および考察

図1にTRU-シリサイド燃料の kef の1 照射サイクル期間(600 定格出力 運転日数: EFPDs)中の経時変化を示す。ADS の設計要件である初期 keff =0.98 を満足するのに必要なTRU 初期装荷量を評価した結果、窒素に比べ ケイ素の減速能が小さく優れた中性子経済性を有するため、シリサイド燃 料の方が窒化物燃料よりも約 500kg 小さくなった。そのためシリサイド燃 料では1 照射サイクル燃焼後の keff が 0.962 となり、窒化物燃料に比べ変化 量が大きくなったが、概ね ADS の設計許容範囲内に収まる見込みを得た。 また、シリサイド燃料は窒化物燃料より高い MA 核変換率(19%)が得られ た。

核不拡散性評価として、図2に非国家主体の脅威を想定した不正利用価 値評価結果を示す。TRU-シリサイド燃料は MA およびランタノイドの分 離に加えシリコンとアクチノイドが固溶体を形成し複雑な溶解・精製工程 を要する^[2]。そのため新燃料であっても使用済燃料並の処理の複雑さが伴 い、窒化物燃料に比べて処理フェーズの不正利用価値を2から3に押し下 げた^[3]。一方、使用済燃料集合体については、MA 核変換を通じて生成され る Pu-238 により Pu 崩壊熱が増加し使用フェーズでの不正利用価値を1 か ら2に下げたが、全てのフェーズにおいて燃料間でグレードを変えるほど の大きな差異はみられなかった。

4. 結論

核不拡散性の向上が期待されるアクチノイド単離が困難な TRU-シリサ イド燃料を用いることにより、基本的な核特性を損なうことなく運転や核 変換が行えること、また核不拡散性として物質固有の特性により潜在的な 核拡散リスクを引き下げる大きな効果があることを明らかにした。



図1TRU-シリサイド燃料の中性子 実効増倍率の経時変化



■TRU-窒化物燃料 ■使用済み燃料(TRU-窒化物燃料、TRU-シリサイド燃料)

図2 非国家主体の脅威を想定した 不正利用価値評価結果

参考文献

[1]C. G. Bathke et al., Global 2013 (2013). [2]J.F. VALERY et al., RERTR 2015 (2015). [3]A. Oizumi et al., Ann. Nucl. Energy (2022).

Saki Yamaguchi¹, Akito Oizumi¹, *Hiroshi Sagara¹ ¹Tokyo Institute of Technology.

浮体式洋上原子力発電所の核拡散抵抗性評価手法の開発と評価

Development Of Proliferation Resistance Evaluation Methodology And Its Applicability

For The Offshore Floating Nuclear Power Plant

*原 大輔¹, 相楽 洋¹

1東京工業大学

本研究では、浮体式洋上原子力発電所(OFNP)の複数の核物質管理シナリオについて、核拡散抵抗性の比較 評価を行い、OFNP 特有の課題を明らかにした。

キーワード:核不拡散,核拡散抵抗性,浮体式洋上原子力発電所,保障措置

1. 緒言

OFNPは既往の発電用軽水炉と石油産業の浮体式プラットフォームを融合したものとして提案されており、 地震・津波や住民避難の大幅なリスク低減等の長所が期待されている[1]。その一方で、洋上特有の核不拡散・ 核セキュリティの検討がほとんど行われていない。本研究では、第四世代原子カシステムの核拡散抵抗性及 び核物質防護(GIF PR/PP)評価手法[2][3]に基づいて、OFNPの核拡散抵抗性の評価を行い、課題を抽出する。

2. 研究手法

本研究では GIF PR/PP で採用されている 6 つの評価項目(技術的困難 性、拡散コスト、拡散時間、検知確率、検知リソース効率、核分裂性 物質タイプ)について評価した。高度な技術を有する非核兵器保有国家 が、申告施設である ABWR 炉型の OFNP から秘密裏の核物質転用す ることを想定した。OFNP に特徴的な核物質管理シナリオとして、陸 上発電・陸上湿式保管の参照シナリオ A、洋上発電・洋上湿式保管の シナリオ B、洋上発電・陸上湿式保管のシナリオ C、洋上発電・陸上 乾式保管のシナリオ D を想定した(図 1)。次に、図 2 のように保障措 置設計を行った場合の転用経路解析を行い、核拡散抵抗性を評価した。

3. 結果

ウラン燃料については、シナリオ C、D では洋上・陸上の両方で核 物質管理が必要となるため査察業務量が倍増し、検知リソース効率が

低い結果となった。また、OFNP 特有の脆弱 性である燃料の海上輸送の影響は結果に反 映されず、本手法の課題であることがわか った。また、核燃料を取出さずにキャスクに 残したまま空のキャスクと偽装して搬出す る経路が脆弱であることを確認した。

4. 今後の課題

GIF PR/PP 評価手法について、核燃料の移 動頻度に伴う核拡散リスクを適切に評価す るための評価手法の開発が必要である。また、



図2 システム要素と転用経路の例示

核燃料の移動頻度と保管施設の容量を変数として、核拡散抵抗性への影響を評価する予定である。 参考文献 [1] J. Buongiorno et al. NT Vol 194 1-14 [2] GIF. GIF/PRPPWG/2011/003 [3] GIF. GIF/PRPPWG/2009/002

*Daisuke Hara¹, Hiroshi Sagara¹

¹Tokyo Tech



図1 核物質管理シナリオ

ネットワークログの迅速、容易かつ確実な収集機能の開発と 原子力発電所への適用検討

Development of a fast, simple and reliable logging method for incident identification in time-critical network

and its application to nuclear power plants

*富永 真哉 1, 黒田 英彦 1, 尾曲 貴志 1

1東芝エネルギーシステムズ株式会社

原子力発電所におけるサイバー攻撃、特に内部脅威への対策として、インシデント発生時の原因、波及防 止対策および除去等に必要なログの収集・管理手法を開発、原子力発電所の制御ネットワーク構成を模擬し た環境での性能試験を実施し性能を確認した。

キーワード: サイバーセキュリティ、フォレンジック

1. 緒言

原子力発電所におけるデジタル化及び通信ネットワーク化が進み、利便性や効率向上が進む一方でサイバ ー攻撃の脅威も格段に高まっており、原子力発電所におけるセキュリティ対策は非常に重要となっている。

原子力発電所のセキュリティ対策においては、特に内部脅威への対策が重要視されているが、内部脅威は その性質上完全に防ぐことは困難であることから、内部脅威への対策の一つとしてインシデントが発生した 際に原因や影響範囲を迅速に明確化することが必要であり、そのために必要な情報をシステムの性能に影響 を及ぼすことなく容易にかつ確実に収集する方法を開発した。

2. ログ管理手法の開発

内部脅威への対策の一つとして、インシデント発生時に 計算機・制御装置のログを分析することで原因特定、波及防 止対策及び除去に資することが考えられる。これらのログ は個々の計算機・制御装置に分散しており、分析では、これ らを制御システムの性能に影響を及ぼすことなく迅速にか つ確実に収集し総合的に分析すること、さらにログの保存・ 管理に内部脅威対応として改竄等への対抗手段を講じるこ となどが重要である。



図 1. ログ管理システムの概要

上記を満足する手法として、個々の計算機・制御装置内に生成されるログを収集し、ハッシュ関数による 認証手法(HMAC: Hash-based Message Authentication Code)を用いて保存し管理を行う手法を開発した。開発 手法の概要を図1に示す。計算機・制御装置内で生成されるログをログ管理システムにて収集し、ログ及び そのメタ情報(ログの作成日時等)からHMAC 値を算出、記憶する。インシデント発生時にはログのHMAC 値を再計算したに計算したHMAC 値と照合し、ログの健全性(改竄などが行われていないこと)を確認する。 本手法は、シンプルで高速なHMAC 手法を適用することにより、ログのみならず作成日時等も含めたインシ デント分析に有用な情報を迅速、容易かつ確実にシステムの性能に影響を及ぼすことなく収集、保存、管理 することを可能とし、制御システムのインシデント対応強化に貢献するものと期待される。

3. 性能試験

原子力発電所の制御システムのネットワーク構成を模擬した環境における性能試験を実施、ログが所定通 り正しく収集され HMAC 値による健全性の確認が可能であること、及びログの取得及び HMAC 値の計算に 要する時間が十分高速であり原子力発電所の制御システムに適用可能であることを確認した。

*Shinya Tominaga¹, Hidehiko Kuroda¹ and Omagari Takashi¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

核分裂即発ガンマ線の核セキュリティへの応用

Application of prompt fission gamma rays to nuclear security *芝 知宙¹,冠城 雅晃¹,高田 映²,山口 知輝¹ ¹原子力機構,²NESI

核物質に特有な核分裂に伴う即発ガンマ線を検出することを、核セキュリティ分野へ応用する。

キーワード:核分裂即発ガンマ線、核セキュリティ、核物質検知

1. 緒言

核セキュリティ上、遮蔽体内に隠ぺいされた核物質を検知する技術が求められている。核物質に特有な核 分裂に伴う即発ガンマ線は連続スペクトルであるが、透過力の高い高エネルギー領域までのスペクトルを有 する。本研究では、即発ガンマ線を用いた核検知技術の開発を行う。本報告では、ウランからの即発ガンマ 線を測定するための、UO₂線源を用いたアクティブ中性子実験について述べる。

2. 実験方法

実験に使用した UO₂線源は、天然ウランと同等の濃縮度 0.7%(重量約 25g)が 2 個、濃縮度 5.1%(重量約 5g)が 1 個、濃縮度 9.6%(重量約 8g)が 1 個の計 4 個である。また、中性子源は、²⁵²Cf 線源(約 4×10⁴Bq)を用いた。この中性子源を UO₂線源に接近させ、核分裂反応を誘発させ、即発ガンマ線を発生させた。発生させたガンマ線は、HPGe 検出器(直径 58.9mm、長さ 59.3mm、35%効率)で測定した。測定時間は数時間とした。UO₂線源のみ、²⁵²Cf 線源のみのそれぞれのパッシブ測定に対して、(UO₂線源+²⁵²Cf 線源)のアクティブ測定が、有意に CPS が増えているかを確認した。

3. 実験結果

測定したスペクトルのチャンネルごとの CPS では、 統計的に有意な増加分を確認できなかった。一方、0 か ら 2 MeV の CPS の積分値では、誤差範囲を超えて統計 的に有意な増加分が確認できた。結果を図1に示す。

4. 今後の課題

数~数十グラム程度のUO₂線源に、本研究で用いた弱 い Cf 線源を接近させることで、即発ガンマ線が検出できる 可能性があることが分かった。しかし、CPSの増加分は微小



であった。今後は、視認性を高めるべく、表示付認証機器レベルの²⁵²Cf線源(本研究で用いた²⁵²Cf線源の約100倍)を用いることや、²⁵²Cf線源以外の中性子源を用いて実験を進めていく予定である。

参考文献

[1] 芝、他、"燃料デブリ中の核燃料物質量の定量のための非破壊測定試験 (4) LYSO 検出器によるプルトニウムの即発 γ 線測定,"日本原子力学会 2021 年秋の大会(1H12)

*Tomooki Shiba¹, Masaaki Kaburagi¹, Akira Takada² and Tomoki Yamaguchi¹

¹JAEA, ²NESI
ボクセル型検出器モジュールによるガンマ線源の位置推定技術開発 - モンテカルロシミュレーションによるボクセル型検出器モジュールによる線源 位置推定の有効性検討 -

Development of Gamma-ray Source Location Estimation Technology by Using Voxel-Type Detector Module

- Study of the effectiveness of voxel-type detector modules for source location estimation by

Monte-Carlo simulation -*木村 祥紀¹, 高橋 時音¹

1日本原子力研究開発機構

本研究では、方向感度型ガンマ線検知装置の開発を最終目標とした、ボクセル型検出器モジュール による新しいガンマ線源位置推定技術に関する基礎研究を進めている。本発表では、モンテカルロシ ミュレーション結果に基づいた検出器モジュールによるガンマ線源位置推定の有効性に関する検討結 果と、本研究の今後の展望を報告する。

キーワード:核セキュリティ,線源位置推定,ボクセル型検出器,モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

大規模公共行事等における核セキュリティでは、異常な放射線を即時に検知し、その発生源を迅速・正 確に特定することが必要不可欠となる。異常な放射線源の特定は放射線サーベイによって行われることが 一般的だが、近年はこれにガンマカメラ技術を適用することも検討されている。本研究では、異常な放射 線発生源位置の迅速な特定に資する方向感度型ガンマ線検知装置の開発を最終目標とした、ボクセル型検 出器モジュールによる新しい線源位置推定技術の基礎研究を進めている。

2. 手法

ボクセル型検出器モジュールによるガンマ線源位置推定の有効性を評価するために、MCNP6 コード[1] を用いて1インチ角の CsI(Tl)検出器を2×2×2 個組み合わせたモジュールによる¹³⁷Cs線源の測定シミュ レーションを行った。検出器モジュールからの相対的な線源位置の立体角方向と距離の推定可能性につい て、各検出器の 3MeV 以下のエネルギー領域におけるガンマ線総計数値の分布に基づき評価した。

3. 結果と今後の展望

¹³⁷Cs 線源(10kBq)の位置(距離:10cm/20cm、立体角幅:15°)を変化させてシミュレーションに より評価した結果、線源の位置に応じて各検出器の計数値の分布に明確な違いが見られることを確認した。 本研究で提案するボクセル型モジュールはガンマ線の積算計数値に基づいた線源位置の推定が可能である ことから、線源位置推定に広く用いられているコンプトン散乱方式のガンマカメラと比較して安価に装置 を構築することが可能である。本発表ではシミュレーション結果で得られたガンマ線総計数値に基づいた 線源位置の推定について評価について報告する。今後は、各検出器で計測されたガンマ線エネルギー分布 に基づく位置推定手法について検討を行い、実機モジュールによる試験を実施する予定である。また、多 様な放射性核種を対象としたケースや位置分解能の評価なども行い、機械学習モデルを組み合わせた高精 度な線源位置推定技術の開発を目指す。

参考文献 [1] C.J.Werner et.al., LA-UR-18-20808 (2018).

*Yoshiki Kimura¹ and Tohn Takahashi¹. ¹JAEA.

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

[2H01-06] Migration/Sorption 1

Chair: Kenso Fujiwara (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 10:15 AM - 12:00 PM Room H

[2H01] Evaluation of Sorption Characteristics of Selenate Ions onto Calcium Silicate Hydrate

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

10:15 AM - 10:30 AM

[2H02] Structural analysis and site selectivity of Cesium adsorption on Calcium Silicate Hydrates

*Keita Higuchi¹, Takahiro Ohkubo¹, Kumi Negishi², Masahito Shibata², Yukio Tachi³ (1. Chiba Univ., 2. Taiheiyo Consultant, 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

- [2H03] Permeability Changes of Granite Flow-paths with Na-rich Highly Alkaline Groundwater using Micro-flow Cell and its Simple Evaluation Model *Kazuki Furiya¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.) 10:45 AM - 11:00 AM
- [2H04] Effects of Ca and Mg Ions on Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid under the Condition of Saline Water *Non Shirasawa¹, Masahide Izumiura¹, Taiji Chida¹, Tsugumi Seki¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

- [2H05] Sorption Behaviors of Europium onto Calcium Silicate Hydrate in the Coexistence of Boric Acid under the Disposal Environment Temperature *Tomoki Gyoten¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.) 11:15 AM - 11:30 AM
- [2H06] Experimental Study on Sorption Behavior of Cs and Sr onto Calcium Silicate Hydrate under the Formation Processes *Reo Tamura¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹, Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku University)

11:30 AM - 11:45 AM

カルシウムシリケート水和物へのセレン酸イオンの収着性評価

Evaluation of Sorption Characteristics of Selenate Ions onto Calcium Silicate Hydrate

*関 亜美¹,千田 太詩¹,新堀 雄一¹

1東北大学

本研究では、カルシウムシリケート水和物 (CSH) へのセレン酸イオン (SeO4²⁻)の収着性を評価した。Ca/Si モル比 0.4, 0.8, 1.2, 1.6 の条件で収着実験を行った結果、収着分配係数 K_dは 0.90~2.4 mL/g となり、高 Ca/Si モル比であるほど収着分配係数 K_dは大きくなることが明らかとなった。

キーワード: 放射性廃棄物処分, カルシウムシリケート水和物, セレン酸イオン, 収着

1. 緒言 放射性廃棄物処分場周辺では、セメント系材料と地下水とが長期間に亘り接触することで、セメントの主成分でもあるカルシウムシリケート水和物(CSH)が二次鉱物として生成する。CSHはこれまで、セシウムなどの陽イオン核種に対する収着能が確認されている[1]一方で、陰イオン核種に対する収着特性については報告例が少ない。そこで本研究では、液相中で陰イオンの形態をとり、処分システムにおける被ばく線量支配核種の一つであるセレン(Se-79、半減期 30万年)に着目し、冠水環境において生成するCSHに対するセレン酸イオン(SeO4²)の収着性を評価した。

2. 実験 CSH への SeO4²⁻の収着実験は、Ca/Si モル比 0.4, 0.8, 1.2, 1.6、液固比 20 となるようにフュームドシ リカ、CaO、1 mM Na₂SeO4 またはブランク試料として超純水を混合し、25℃および 120 strokes/min に設定し た恒温振とう器を用いて 7 日間養生した。養生後、遠心分離(7500 rpm、10 min) および 0.20 μ m シリンジフ ィルターを用いたフィルター濾過により固液分離し、イオンクロマトグラフ法により液相中の SeO4²濃度を 定量し、収着率および収着分配係数 Kd を得た。固相については、レーザラマン分光光度計を用いた構造解析 および XRD を用いた結晶相の同定により、Ca/Si モル比および Se 添加による CSH の構造変化を検討した。

3. 結果と考察 図1に CSH (Ca/Si モル比 0.4, 0.8, 1.2, 1.6) に対す る SeO4²⁻の収着分配係数 Kd を示す。Kd の値は 0.90~2.4 mL/g とな り、高 Ca/Si モル比であるほど Kd は大きくなることが分かる。ま た、図2に SeO4²⁻収着後 CSH のラマンスペクトルを示す。なお、 図2中の Qⁿのnはシリカ四面体のシロキサン結合 (Si-O-Si)の数 を表す。図2より、Ca/Si モル比 1.2 および 1.6 では 330 cm⁻¹付近 の Ca-O 格子振動のピーク[2]が見られた。これらより、SeO4²⁻は CSH の構造水とともに溶存 SeO4²⁻が取り込まれることに加え、Ca との 相互作用により収着していることが示唆された。また、図 2 より Ca/Si モル比 1.2 および 1.6 では 850 cm⁻¹付近の Q¹対称伸縮振動ピ ークの出現と 1000 cm⁻¹付近の Q²対称伸縮振動ピークの減衰が見ら れた。これは、Ca/Si モル比の増加に伴い Q²サイトが解重合してい るためと考えられる。一方、Se 添加の有無による明確な変化は確認 できなかったため、更なる検討が必要である。







参考文献

図 2 SeO4²収着後 CSH のラマンスペクトル

[1] Saito *et al.*, *Proceedings of WM2015*, Paper No. 15247, 1-10 (2015). / [2] Ortaboy *et al.*, *RSC Adv.*, 7, 48925 (2017). **謝辞**:本研究の一部は科学研究費補助金 基盤(A) 21H04664 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Tsugumi Seki1, Taiji Chida1 and Yuichi Niibori1

¹Tohoku Univ.

ケイ酸カルシウム水和物に吸着したセシウムの構造とサイト選択性の解明

Structural analysis and site selectivity of Cesium adsorption on Calcium Silicate Hydrates

*樋口 敬太¹, 大窪 貴洋¹, 根岸 久美², 柴田 真仁², 舘 幸男³

1千葉大学大学院,2太平洋コンサルタント,3日本原子力研究開発機構

セメント系材料の主要な成分であるケイ酸カルシウム水和物(C-S-H)への Cs 吸着機構の解明を目的として、C-S-H に吸着した Cs の構造を¹³³Cs MAS NMR により解析した。

キーワード:ケイ酸カルシウム水和物(C-S-H)、セシウム吸着、核磁気共鳴

1. 緒言

福島事故廃棄物を含む放射性廃棄物の処分の評価において、様々な処分概念で用いられるセメント系材料 と放射性核種の相互作用についての理解が必要である。セシウム(Cs)等の放射性核種は、セメント水和物 中の主要な成分である C-S-H へ収着すると考えられる。収着試験により C-S-H の化学組成である Ca/Si 比が Csの収着量に与える影響は明らかになっているが、詳細な吸着機構については不明な点が多い。本研究では、 異なる Ca/Si 比の C-S-H に対する Cs 収着試験を行い、¹³³Cs MAS NMR 測定により吸着構造の解明を試みた。

2. 実験

C-S-H 試料は、Ca/Si=0.83, 1.00, 1.20, 1.40 となるように秤量した非晶質シリカおよび酸化カルシウムを固液 比 1:40 で超純水と混合し、56 日間、室温で水和させ合成した。固液分離した固相を真空乾燥し、粉砕するこ とで粉末を得た。Cs 濃度で 1,000, 5,000, 10,000 ppm となるように超純水で CsI 水溶液を調製し、固液比 1:100 で C-S-H 粉末を浸漬させ Cs 収着試験を行った。浸漬期間は 7 日間とした。Cs 収着固相を遠心分離し、固相 を真空乾燥させ Cs 収着 C-S-H 試料を得た。Cs 収着前後の C-S-H のシリケート鎖の構造および吸着した Cs の 構造を ¹³³Cs MAS NMR により解析した。

3. 結果と考察

収着試験の結果、Ca/Si 比の低い試料ほど Cs の吸着 量が大きい傾向が見られた。図 1 に Cs 濃度で 10,000 ppm の CsI 水溶液に浸漬させた各 Ca/Si 比の C-S-H 乾 燥粉末の¹³³Cs MAS NMR スペクトルを示す。

Ca/Siの低い試料ではピークAのみが観測され、Ca/Si 比の高い試料ではピークAに加え低磁場側にピークB が観測された。CsはC-S-H層間のCaと交換すること により吸着すると考え、ピークAをシリケート鎖の架 橋SiO4四面体のシラノール基(サイトA)に吸着した Cs、ピークBをシリケート鎖の架橋SiO4四面体が欠落 した位置のCa(サイトB)と交換したCsに帰属した(図 2参照)。また、異なるCs濃度で収着試験を行った結 果、低いCs濃度ではピークAのみが観測され、Cs濃 度が高くなるにつれピークBが観測された。これら結 果より、Cs吸着の選択性として、サイトAへの吸着が 優先的に起こり、サイトAへの吸着が飽和することで サイトBへの吸着が起こると考えた。



図 1. Cs を収着させた Ca/Si 比の異なる乾燥 C-S-H の ¹³³Cs MAS NMR スペクトル



*Keita Higuchi¹, Takahiro Ohkubo¹, Kumi Negishi², Masahito Shibata², Yukio Tachi³

¹Chiba University, ²Taiheiyo Consultant, ³JAEA

マイクロフローセルを用いた高アルカリ塩水系地下水による 花崗岩流路の透水性変化と簡便な評価モデルの提示

Permeability Changes of Granite Flow-paths with Na-rich Highly Alkaline Groundwater

using Micro-flow Cell and its Simple Evaluation Model

*降矢 一輝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、マイクロフローセルと花崗岩を用いることで岩盤中の亀裂を模擬し、そこにカルシウムを含 有する高アルカリ溶液を通液する流動実験を行なった。その結果、淡水系条件に比べて、塩水系条件の方が より CSH の析出が顕著になる結果が示唆され、その簡便な評価モデルを提示した。

キーワード:高アルカリ塩水系地下水,マイクロフローセル, 亀裂, 透水性, 評価モデル

1. 緒言 放射性廃棄物処分場周辺の地下水はセメント系材料からの成分溶出によって高アルカリ化し、岩盤 のケイ酸を溶出させる。一方で、セメント由来の Ca イオンとケイ酸が反応することで生成するカルシウムシ リケート水和物(CSH)により流路が狭隘化し、核種の移行を抑制することが期待されている。そこで、本研究 では、淡水系および塩水系地下水の違いに着目し、微細流路を模擬したマイクロフローセルを用いて Ca 含有 高アルカリ溶液による流動実験を行うとともに、CSH の析出挙動の簡便な評価モデルを提示する。

2. 実験 流動実験では、先行研究[1]に倣って、花崗岩試料とテフロン盤にテフロンシートを挟んだマイクロ フローセルにより亀裂幅(シート厚)80 µm、流路長さ 60 mm、流路幅 5 mm の微細流路を模擬した。通液溶液 は、NaCl 濃度 600 mM、Ca イオン濃度 5 mM、pH 12 の塩水系地下水条件と、Ca イオン濃度 5 mM、pH 12 の 淡水系地下水条件を用意した。スムーズフローポンプによって 48 時間に亘り通液し、測定した流量の変化よ り浸透率および有効亀裂幅を評価するとともに、ICP によって流出溶液中の元素濃度を測定した。そして、流 路における CSH 析出と流路外への CSH 流出を考慮した評価モデルにより、CSH の成長速度定数を求めた。

3. 結果と考察 図1および図2は、淡水系および塩水系地下水条件における有効亀裂幅の時間変化と、本研究で提案する評価モデル(図中の式、ここでb,は

亀裂の有効幅、k^{*}は CSH の生成速度定数、C^{*}は定数)とのフィッティング結果である。有効亀裂幅はどちらの条件においても時間経過とともに減少し流路が狭隘化することがわかる。フィッティングでは、CSH が流路に析出し系外に脱離をすることをも考慮して前述の CSH の生成速度定数k^{*}を定義することで、定量的に評価した。その結果、淡水条件のk^{*}は 0.05 m/s、塩水条件のk^{*}は 0.2 m/s となった。これらの結果から塩水系条件の方がより CSH の析出が顕著になると言える。また、既往の研究[2]では塩水系においてケイ酸の溶解が促進されることを指



摘しており、CSH の形成にはケイ酸の溶解速度が重要となることが示唆される。

引用文献 [1] Kurata et al.: Proc. of WM2017, Paper No. 17175, 1-8 (2017).

[2] Dove et al.: Geochem. Cosmochim. Acta, 54, 955-969 (1990).

謝辞:本研究の一部は科学研究費補助金 挑戦的研究(萌芽)20K21159 および基盤研究(A)21H04664 の成果である.ここに 記して謝意を表す.

*Kazuki Furiya¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹ and Yuichi Niibori¹
¹Tohoku Univ.

塩水環境における過飽和ケイ酸の析出に及ぼす Mg イオンおよび Ca イオンの影響

Effects of Ca and Mg Ions on Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid

under the Condition of Saline Water

*白沢 暢 ¹, 泉浦 匡秀 ¹, 千田 太詩 ¹, 関 亜美 ¹, 新堀 雄一 ¹

1東北大学

海水系地下水を想定した高 Na イオン濃度条件において、Mg または Ca イオンを 0~14 mM の範囲で共存 させ、非晶質シリカへの過飽和ケイ酸の析出挙動を調べた。その結果、Na イオン濃度が 60 mM および 600 mM では、Mg や Ca イオン濃度に関らず見かけの析出速度定数は約 4.0×10⁻¹⁰ m/s と見積もられた。 **キーワード**:地層処分,過飽和ケイ酸,核種移行,共存イオン、海水系地下水

1. 緒言 地層処分場周辺を流れる地下水は、セメント系材料の利用に起因して pH 13 程度から通常の地下水 の pH 8 程度まで連続的に変化する場が形成される。そのような pH 変動場において、岩盤の主成分であるケ イ酸が溶解および析出を繰り返して再分配されることにより地下水流路が狭隘化され、核種移行を抑制する効 果が期待できる。前報[1]では Ca イオンおよび Mg イオンが共存する際のケイ酸析出挙動について検討し、Ca イオンが析出をより促進させることを報告した。本研究では、海水系地下水で想定される高 Na 条件下におけ る過飽和ケイ酸の析出への Mg イオンおよび Ca イオンの影響を調べた。

2. 実験 過飽和ケイ酸溶液に非晶質シリカを所定量(0.1、0.5、1.0g)加 え、pH 緩衝液と硝酸で pH 8 に調整した直後に、NaCl 溶液、および、 Ca(Cl)₂ 溶液または Mg(NO₃)₂ 溶液を添加し実験を開始した。ケイ酸の 過飽和濃度は 8 mM、Na イオン濃度は 0~600 mM、Ca イオンあるいは Mg イオン濃度は 0~14 mM に設定した。全体の液相量は 250 mL とし、 液温は 25 ℃に設定した。実験中は 6 時間に亘りサンプリングし、0.45 µm フィルターで固液分離をした後、ICP-AES やモリブデンイエロー 法によりケイ酸濃度を測定し、見かけの析出速度定数を求めた。

3. 結果と考察 表1と表2は、Naイオンと、MgイオンあるいはCa イオン共存条件における過飽和ケイ酸の見かけの析出速度定数であ る。CaイオンあるいはMgイオンが共存する条件のいずれも、見かけ の析出速度定数はNaイオン濃度60mMと比較して600mMの方が大 きくなった。また、Naイオン濃度60mMおよび600mMの見かけの 析出速度定数はいずれも3.5×10⁻¹⁰~4.5×10⁻¹⁰m/sの範囲にあり、Ca やMgイオンの影響はほぼ見られなかった。これは、Naイオン濃度が 他イオンに比較して大過剰であるためケイ酸析出に対して支配的で あったと考えられ、流路へのケイ酸の見かけの析出速度定数は塩水系 地下水と淡水系地下水とにおおよそ区分し得ることを示唆する。

表1 Na および Mg イオン共存下 における見かけの析出速度定数[m/s]

	8 ml 25 °C		Na ⁺ 濃度 [mM]		
8 miv		1,25 0	0	60	600
	MJ	0	1.82×10 ⁻¹⁰ [3]	4.85×10 ⁻¹⁰ [2]	6.34×10 ⁻¹⁰ [2]
	g ²⁺ 濃度 [m	1.4	4.75×10 ⁻¹⁰	3.95×10 ⁻¹⁰	4.46×10 ⁻¹⁰
	Ŵ	14	5.20×10 ⁻¹⁰	3.83×10 ⁻¹⁰	3.99×10 ⁻¹⁰

表 2 Na および Ca イオン共存下 における見かけの析出速度定数[m/s]

1					
	8 mM , 25 ℃		Na ⁺ 濃度 [mM]		
			0	60	600
	Ī	0	1.82×10 ⁻¹⁰ [3]	4.85×10 ⁻¹⁰ [2]	6.34×10 ⁻¹⁰ [2]
	Ca ²⁺ 濃度 [m []]	1.4	4.37×10 ⁻¹⁰ [2]	3.68×10 ⁻¹⁰	
		14	7.64×10 ⁻¹⁰ [2]		3.76×10 ⁻¹⁰

引用文献

[1] 白沢ら:日本原子力学会 2021 年秋の大会講演要旨集,1C07 (2021)./[2] 笹川ら:日本原子力学会 2013 年秋の大会講 演要旨集,0031 (2013)./[3] 大向ら:日本原子力学会 2019 年秋の大会講演要旨集,1C11 (2019). **謝辞**:本研究の一部は、科学研究費補助金 基盤研究(B)18H01910 および挑戦的研究(萌芽)20K21159 によった。ここにし て謝意を表す。

*Non Shirasawa¹, Masahide Izumiura¹, Taiji Chida¹, Tsugumi Seki¹ and Yuichi Niibori¹

¹Tohoku Univ.

処分環境温度におけるカルシウムシリケート水和物への ホウ酸共存下でのユウロピウム収着挙動

Sorption Behaviors of Europium onto Calcium Silicate Hydrate in the Coexistence of Boric Acid under the Disposal Environment Temperature *業天 智貴¹,関 亜美¹,千田 太詩¹,新堀 雄一¹ ¹東北大学

福島第一原子力発電所の廃棄物に付着したホウ酸塩の存在,および地下の温度変化を考慮し,カルシウム シリケート水和物と長半減期核種であるユウロピウムの相互作用について実験的に調べた.

キーワード:カルシウムシリケート水和物,ホウ酸,温度,ユウロピウム

1. 緒言 福島第一原子力発電所の廃炉工程より発生する放射性廃棄物には、ホウ酸塩や長半減期核種が含ま れると考えられる.ホウ酸はセメントの凝結を阻害することが知られており、これらの廃棄物をセメント固 化処理する際には課題となる.先行研究[1]では、セメント系材料の主成分であるカルシウムシリケート水和 物(C-S-H)へのセシウムの収着挙動について、ホウ酸共存の影響を報告している.一方、地中の温度は深度に より変化するため、これらを関連付けた基礎的知見を整理する必要がある.そこで本研究では、処分環境温 度を考慮して、ホウ酸共存下における C-S-H と3 価の陽イオンであるユウロピウム(Eu)の相互作用を調べた.

2. 実験 C-S-H 試料は,窒素雰囲気下で,酸化カルシウム,フュームドシリカ,純水またはホウ酸ナトリウム溶液,硝酸ユウロピウム溶液を混合することで調製した. Ca/Si モル比は 0.8 および 1.6,液固比は 20 ml/g

(液相 30 ml, 固相 1.5 g), Na/B モル比は 0.2 および 1.0 とし, Na 量は NaOH にて調整した。Eu 濃度は 1 mM, ホウ酸濃度は 0, 200, 400, 600 mM で 変化させた. 温度は 15℃, 25℃, 40℃とし, 一週間の振とう養生後, 遠心 分離した. 液相は孔径 0.20 µm のフィルターで濾過後, pH および溶存成 分を調べた. なお, 溶液中に Eu はほぼ溶存していないことを確認した. また, 固相はラマン分光分析および蛍光分光分析に供した.

3. 結果と考察 図1はホウ酸共存下における C-S-H 中の Eu の蛍光スペ クトルである(Ca/Si=1.6, 25℃, Na/B=1.0). Eu の電子が周辺原子の電子 とクーロン相互作用する場合に見られるシュタルク分裂(618 nm 付近の ピーク分裂)はホウ素濃度の増加とともに減少するものの,ホウ素濃度 600 mM においてもその存在が確認され,他の温度条件でも同様だった. 図2はラマン分光分析より得られた C-S-H (Ca/Si=1.6)の Q¹/Q²比と温度 の関係である. Qⁿは C-S-H 内の SiO₄ 四面体の架橋酸素数が n 個である ことを表し,Q¹/Q²比の減少は silicate chain の重合度増加を意味する. 図 2より,温度上昇およびホウ酸濃度増加に伴い silicate chain の重合度が増 加しており,このような構造変化は Ca がホウ酸との反応で消費される ことに一因があると考えられる.また,前述のように蛍光分光分析から Eu と C-S-H の相互作用が示されていることから,図2のような構造変化 が C-S-H への Eu 収着に及ぼす影響は小さいと推測される.



図1Euの蛍光発光スペクトル



図2Q1/Q2比と温度の関係

引用文献 [1] Hara et al.: Proc. of WM2018, Paper No. 18068, 1-9 (2018). 謝辞:本研究の一部は科学研究費補助金 基盤(A) 21H04664の成果である。ここに記して謝意を表す。

^{*}Tomoki Gyoten¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹ and Yuichi Niibori¹ ¹Tohoku Univ.

生成過程にあるカルシウムシリケート水和物への Cs および Sr の収着挙動に関する基礎的研究

Experimental Study on Sorption Behavior of Cs and Sr onto Calcium Silicate Hydrate under the Formation Processes *田村 怜於¹, 関 亜美¹, 千田 太詩¹, 新堀 雄一¹ ¹東北大学

カルシウムシリケート水和物(CSH)の生成過程における Cs および Sr との相互作用に関する検討として、 CSH 調製と同時に Cs あるいは Sr(着目元素)を加えて 1~7 日間養生した場合と、30 日間養生した CSH に着目 元素を加えた場合を比較検討したところ、概ね同様の収着挙動を示し、CSH が生成直後から高い収着能を有 することが示唆された。

キーワード:カルシウムシリケート水和物, 収着, セシウム, ストロンチウム

1. 緒言 カルシウムシリケート水和物(CSH)はセメント系材料主成分であるとともに、放射性廃棄物処分場 周辺においてセメント成分の溶出により二次的に生成すると想定される。この CSH は陽イオン核種をよく収 着することが知られており、既報[1]では CSH と Cs および Ba との相互作用について報告している。本研究 では、CSH の生成過程における Cs および Sr の収着挙動に着目し、CSH 養生期間および核種収着期間を既報 [1]の7日間よりも短く設定した実験検討を行った。

2. 実験 収着実験では、CSH の Ca/Si モル比を 0.4、0.8、1.2、1.6 とし、Cs あるいは Sr を CSH の生成と同時に添加して 1 日、3 日、7 日間養生する共沈試料と、CSH を 7 日間あるいは 30 日間養生した後に Cs あるいは Sr を 1 mM となるように添加して 1 日、3 日、7 日間収着させる水和試料の 2 種類を用意した。液固比は 20 (液相 30 ml、固相 1.5 g)とし、25℃および 120 strokes/min に設定した恒温振とう機にて試料を養生した。 所定期間経過後、遠心分離(7500 rpm、10 min)により固液分離し、液相は 0.20 µm のメンブレンフィルターで ろ過し、ICP-AES により Sr を、原子吸光分析により Cs を定量した。固相は乾燥させずにゲル状のままラマン分光分析を、乾燥後に XRD による分析を行った。

3. 結果と考察 図1に共沈試料における Cs の分配係数 K_d を、図2に水 和試料のものを示す。これらより、CSH の養生期間が異なる共沈試料と 水和試料では Cs の分配係数に大きな違いは見られなかった。分配係数 K_d は Cs では 1~14 ml/g、Sr では 2~40 ml/g 程度と見積もられ、低 Ca/Si モ ル比において分配係数が大きくなった。また、XRD より養生1日以降で トバモライトのピークが確認されるとともに、ラマン分光分析からシリ カ鎖の重合度は養生期間 30 日まで大きく変わらなかった。これらより、 本研究の条件では、ごく短期間の生成過程においても CSH は 30 日養生 の場合と同様に Cs および Sr を収着することが示唆された。

引用文献[1] Saito et al.: Interactions of Cesium and Barium Ions with Calcium Silicate Hydrate under the Condition Saturated with Saline Water, Proceedings of WM2015, Paper No. 15247, 1-10 (2015).

謝辞:本研究の一部は科学研究費補助金 基盤(A)21H04664の成果の一部である。 ここに記して謝意を表す。

*Reo Tamura¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹ and Yuichi Niibori¹
¹Tohoku Univ.



図2Csの水和試料に対する分配係数

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

[2H07-12] Migration/Sorption 2

Chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 4:30 PM Room H

[2H07] Quantifying effect of compositional variation in cement on sorption distribution coefficient. *Naoyuki Tamura¹, Hisao Satoh¹, Yu Yamashita², Yoshihisa Kaneda³, Mitsushi Motoyama⁴ (1. JNFL, 2. TOSHIBA ESS, 3. Taiheiyo Consultant, 4. JGC) 2:45 PM - 3:00 PM [2H08] Molecular dynamics study of cation and water dynamics on Outer Surface space in Smectite-water system. *Naoki Matsui¹, Takahiro Ohkubo¹, Yukio Tachi², Kenji Yotsuji², Yuki Sugiura² (1. Chiba Univ., 2. JAEA) 3:00 PM - 3:15 PM [2H09] Cryogenic TRLFS investigation on U(VI) sorption on illite in the presence of carbonate ions *Huiyang Mei¹, Noboru Aoyagi¹, Takumi Saito², Naofumi Kozai¹, Yuki Sugiura¹, Yukio Tachi¹ (1. JAEA, 2. UTokyo) 3:15 PM - 3:30 PM [2H10] Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in **Compacted Bentonite** *Kazuya Idemitsu¹, Yaohiro Inagaki¹, Tatsumi Arima¹ (1. Kyushu university) 3:30 PM - 3:45 PM [2H11] Assessment of the effect of organic materials for the solubility of technetium (IV). *Shingo Kimuro¹, Hajime Iwata¹, Ayano Eguchi¹, Yoshiaki Nishikawa¹, Yukio Tachi¹ (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM [2H12] Adsorption state of Eu in small pores studied by TRLFS *Kento Murota^{1,2}, Noboru Aoyagi³, Huiyang Mei³, Takumi Saito¹ (1. UTokyo, 2. NRA, 3. JAEA) 4:00 PM - 4:15 PM

セメント配合組成の変動による収着分配係数への影響評価

Quantifying effect of compositional variation in cement on sorption distribution coefficient.

*田村 直之 ¹,佐藤 久夫 ¹,山下 雄生 ²,金田 由久 ³,本山 光志 4

¹日本原燃,²東芝 ESS,³太平洋コンサルタント,⁴日揮

浅地中ピット処分におけるセメント系バリアの施工では、配合が異なる種々のセメント系材料が使用される。施工時のデータ取得・知見の収集として、種々のセメント配合に対する分配係数データを取得し、それらの組成と分配係数の関係について考察したので紹介する。 **キーワード**:収着分配係数,セメント系材料

1. 緒言

浅地中ピット処分における覆土完了後の核種移行評価の信頼性向上には、評価で想定した工学設計どおり のバリア施工を保証する品質管理(配合組成)と、主要な評価パラメータである収着分配係数に注目して、 施工時のデータ測定から、将来にわたりその機能(移行抑制)が発現する見通しを得ることが重要である。 本検討では施工時のデータ取得・知見の収集の一環として、実施工に用いる予定である種々のセメント系材 料と、普通ポルトランドセメント(OPC)の一部を石灰石微粉で置換し、メカニズムの考察用にセメント水和鉱 物量を変化させた模擬固相(置換率の数値が大きいほど OPC 量が減り、石灰石量が増加)を用いて分配係数 データを取得し、これらの配合組成(鉱物組成)が分配係数に与える影響を定量的に評価した。

2. 実験

実験手法は学会標準[1]に従い、試験対象核種は線量感度と収着機構から Cs,Ni,C(シュウ酸)などを選定した。対象の固相は、高炉スラグ系モルタル(BFS)、フライアッシュ(FA)系や OPC 系のコンクリート、また OPC の一部を石灰石微粉で置換した模擬固相など全 13 配合を対象にした。

3. 結果·考察

図1に測定結果の一例としてNiの分配係数を示す。種々の固 相配合は大きく異なるものの、分配係数の変化幅は全データの 算術平均値676ml/gに対して倍半分程度(Ni:0.2-3.4倍)であっ た。その他の核種でも同様の傾向(Cs:0.4-1.6倍、C:0.4-1.8倍) であった。JAEA-SDB[2]で見られた5-6桁の摂動と比較すると、 固相配合の違いによる分配係数の変化幅は小さいといえる。こ れは強度を有するセメント系材料は一定以上の水和鉱物量を有 するため、配合組成の違いによる収着分配係数の変化は小さい ためと考えた。次に、OPCの一部を石灰石微粉で置換した試料 を用いてOPC量比の影響を確認した。分配係数の変化幅は、算 術平均値に対して倍半分程度に収まった一方で変化の傾向は核 種ごとに異なった(図2)。Cの分配係数はOPC量の低下に伴 い低下傾向にあるのに対して、CsやNiの分配係数はOPC量 が減少しても一定もしくは増加傾向にあった。以上の結果は各 セメント鉱物種が収着性に寄与する程度は核種ごとに異なる が、各鉱物が相補的に収着性に寄与していることを示唆する。

4. 結言

実施工に用いる予定である種々のセメント配合の分配係数の 変化幅は、算術平均値に対して倍半分程度であった。そのため 移行評価においては、初期の配合組成の違いに関わらず、将来 にわたりその機能(移行抑制)が発現する見通しを有するもの と考えられる。今後は、施設に実際に用いたセメント(実ロッ ト)の分配係数データを測定し、材料や施工方法の品質変動の

影響を念のため評価・監視することに加えて、地下水組成(液





図2 結合材量の分配係数への影響

相)変化の監視や原位置試験・類似環境試験により、長期的なバリアの状態・収着性の変化を確証し、評価 の信頼性を向上させていく必要がある。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 AESJ-SC-F003:2002「収着分配係数の測定方法-浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順: 2002」

[2] 陶山忠宏、舘幸男: "収着データベース (JAEA-SDB) の開発: 土壌系及びセメント系を含む収着データの拡充"、JAEA-Data/Code 2011-022 (2012).

* Naoyuki Tamura¹, Hisao Satoh¹, Yu Yamashita², Yoshihisa Kaneda³ and Mitsushi Motoyama⁴

¹ JNFL.,²Toshiba ESS.,³Taiheiyo Cons., ⁴JGC

分子動力学計算によるスメクタイト外表面でのカチオン-水移行挙動解析

Molecular dynamics study of cation and water dynamics on outer surface space

in smectite-water system

*松井 直樹 1, 大窪 貴洋 1, 舘 幸男 2, 杉浦 佑樹 2, 四辻 健治 2

¹千葉大,²JAEA

スメクタイトの粒子間空隙(外表面)での Cs と水の移行挙動を解明するため古典分子動力学計算を 用いたシミュレーションを行った。

キーワード:スメクタイト,Cs吸着,分子動力学計算

1. 緒言

スメクタイトは負電荷をもつ層によって構成される層状化合物である。含水した飽和状態では、層 間空隙および粒子間空隙(外表面)でカチオンを含む水溶液と接触している。¹³⁷Cs 等の放射性核種は それら空隙内の水溶液中を拡散により移行する。スメクタイトの basal 面に近い領域では層の負電 荷に由来する電気二重層の影響で Cs-水の移行挙動は複雑であり、実験的データによる解析は困難 である。そこで、本研究では分子動力学(MD)計算を用いてスメクタイトの外表面における Cs-水の 移行挙動の解析を試みた。

2. MD 計算による解析手法

スメクタイトの層電荷および含水量をパラメータとして basal 面近 くにおける Cs の滞留時間を計算した。Si₄Al₂O₁₀(OH)₂・nH₂O のパ イロフィライト構造に基づき、目的の同型置換量および含水量と なるように構造モデルを作成した。作成したスメクタイト層は、は じめに NPT アンサンブル(293 K、1 atm)による MD 計算で平衡状態 を得た。その後、1.0 mol/L CsCl 水溶液に相当する原子を層の上に 配置し、再度平衡計算を行って目的のスメクタイト外表面モデル を得た。Fig. 1 に作成したモデルの一例を示す。その後、0.5 ns 間 MD 計算を行い、時間毎に得られた原子座標から Cs の滞留時間を 計算した。滞留時間の長さに基づいて Cs 種を分類し、各 Cs の水 和構造を解析した。



各組成パラメータで滞留時間を計算した結果、四面体シートにお ける Si から Al への同型置換量が最も滞留時間に影響を与えてい た。Fig. 2 は Al 置換量を上から順に 2 個ずつ増加させたときの滞 留時間のヒストグラムを示す。Al 置換量が増加すると滞留時間が 増加した。滞留時間の長さに基づいて Cs を Cs^{long} と Cs^{short} に分類し て水の配位構造を解析したところ、Cs^{long} は Cs^{short} よりも配位数が 減少していた。このことから、Cs^{long} は basal 面の最表面で内圏型錯 体として存在していると考えられた。講演では、外表面から沖合に 移行する Cs の自由エネルギー変化の解析についても紹介する。



Figure 1: スメクタイト外表面モデルの一例。緑色の球が Cs 原子を表す。



Figure 2: Al 置換量増加と Cs の滞留時間の関係。横軸は滞留時間、縦軸はτ
 時間滞留した Cs の数を表す。

*Naoki Matsui¹, Takahiro Ohkubo¹, Yukio Tachi², Yuki Sugiura² and Kenji Yotsuji² ¹Chiba Univ., ²JAEA.

Cryogenic TRLFS investigation on U(VI) sorption on illite in the presence of carbonate ions

*Huiyang Mei¹, Noboru Aoyagi¹, Takumi Saito², Naofumi Kozai¹, Yuki Sugiura¹, Yukio Tachi¹
¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA), ² The University of Tokyo (UTokyo),

U(VI) sorption on illite in the presence of varying concentrations of carbonate ions was investigated by using the cryogenic TRLFS technique. The sorption species were differentiated by analyzing the fluorescent spectral shape and lifetime and using Parallel Factor Analysis.

Keywords: illite, U(VI), carbonate, TRLFS, sorption

1. Introduction

Identification of the sorption species of radionuclides on minerals is important for understanding the retardation mechanism of host rock for an underground radioactive waste repository. Particularly, the presence of relatively high concentrations of carbonate ions in sedimentary groundwater (> 2,000 mg/L as HCO_3^- in some cases) may inhibit the sorption of radionuclides on minerals obviously, and leads to quite low surface loading of radionuclides, which may increase the difficulty in identifying the sorption species [1]. In light of this, we investigate U(VI) sorption on illite (one of the main constituents of argillaceous rock) as a function of HCO_3^- concentrations at fixed pH by using cryogenic TRLFS and PARAFAC [2].

2. Methods

Aliquots of NaCl, carbonate, and NaOH stock solutions were added into the centrifuge tubes first, followed by adding aliquots of an acidified U(VI) stock solution little by little, and then the residual desired carbonate stock solutions. Afterward, the weighed illite was added into the tube, followed by adjusting pH to ~ 8.5 or 9.5. The tubes were shaken for seven days. Later, the suspensions were centrifuged and filtered. The U(VI) concentrations were analyzed by using an ICP-MS instrument. The residual solids were freeze-dried and subsequently analyzed using the Nd:YAG laser with an excitation wavelength of 360 nm at near liquid Helium temperature. The fluorescent decay spectra with different delay times were recorded. The shape and decay lifetime of the normalized spectra after background subtraction were analyzed and compared. Those spectra were also combined and analyzed by using the PARAFAC.

3. Conclusion

The batch experimental results showed that the presence of carbonate ions significantly inhibited the sorption of U(VI) on illite. More obvious decrease in sorption was observed at higher carbonate concentrations. According to the modeling result, the ternary uranyl-carbonate surface complexes play an essential role in retarding U(VI) at the neutral to slightly alkaline pH range. Cryogenic TRLFS analysis and PARAFAC decomposition revealed that the U(VI) in the sorption sample at least existed as two coordination environments. These results could give a hint of the transport and fate of uranium under relevant geological environments, where sedimentary host rocks and groundwater with a high concentration of carbonate coexist.

This study was performed as part of 'The project for validating near-field assessment methodology in geological disposal (FY2020) (JPJ007597)' supported by the Ministry of Economy, Trade and Industry of Japan.

References

[1] H. Mei et al., Appl. Geochem. 136, 105178 (2022). [2] K. Ishida et al., J. Colloid Interface Sci. 374, 258–266 (2012).

圧密ベントナイト中のネプツニウムの移行挙動における炭酸の影響

Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in Compacted Bentonite

*出光 一哉 1, 稲垣 八穂広 1, 有馬 立身 1

¹九州大学・工

本実験では炭酸共存下におけるベントナイト中のネプツニウムの移行挙動に着目し、炭酸濃度およびベント ナイト乾燥密度、拡散期間をパラメータとした拡散試験を行った。乾燥密度 1.2 Mg/m³以上、重炭酸濃度 0.25 M以上でネプツニウムがフィルタリングを受ける現象が見られた。

キーワード:拡散、ネプツニウム、炭酸、フィルタリング、乾燥密度

Study on migration beha

1. 緒言

K. Idemitsu¹, K. Yoshida¹, ¹Kyushu Uni

ネプツニウムは高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全評価上重要な元素であり、処分後 10⁵ 年以降の被 Typical Japanese purified Na-bentonite, Kunipia-I ばくに寄与が大きい。炭酸がベントナイト中のネプツニウムの移行挙動に与える影響を調め流すは9 95 wt.% montmorillonite v The chemical formula of Kunipia-F® is esti

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 から 1.4 Mg/m³) nň h dianter and M handle with cafe and and containing 0.25 and M handle with cafe and M handle with ca

3. 結果

得られた濃度分布を図1に示す。乾燥密度が1.0 Mg/m³を超えた 試料において、濃度分布は指数関数的に減少しており、密度0.7 Mg/m³において薄膜拡散源モデルの分布に従うことと対照的であ る。重炭酸濃度0.25から0.5 Mの濃度分布は時間によらず同じ濃 度分布を示した。これは、ネプツニウムが炭酸錯体を作り拡散経路 が制限されたためと考えられる。拡散に有効な空隙が距離ととも に減少していくと仮定し、拡散分布を差分法で解いた。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -\frac{\partial J}{\partial x} \Longrightarrow \frac{\Delta C_n}{\Delta t} = \frac{1}{A_n \Delta x} \left\{ A_n D \frac{(C_{n-1} - C_n)}{\Delta x} - A_{n+1} D \frac{(C_n - C_{n+1})}{\Delta x} \right\}$$
(1)

 $A(x) = A_1 \exp(-\lambda x) \tag{2}$

ここで、*A*_nは*n*カラム目の流路の断面積で係数 *λ* で距離と共に減 少する。*D*は空隙中のネプツニウムの拡散係数である。濃度分布結 果を図2に示す。時間と共に、最終的な指数関数的分布に近づいて いく。これ以降、濃度分布は変化せず、濃度分布から拡散係数を求 めることはできなくなる。

謝辞

ネプツニウムの実験・分析は、東北大学附属金属材料研究所量子エネル ギー材料科学国際研究センターで ICP-MS/MS を使用して実施した。ここに感謝の意を表する。

*Kazuya Idemitsu¹, Yaohiro Inagaki¹, Tatsumi Arima¹

¹Kyushu university, Graduate school of engineering

The chemical formula of Kunipia-F® is esti $(Na_{0.3}Ca_{0.03}K_{0.004})(Al_{1.6}Mg_{0.3}Fe_{0.1})Si_4O_{10}(OH)_2$ [1]. bentonite was compacted with a jig into cylindrical NaHCO₃ for more than 1 month. Diffusion experim conducted as shown in Fig.1. The interface of the • F0.7 NaHCO3 0.5 M 1 • F1.1 NaHCO3 1 M 1 y • F1.4 NaHCO3 1 M 1 y bentonite sat nated water was spiked 100 of tracer so ppb of Np in 0.1 M I the diffusion the bentoni year. After the diffusi ushed out of the colun 10 inte 0.3- to 2.5-mm thick blues. Each slice was subm N HNO₃ to extract the tracer ion and the liquid ົມມົ separated by centrifugation. The supernatant was an ı∕bd) Np by inductively coupled plasma-mass spectrom MS7MS; 8900, Agilent). ş Obtained profiles of Np are shown in Fig. 2 as a f 0.1 depth?/s with fitting results by using infinite plane sou The fitting results were, however, not good, espec period examinations. Apparent diffusion coefficien the order of 10⁻¹⁴ m²/s or lower Obtained profiles of Np are replotted as a function of Depth with time and real 0.01

Obtained profiles of Np are replotted as a function of Fig. 3. Profile of Np looks glowing with time and reac profile in 2 years. The final profile is exponential 1 shown in Fig. 3 and spreased as following equation;



IV 価テクネチウムの溶解度に及ぼす有機物影響の評価

Assessment of the effect of organic materials for the solubility of technetium (IV)

*紀室 辰伍¹, 岩田 孟¹, 江口 綾乃¹, 西川 義朗¹, 舘 幸男¹

1日本原子力研究開発機構

TRU 廃棄物処分の性能評価上重要な、IV 価テクネチウム溶解度に及ぼす有機物影響を評価するため、イソ サッカリン酸濃度と pH の異なる試験系において実施した溶解度試験から、イソサッカリン酸とテクネチウ ムの錯生成反応を検討した。

キーワード: TRU 廃棄物, イソサッカリン酸, テクネチウム, 溶解度, 錯生成

1. 緒言

TRU 廃棄物処分の性能評価上重要な元素の1つであるテクネチウム(Tc)は、一般的に地下の還元的雰囲気 では主に難溶性のIV価水酸化物(TcO₂・xH₂O(s))として存在すると考えられるが、有機物との錯生成によって その溶解度が増加し、移行挙動が変化する可能性がある。また、TRU 廃棄物に含まれる有機物のうち、セル ロースの分解生成物であるイソサッカリン酸(ISA)は、処分後の核種移行挙動評価に影響を及ぼすと考えられ ているものの、錯生成定数等の熱力学データが不足しており、基盤データを充実させていく必要がある。本 研究では、TcO₂・xH₂O(s)を初期固相とし、異なる pH、ISA 濃度条件下における Tc 溶解度を測定し、その錯 生成反応を検討した。

2. 実験

日本アイソトープ協会から購入した VII 価 NH4⁹⁹TcO4 溶液を亜ジチオン酸ナトリウム(Na₂S₂O4)により還元 することで、IV 価 ⁹⁹TcO₂・xH₂O(s)を得た。⁹⁹TcO₂・xH₂O(s)を1 週間静置した後、超純水により2回洗浄し、 pH、ISA 濃度及びイオン強度(NaCl)を調製した試料溶液に初期固相として添加した。所定期間後、各試料溶 液の pH および Eh を測定し、上澄み液をメンブレンフィルタ(0.45 μ m)、限外ろ過フィルタ(10 kDa)でろ過し、 ろ液に含まれる ⁹⁹Tc 濃度を液体シンチレーション検出器により定量した。試料の調製及び静置は全て N₂ 雰 囲気グローブボックス内(O₂ 濃度<0.5 ppm)にて行った。

3. 結果と考察

pH 10.5、試験期間 4 週間の溶存 Tc 濃度を図 1 に示す。ここでは、比較のため、ISA を添加していない Blank サンプルを [ISA] = 1×10⁻⁶ (mol/dm³)の位置にプロットしている。この結果 より、Tc 溶解度は[ISA] = 1×10⁻² (mol/dm³)以上の領域で顕著 に上昇することが示唆された。また、フィルター孔径依存性が あることから、Tc 溶解種としてコロイド粒子が形成されてい ることが考えられる。発表では、スロープアナリシスから Tc と ISA 錯体の錯体種と生成定数を推定し、Tc 溶解度に及ぼす有機 物影響を考察するとともに、ISA の類似物質であるグルコン酸 (GLU)錯体の先行研究[1]との比較検討を行う予定である。



図 1 ISA 濃度による溶存 Tc 濃度変化

参考文献

[1] Nancy J. H, et al., ACS Symposium Series (2006), Chapter 16, 286-301. 謝辞

本研究には、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「令和2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)(TRU廃棄物処理・処分技術高度化開発)」の成果の一部を利用した。

*Shingo Kimuro¹, Hajime Iwata¹, Ayano Eguchi¹, Yoshiaki Nishikawa¹, Yukio Tachi¹

¹Japan Atomic Energy Agency.

TRLFS 法を用いた微小な空隙内での Eu の吸着状態に関する研究

Adsorption state of Eu in small pores studied by TRLFS

*室田 健人^{1,2}, 青柳 登³, Huiyang Mei³, 斉藤 拓巳¹

1東京大学,2原子力規制庁,3日本原子力研究開発機構

異なる径のメソ空隙を持つメソポーラスシリカに対し Eu³⁺を吸着させ、その吸着状態を TRLFS で分析した。 試料ごとの蛍光スペクトルの違いから、空隙径によって Eu³⁺の吸着状態が異なることが示唆された。

キーワード: 吸着、時間分解型レーザー蛍光分光、Eu、メソポーラスシリカ

1. 緒言

放射性廃棄物から漏出した放射性核種の地下環境中の動態においては、移行の過程での岩石や緩衝材内部 の微小な空隙への吸着が重要な機構である。メソスケール(2-50 nm)やマイクロスケール(2 nm 未満)の空 隙中では、水の性質や物質相互の化学反応がより大きな空隙中とは異なることが報告されている[1]。しかし、 イオンの吸着がこのような微小空隙でどのように変化するのかは明らかになっていない。そこで、微小空隙 を有する岩石の模擬物質として、異なる径のメソ空隙とマイクロ空隙を持つメソポーラスシリカに対し Eu³⁺ を吸着させ、その吸着状態を時間分解型レーザー蛍光分光(TRLFS)で分析した。

2. 手法

吸着試験では、主要なメソ空隙の径が 3 nm から 12 nm のメソポーラスシリカを、NaOH で pH を、イオン 強度を NaNO₃ で調整した溶液中に分散させ、5 日後に Eu(NO₃)₃ を 0.1 mM になるように加え、一定期間後に 液相の pH を測定し、その後固液分離した。これらの試験はグローブボックスを用いてアルゴン雰囲気下で 実施した。液相中の Eu³⁺濃度を ICP-MS で測定することで Eu³⁺吸着量を求めた。固相は測定セルに充填し、 Nd:YAG レーザー光を非線形光学素子によって変換した 394 nm の単波長光を照射し、試料の蛍光スペクトル 及びその時間変化を測定した。得られた蛍光スペクトルは、磁気双極子遷移に由来する吸着状態の影響を受 けない 592 nm 付近のピークで規格化することで、異なる試料での結果を比較した。さらに、規格化した蛍光 スペクトルの時間変化のデータを多変量解析手法である PARAFAC を用いて解析した[2]。

3. 結果

イオン強度 50 mM の条件において、Eu³⁺の吸着割合は pH の増加に伴い増加し、pH 7 程度で加えた Eu³⁺の ほとんどが吸着した。TRLFS で得られた、電気双極子遷移に由来し Eu³⁺の配位子の対称性によって変化する 特徴を持つ 615 nm 付近のピークを異なる pH の試料間で比較すると、pH が 5 から 8 へと増加するにつれて、 すなわち Eu³⁺の吸着割合が増加するにつれてピークが大きくなった。メソ空隙径が 3.4 nm と 12.4 nm のシリ カのスペクトルを比較すると、特に pH が低く、吸着割合が小さい試料において、両者のシリカの 615 nm 付 近のピーク位置及びピークの幅に違いが見られ、空隙径によって Eu³⁺の吸着状態が異なることが示唆された。 発表では、空隙径の変化による Eu³⁺の化学種の変化について、PARAFAC を用いて解析した結果を紹介する。

参考文献

[1] J. Zachara et al., Environ. Sci. Technol. 50, 2811-2829 (2016).

[2] K. Ishida et al., J. Colloid Interface Sci. 374, 258–266 (2012).

* Kento Murota ^{1,2}, Noboru Aoyagi ³, Huiyang Mei ³, Takumi Saito ¹

¹The University of Tokyo, ²Nuclear Regulation Authority (NRA), ³Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

[2H13-17] Migration/Sorption 3

Chair: Kazuya Idemitsu (Kyushu Univ.) Thu. Mar 17, 2022 4:30 PM - 6:00 PM Room H

[2H13]	Applicability of coastal seabed environments as a potential host rock of HLW disposal
	*Koraphat Fairat ¹ , Takumi Saito ¹ , Kanako Toda ¹ (1. UTokyo) 4:30 PM - 4:45 PM
[2H14]	Modeling of Cs ⁺ , Sr ²⁺ and Eu ³⁺ Sorption to Sodium-Activated Metakaolin-
	*Anil Can Yildirim ¹ , Kanako Toda ¹ , Takumi Saito ¹ (1. UTokyo) 4:45 PM - 5:00 PM
[2H15]	Study on the solid phase and solubility of Zr,Ce oxide solid solutions *Yutaro Sato ¹ , Taishi Kobayashi ¹ , Atsushi Ikeda ² , Daiju Matsumura ² , Ryuhei Motokawa ² , Takayuki Sasaki ¹ (1. Kyoto Univ., 2. JAEA) 5:00 PM - 5:15 PM
[2H16]	Decomposition Rate of Asphalt under the Presence of Microorganisms in the Coarse Sandstone Layer. *Tatsunori Fukumaki ¹ , Mitsushi Motoyama ² , Naoyuki Tamura ³ (1. JANUS, 2. JGC, 3. JNFL) 5:15 PM - 5:30 PM
[2H17]	Evaluation of Retardation Effect of Cesium under Unsaturated Conditions Considering Channel Formation *Hirotaka Kawakami ¹ , Tsugumi Seki ¹ , Taiji Chida ¹ , Yuichi Niibori ¹ (1. Tohoku University) 5:30 PM - 5:45 PM

Applicability of Coastal Seabed Environments as a Potential Host Rock of HLW Disposal *Koraphat Fairat, Takumi Saito and Kanako Toda The University of Tokyo

Coastal seabed disposal is one of the repository options isolating high-level radioactive wastes (HLW) from human. HLW under seabed sediments would be covered by the various layers of the sediments. The aim of this research is to construct a coastal model for the transport of radionuclides from HLW disposed beneath seabed to the surface of the sediments. **Keywords:** high-level radioactive wastes (HLW), saltwater intrusion, groundwater, geological disposal, PFLOTRAN

1. Introduction

Coastal seabed disposal is one of the disposal methods which could protect human from radionuclides arising from disposed high-level wastes (HLW). Inland radioactive waste disposal inevitably causes dispute among various stakeholders. Hence, the coastal seabed disposal with lower risk with the dispute occurrence has a certain merit and should be studied. In coastal seabed disposal, it is possible that radionuclides migrate from repository through several levels of sediments into the ocean. Since the repository would be located close to lands due to feasibility in its construction, the influence on groundwater flows caused by density differences arising from varying salinity must be considered [1]. The objective of this presentation is to demonstrate the variable density flow simulation by the PFLOTRAN code, comparing with the MACRO experiment by JAEA [2], a seawater intrusion experiment, and to discuss the groundwater flow of our coastal seabed model.

2. Methodology

The coastal seabed model based on the JAEA's MACRO experiment was firstly constructed by PFLOTRAN, which simulates groundwater flow by varying salinity, simultaneously solving equations of groundwater flow and solute (i.e. NaCl) transport. The model was separated into two zones with saltwater and freshwater on the left and right sides respectively, with corresponding hydrostatic pressure flow conditions. The density and viscosity of water was locally calculated, based the solute transport. The result of coastal seabed model of MACRO by PFLOTRAN will be adapted into larger models which have different strata including sand, clay, and crystalline rock.

3. Result and Discussion

The result of seawater intrusion experiment by PFLOTRAN shows that there are high (green vector) and low velocity of groundwater flows (yellow vector) (Fig.1). Almost all groundwater flows move from freshwater to saltwater zone caused by density difference whereas minor flows occur in saltwater wedge. In the presentation we will discuss about flow characteristics of this experiment.



Fig.1. Seawater intrusion experiment by PFLOTRAN

References

- "H12: Project to Establish the Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Supporting Report 3, Safety Assessment of the Geological System." 2000.
- [2] Y. Oda, H. Sato, A. Sawada, and T. Watahiki, "Advection dispersion and density flow simulation for salinity distribution on the transition zone of saltwater intrusion experiment," 2010.

Modeling of Cs⁺, Sr²⁺ and Eu³⁺ Sorption to Sodium-Activated Metakaolin-Based Geopolymers

*Anil Can YILDIRIM, Kanako TODA, Takumi SAITO

University of Tokyo

Geopolymer is a group of newly derived materials for the stabilization of radioactive wastes. In this study, sorption of cesium (Cs^+), strontium (Sr^{2+}) and europium (Eu^{3+}) to sodium-activated and metakaolin-based geopolymer (Na-MKGP) was studied as a function of pH at different background salt concentrations. The sorption results will be evaluated by combining the surface characteristics of Na-MKGP such as surface protonation, specific surface area (BET) and cation exchange capacity (CEC) with "2-site protolysis no electrostatics surface complexation and cation exchange (2SPNE/CE)" model.

Keywords: Geopolymer, Sorption, Cesium, Strontium, Europium

1. Introduction

Geopolymers are defined as chains or networks of inorganic molecules linked with covalent bonds where their physicochemical properties received great attention in case of nuclear waste management [1]. Among those properties, ion sorption is significantly important for environmental applications such as retention of heavy metals or radionuclides [2]. However, apart from the sorption capacities, there is no significant studies in literatures regarding the sorption mechanisms of radionuclides to Na-MKGP. In this study, the sorption mechanisms of Na-MKGP are investigated with a fixed Na-MKGP concentration as a function of pH and background salt concentrations for Cs⁺, Sr²⁺ and Eu³⁺. Obtained sorption results will be evaluated together with the 2SPNE/CE model to define Na-MKGP's radionuclide sorption mechanism.

2. Experimental

About 50 grams of Na-MKGP were used in its powdery form by crushing and grounding until $\leq 1 \mu m$ [3]. The sorption samples were prepared with a fixed 1g/L concentration of Na-MKGP as a function of pH (pH 4 to 10) at 0.1 or 1 mM Cs⁺ Sr²⁺ and Eu³⁺ and 0.1 or 0.01 M NaClO₄. The concentration of these ions remaining in the solution after centrifugation were measured with an inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS, Agilent 7500cx). The obtained quantitative results are being applied to the 2SPNE/CE model by PhreeqC (Version 3) and Phreeplot for fitting the sorption results to the model.

3. Results and Discussion

According to the adsorption studies, the sorption of Eu^{3+} on Na-MKGP was strongly dependent on pH; meanwhile the sorption of Cs⁺ on the salt concentration. This can be explained by inner-sphere surface complexation for Eu^{3+} sorption and ion exchange or outer-sphere complexation for Cs⁺, respectively. On the other hand, the sorption of Sr²⁺ was dependent on both ionic strength and pH where ion exchange and surface complexation reactions were suggested to occur simultaneously. In the conference presentation, we will discuss the fitting of sorption results to 2SPNE/CE model together with the appropriateness of the constructed model to define the Na-MKGP's sorption mechanisms.

Reference

[1] Davidovits, J. (2015). Geopolymer: chemistry & applications. Saint-Quentin: Institut Géopolymère.

[2] El-Naggar, M., & Amin, M. J. Hazard. Mater., 344, 913–924 (2008).

[3]Cantarel, V.; Morooka,T; Yamagishi,I., *Geopolymers and their potential applications in the nuclear waste management field; A Bibliographical study*, JAEA-Review 2017-014 (2017).

Zr,Ce酸化物固溶体の固相分析と溶解挙動に関する研究

Study on the solid phase and solubility of Zr,Ce oxide solid solutions *佐藤侑太郎¹, 小林大志¹, 池田篤史², 松村大樹², 元川竜平², 佐々木隆之¹ ¹京大, ²JAEA

Zr,Ce 酸化物固溶体の混合物を調製し、水溶液に浸漬して Zr, Ce 溶解度を求めるとともに、PXRD や XAS 測 定などにより浸漬前後の固相状態を調べた。得られた固相状態をもとに、Zr, Ce 溶解度の解釈を行った。 キーワード:ジルコニウム、セリウム、固溶体、溶解度

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故では、燃料成分や被覆管成分などが溶融状態となり、(Zr,U)O2 固溶体が燃料デブリの一部として生成したとされる。(Zr,U)O2 固溶体は、温度や Zr/U 比に従って異なる組成や相を取るため[1]、生成した固相は事故時の環境によって不均一な組成や相を持った固溶体の混合物である可能性が考えられる。将来的な燃料デブリの取り出しや処理処分においては、これら酸化物固溶体の混合物の溶解挙動を把握することが重要であると考えられるが、その熱力学的な解釈は十分行われていない。そこで、本研究では、プールベ図は異なるが、(Zr,U)O2 と類似した相図を示す[2](Zr,Ce)O2をアナログとして、(Zr,Ce)O2 固溶体の混合物を調製し、水溶液に浸漬前後の詳細な固相分析に基づき、Zr および Ce の溶解挙動を検討した。

2. 実験

硝酸ジルコニル (ZrO(NO₃)₂·2H₂O) および硝酸二アンモニウムセリウム(IV) (Ce(NH₄)₂(NO₃)₆) から調製した Zr(IV)および Ce(IV)母溶液を所定の比率で混ぜ合わせ、ポリビニルアルコールを加えて乾固した後、電気炉 において1000 ℃の大気雰囲気下で4時間加熱した。次に、作成した固相試料をイオン強度*I*=0.5 M (NaClO₄)、 pH 0.8~8.0 の試料溶液に添加し、振とう器 (25 ℃) で 1~3 か月振とうした。一部の試料 (Zr/Ce 比=7/3 お よび 3/7) は、還元剤として SnCl₂ (0.1 M) を添加した試料溶液も作成した。浸漬前後の固相状態を粉末 X 線 回折 (PXRD)、X 線吸収分光法 (XANES, EXAFS) および X 線小角散乱法 (SAXS) を用いて測定した。ま

た、試料溶液の pH および Eh を測定し、ICP 質量分析装置により Zr および Ce 濃度を定量した。

3. 結果と考察

Fig.1 に Zr/Ce 比=3/7 で調製した固相の浸漬前の PXRD パター ンを示す。立方晶 CeO₂(c)と正方晶 ZrO₂(t)に相当する回折ピー クが見られたが、単斜晶 ZrO₂(m)に相当するピークは確認でき なかった。Zr/Ce 比を変化させた場合、CeO₂(c)および ZrO₂(t) の回折ピークの位置は、その比に伴って連続的にシフトした ため、本実験条件下で(Zr,Ce)O₂ 固溶体が形成されていると考 えられた。さらに、PXRD のリートベルト解析および XANES, EXAFS スペクトルの主成分分析を行い、Zr/Ce 比=3/7 の場 合、調製された固相は CeO₂(c)、ZrO₂(t)および (Ce_x,Zr₁x)O₂(c)(x=0.92~0.94)の混合物と求めた。また、この固相の浸漬 前後での回折パターンに大きな違いは見られなかった。発表当 日は、その他の Zr/Ce 比を含め、固相分析の結果に基づいて Zr および Ce 溶解度について議論する。

References: [1] SGTE Nuclear Database (2004). [2]まてりあ, 34,4,448-454 (1994)





^{*}Yutaro Sato¹, Taishi Kobayashi¹, Atsushi Ikeda-Ohno², Daiju Matsumura², Ryuhei Motokawa², Takayuki Sasaki¹ ¹Kyoto Univ., ²JAEA.

粗粒砂岩層に含まれる微生物存在下におけるアスファルトの分解速度評価

Decomposition Rate of Asphalt under the Presence of Microorganisms in the Coarse Sandstone Layer

*服巻 辰則¹,本山 光志²,田村 直之³ ¹日本エヌ・ユー・エス,²日揮,³日本原燃

アスファルト固化体の埋設処分における評価上の基礎的検討の一環として,埋設処分環境におけるアスフ ァルト母材の安定性に対する微生物の影響について検討した。また,分解(溶解)試験前後の微生物叢の比 較も行った。

キーワード:アスファルト分解(溶解),微生物

1. 緒言

国内の PWR で発生しているアスファルト固化体を埋設処分する際の固化体に含まれる塩及び核種の環境 への移行評価における基礎的検討が実施され,拡散係数にて評価することが検討されてきている^[1]。この一環 として,埋設処分環境におけるアスファルト母材の安定性について検討したところ,土中微生物の影響の可 能性があることが考えられた^[2]。このため,土中(岩石中)微生物に既知のアスファルト分解微生物が存在す るかどうかの確認を行い,さらに微生物存在下におけるアスファルト母材の溶解速度を求めた。

2. 試験

2-1. 微生物群集解析

国内の埋設処分施設近傍から砂岩(深度 0~20m),粗粒砂岩(深度 20~50m)の二種類の岩石を採取し, 16SrRNAを標的としたアプリコンシーケンス解析による菌叢解析を行い,既知のアスファルト分解微生物の 存在の確認を行った。

2-2. アスファルト母材の溶解速度試験

国内で発生しているアスファルト固化体で使用されているアスファルト母材を上記の粉砕した岩石試料を 混合したセメント平衡液に浸漬して母材の溶出速度を測定した。アスファルト母材の極めて小さい溶解速度 を確認するため、アスファルト母材に含まれる炭素成分を RI トレーサーとして添加したアスファルト供試体 を作成し、約 180 日間の浸漬分解試験を行った。溶解速度は浸漬液に溶出する C-14 量で算出した。

埋設施設での環境を模するため浸漬液はアルカリ性であるモルタル平衡水を用いた。

3. 結果

埋設処分施設近傍の岩石中に微生物の存在は確認できたが、アスファルトを分解するとされている微生物 種(Stretomyces 属、Alcaligenes 属の一部など)は確認できなかった。当該岩石と共に実施した分解試験では、

アスファルト母材の溶解速度は,1g/m²/y 以下であった。溶解試験後は試験環境に 対応した耐冷性・耐アルカリ性微生物^[3] が増加したが,その中にアスファルト分 解微生物は確認できなかった(図1)。



参考文献

[1]宮脇健太郎,鈴木泰博,本山光志 「アスファルト固化体からの環境影響物質の長期浸出挙動と浸出機構」 廃棄物資 源循環学会論文誌, 29. 127-138 (2018).

- [2] 嶺達也,三原守弘,大井貴夫,林孔華,川上泰 「微生物によるアスファルト劣化に関する実験的研究」 核燃料サ イクル開発機構 (2000).
- [3]. https://www.microbiologyresearch.org

¹JANUS, ²JGC, ²JNFL

^{*} Tatsunori Fukumaki¹, Mitsushi Motoyama² and Naoyuki Tamura³

流路形成を考慮した不飽和層におけるセシウムの遅延効果の評価

Evaluation of Retardation Effect of Cesium under Unsaturated Conditions

Considering Channel Formation

*河上 大昂 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、ケイ砂を充填したカラムにより不飽和層を模擬したセシウムの破過実験およびカラム内の X 線 CT 値を基に、前報で報告したカラム内部に 2 本の流路(飽和層と不飽和層)の移流拡散方程式の解を重 ね合わせる手法を用いて、不飽和層の部分の遅延係数と飽和率との関係を整理した。その結果、遅延係数は、 従来の飽和率補正によるものと比べて、水の飽和率 0.4~0.6 の範囲において 2/3 程度小さく見積もられた。

キーワード: 不飽和層、遅延係数、浅地中処分、浅地中間貯蔵、カラム実験

1. 緒言 地下水面よりも浅い層へ放射性廃棄物を処分あるいは中間的に貯 蔵する際には、不飽和層中の核種移行をも考慮する必要がある。その場合、 図 1 に概略を示すように、気相の存在による局所的な流路の迂回や液相と 固相との接触の阻害などがあり複雑である。前報[1]では、不飽和層にも水に より飽和している部分と不飽和な部分に区別できるという X 線 CT 観察に 基づき、2 つの移流拡散方程式によりに水平なカラム充填層のセシウムの 破過挙動を適切に再現できることを示した。本研究では、前報に続き水頭 差を変えつつ、飽和率と遅延係数の関係を求めたので報告する。

2. 実験および解析 カラム流動実験では、流れ方向に飽和率の分布が生じ るのを防ぐために、水平方向に固定したカラム(充填長さ6 cm、内径1 cm) を用いて前報の手順に従って擬定常な不飽和分布を作り、1 mM セシウム 溶液をオーバーフロー系により定圧条件で通液した[1]。通液中は流出液の セシウム濃度を原子吸光法により定量し、実験後のカラムは X 線 CT を用 いて内部の飽和率分布を取得した。図 2 に 2 つの 1 次元の移流分散方程式 の重ね合わせによる実験結果の解析例を示す。ここで縦軸の無次元濃度は $C = \{c_1u_1 \alpha + c_2u_2(1-\alpha)\}/\{u_1 \alpha + u_2(1-\alpha)\}$ により定義し、図中の「計算値」を 示している。ここで、 c_i は濃度、 u_i は流速、 α は不飽和部分の割合(X 線 CT 値より評価)であり、添え字 i は 1 が不飽和層、2 が飽和層を意味する。ま た、図中「飽和」と「不飽和」は「計算値」における前述 C の分子の 1 項 (不飽和層) と 2 項(飽和層) をそれぞれ分母により割り、各々の層の寄与 を個別に示している。青線の計算値は実験値をよく表す。



図1 飽和層と不飽和層にお ける物質移動の違いの概略



図2 破過曲線の解析例



図3 遅延係数と飽和率との 関係

3. 結果・考察 図3に、飽和率と不飽和層における遅延係数との関係を示

す。なお、図3には水頭差15 cm、20 cm、25 cm のデータを区別せずに記載した。不飽和流路と飽和流路の割 合3:7、両流路のペクレ数20とし、不飽和層の流速はCoreyの式に準拠した水の飽和率と相対浸透率との関 係から算出した。また、飽和流路の遅延係数は回分式実験から求めた4.5を与えている。従来の不飽和層にお ける遅延係数は飽和層の分配係数を水の飽和率で除した値を用いて近似されており[2]、本研究で評価された 不飽和層の遅延係数は従来評価の値より2/3程度小さい。さらに、ケイ砂の粒径を大きく(850μm)させること により、カラム内の不飽和層の飽和率を0.8とした場合も、同様に従来評価の値よりも小さい値となった。

引用文献 [1] 著者ら, 原子力学会秋の大会, 1C12 (2021). / [2] Ozutsumi et al., MRS Advances, 5-6, 223-232 (2020). 謝辞:本研究の一部は科学研究費補助金 挑戦的研究(萌芽)20K21159 および基盤研究(A)21H04664 の成果である。ここに 記して謝意を表す。

^{*}Hirotaka KAWAKAMI¹, Tsugumi SEKI¹, Taiji CHIDA¹, Yuichi NIIBORI¹, ¹Tohoku Univ.

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

[2101-07] Fast Reactor Fuel Development

Chair: Masato Kato (JAEA)

Thu. Mar 17, 2022 10:00 AM - 12:00 PM Room I

[2101]	Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment
	*Tomoomi Segawa ¹ , Koichi Kawaguchi ¹ , Katsunori Ishii ¹ , Hayahisa suchida ² , Kota Fujiwara ² , Akiko Kaneko ² , Yutaka Abe ² (1. JAEA, 2. Univ. of Tsukuba) 10:00 AM - 10:15 AM
[2102]	Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment
	*Kiyoto Takato ¹ , Masahiro Nishina ¹ , Tomoomi Segawa ¹ , Ryota Tsuchimochi ¹ , Kohei Hayashizaki ¹ , Takayoshi Makino ¹ , Koichi Kawaguchi ¹ , Katsunori Ishii ¹ , Kazuyuki Okumura ¹ (1. JAEA) 10:15 AM - 10:30 AM
[2103]	Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment
	*Masahiro Nishina ¹ , Kiyoto Takato ¹ , Nakamichi Shinya ¹ , Tomoomi Segawa ¹ , Koichi Kawaguchi ¹ , Katsunori Ishii ¹ , Takayoshi Makino ¹ , Kazuyuki Okumura ¹ (1. JAEA) 10:30 AM - 10:45 AM
[2104]	Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment
	*Shun Hirooka ¹ , Yuta Horii ¹ , Tomoomi Segawa ¹ , Koichi Kawaguchi ¹ , Katsunori Ishii ¹ , Takayoshi Makino ¹ , Kazuyuki Okumura ¹ (1. JAEA)
[2105]	The measurement of thermal conductivity of MOX including simulated FPs and impurities
	*Yuta Horii ¹ , Shun Hirooka ¹ , Masato Kato ¹ , Hiroki Uno ² , Masahiro Ogasawara ² , Tetsuya Tamura ² , Tadahisa Yamada ² , Kazuyuki Okumura ¹ (1. JAEA, 2. Inspection Development) 11:00 AM - 11:15 AM
[2106]	Suppression of hydrogen permeation from stainless steel cladding tubes loaded with zirconium hydride
	*Kenji Konashi ¹ , Satoru Matsuo ¹ , Atsushi Ohuchi ² , Toru Higuchi ² , Mutsumi Hirai ² , Hiroyuki Kazama ³ (1. Tohoku Univ., 2. NFD, 3. JAEA)
[2107]	11:15 AM - 11:30 AM
[2107]	reasibility of Hellum-bond Particulate Metal Fuel *Takapari Ogata ¹ (1, CPIEDI)
	11:30 AM - 11:45 AM

簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み (1)マイクロ波加熱脱硝法の高度化技術開発

Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment (1) Advanced technology of microwave heating denitration method

*瀬川 智臣¹, 川口 浩一¹, 石井 克典¹, 土田 隼久², 藤原 広太², 金子 暁子², 阿部 豊² ¹日本原子力研究開発機構,²筑波大学

高速炉燃料製造における簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化を目的とし、要素技術の研究開発を進めている.本報告では、シリーズ発表の1番目として、要素技術開発の進捗を紹介するとともに、マイクロ波加熱脱硝法の高度化に関する研究開発について報告する.

キーワード:高速炉燃料製造,簡素化ペレット法,マイクロ波加熱脱硝法

1. 緒言

簡素化ペレット法燃料製造技術として,各要素技術開発および実証に向けた取り組みを進めている.図1 に簡素化ペレット法 MOX 燃料製造プロセスのフローを示す.第3期中長期目標期間においては,簡素化法 の要素技術開発を目的とし,マイクロ波加熱脱硝試験[1,2],ダイ潤滑成型法による成型試験,O/M 比調整機 能を有した焼結炉による焼結・O/M 比調整試験を行うとともに,ガス流動解析によるO/M 比調整に最適な炉 内構造の検討,および機械学習を利用したペレット外観検査技術開発を行った.また,簡素化ペレット法で は,溶液段階で Pu 富化度を調整するため,従来の脱硝に比べて処理する液量が増加し,同等の時間で処理す るためには,マイクロ波出力を増大する必要があるが,突沸がより発生しやすくなることが懸念される.そ のため,マイクロ波加熱時の突沸及び噴き零れのメカニズム解明,高損失性溶液のマイクロ波加熱特性に係 る研究を進めている[3,4].

本発表では,要素技術開発の進捗および再処理溶液の模擬物質を 用いたマイクロ波加熱試験結果について報告する.

2. 試験方法

マイクロ波加熱装置によるマイクロ波照射時の蒸留水および濃度 10 mass%の KCl 水溶液の PIV 測定(粒子画像速度測定),寒天 および 10 mass% KCl の寒天の内部温度分布計測,電磁界解析によ る誘電体の誘電損失評価を実施した.

3. 試験結果および考察

図2に蒸留水および KCI 水溶液の PIV 測定結果を示す.蒸留水 では、中心部から上方向への大きな速度ベクトルを伴い全体を循環 する強い対流が確認された.この対流により、液体全体が撹拌され 均一に加熱されると考えられる.一方、KCI 水溶液では、局所的な 対流に分割され、液体全体を支配するような強力な対流は確認され なかった.そのため、液体は不均一に加熱されやすいと考えられる.

図3にマイクロ波加熱30s後における寒天およびKCl寒天の中 心縦断面のサーモグラフィによる温度計測結果を示す.KCl寒天で は、加熱部位が表面に移り、中心部はほとんど加熱されなくなる傾 向にあることを確認した.再処理溶液の誘電損失は、濃度10mass% のKCl水溶液と同程度であることから、再処理溶液においても同 様に表面部が加熱されていると考えられる.

図4に誘電損失の評価結果を示す. 蒸留水においては, 主に下端 部から中心軸付近で誘電損失が大きく, 図3と同様に内部加熱され る傾向にあることから, 図2の PIV 測定で観察された強力な対流 を生んだと考えられる. 一方, KCl 水溶液においては, 主に下端部 から底部が加熱されるため, 大きな対流が生じにくく, 加熱が不均 ーになりやすい可能性が示唆される.

再処理溶液を安定的に沸騰させるため, KCl 水溶液のような高損 失性溶液を用いてマイクロ波加熱時の沸騰挙動に関する研究を進 めるとともに, 突沸及び噴き零れのメカニズム解明および突沸防止 方法について検討を進める必要がある.

Pu nitrate solution Pu/U ratio adjusting in nitrate solution Microwave heating denitration and tumbling granulation Calcination and reduction Pressing using die wall lubrication method Sintering and O/M ratio adjustment Inspection (AI inspection) MOX pellet 図 1 簡素化ペレット法 MOX 燃料製造プロセス

(a) Distilled water (b) KCl aqueous solution 図 2 蒸留水および KCl 水溶液の対流挙動



図4 誘電損失の評価結果

参考文献

[1] T. Segawa, et al., Chemical Engineering Science, 53 (2016) 108–116. [2] T. Segawa, et al., Proc. of SNA+MC2020, SNA04-1-3. [3] 石井克典,他,日本原子力学会 2008 秋の大会,K44,2008.[4] 八巻辰徳,他,日本原子力学会 2014 秋の大会,K41,2014. *Tomoomi Segawa¹, Koichi Kawaguchi¹, Katsunori Ishii¹, Hayahisa Tsuchida², Kota Fujiwara², Akiko Kaneko² and Yutaka Abe² ¹Japan Atomic Energy Agency, ²University of Tsukuba

簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み (2)転動造粒粉末を用いたダイ潤滑成型技術開発

Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment (2) Die wall lubrication technology with using tumbling granular

*髙藤 清人 ʰ, 仁科 匡弘 ʰ, 土持 亮太 ʰ, 林崎 康平 ʰ, 瀬川 智臣 ʰ, 川口 浩一 ʰ, 石井 克典 ʰ, 牧野 崇義 ʰ, 奥村 和之 ʰ

1日本原子力研究開発機構

高速炉燃料製造における簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化を目的とし,要素技術の研究開発を進めている.本報告では,シリーズ発表の2番目として,転動造粒粉末を用いたダイ潤滑成型技術開発における造 粒粉末の状態が金型への充填性及びペレットの成型性に与える影響について報告する.

キーワード:高速炉燃料製造,簡素化ペレット法,造粒粉末,ダイ潤滑成型

1. 緒言

ダイ潤滑成型技術開発において、ダイ潤滑機構を組み込んだ成型機を開発し、kgスケールでの簡素化ペレット法による MOX 転動造粒粉末を用いた MOX 燃料製造試験を行い、外観、密度に問題のないペレットが得られることを確認した[1].また、MOX 転動造粒粉末を用いた充填試験を行い、造粒粉末の平均粒子径とハウスナー比が金型充填に対する指標となることを確認した[2].さらに、アルミナ転動造粒粉末を用いた X線 CT 測定による圧縮挙動評価により、造粒粉末の均一圧縮にダイ潤滑が有効であることを明らかにした[3].その 後の試験において、保管期間を経て試験に供した MOX 転動造粒粉末において充填性が低下することが確認 され、経時変化により造粒状態が一部失われることによる影響が考えられたことから、造粒状態の喪失が充 填性及び成型性等に与える影響について評価を実施した.

2. 試験方法

UO₂原料粉末(造粒状態でない粉末を模擬, 粒子径:1µm 程度)及 びUO₂造粒粉末(粒子径:212~850µm)を使用し, 両粉末の混合割 合をパラメータとて混合粉末を調製し, 成型試験を行った. 金型 内面に, 潤滑剤としてステアリン酸亜鉛を噴霧塗布し, 混合粉末 を充填, 成型し, 成型後, 成型体の質量を計測した.

3. 試験結果および考察

図1にUO₂原料粉末の添加率と金型への充填性の関係を示す. 造粒粉末のみの場合は,高い充填性が得られる一方,造粒状態で はない粉末の混合率が50%以上に増加すると充填性が低下するこ とを確認した.この結果を踏まえ,造粒状態が一部失われたMOX 転動造粒粉末を,目開き150µmの篩で篩分し,オーバー品の粉末 を用いた成型試験を実施した.成型体の外観に異常等は観察され ず,安定して成型体を作製できたことから,充填性が改善されて いることを確認した.図2に焼結体の外観写真を示す.健全な外



図1 原料粉末の添加率と金型への充填性



図2 焼結体の外観写真

観を有し,理論密度 95%T.D.以上の焼結体が得られることを確認した.今後,転動造粒粉の凝集力改善や造 粒後速やかに成型する等のプロセス最適化,造粒状態を長期間保つ管理方法などの検討が必要と考えられる. 参考文献

[1] K. Sudo, et al., Global2011. [2] M. Akashi, et al., ANUP 2016. [3] T. Segawa, et al., APT2021, 3[R7]07, (2021).

*Kiyoto Takato¹, Masahiro Nishina¹, Ryota Tsuchimochi¹, Kohei Hayashizaki¹, Takayoshi Makino¹, Kazuyuki Okumura¹, Tomoomi Segawa¹, Koichi Kawaguchi¹ and Katsunori Ishii¹

¹Japan Atomic Energy Agency

簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み

(3) 焼結・O/M 調整技術開発とガス流動解析

Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment (3) Sintering and O/M ratio adjustment technology and gas flow analysis

*仁科 匡弘¹, 高藤 清人¹, 中道 晋哉¹, 瀬川 智臣¹, 川口 浩一¹, 石井 克典¹, 牧野 崇義¹, 奥村 和之¹

1日本原子力研究開発機構

高速炉燃料製造における簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化を目的とし,要素技術の研究開発を進めている.本報告では、シリーズ発表の3番目として、低 O/M 比の高速炉燃料製造のための焼結・O/M 調整試験およびガス流動解析の結果について報告する.

キーワード:高速炉燃料製造,簡素化ペレット法,焼結・O/M 調整技術,ガス流動解析

1. 緒言

高燃焼度化に対応するため、燃料ペレットの酸素-金属原子数比(O/M 比)を従来より低くした高速炉燃料 製造を目的とし、焼結・O/M 調整試験およびガス流動解析を進めてきた[1-3]. O/M 調整には焼結時における 雰囲気ガスがペレットと十分に接触する必要があるが、これまで多段焼結皿を用いた場合、MOX ペレットへ のガスの供給が不十分なため O/M 調整がうまく行えていない結果が得られている.本発表では、既存の多段 焼結皿を用いた MOX ペレットの焼結・O/M 調整結果およびガス流動性の改良を目的に設計した焼結皿各段 へのガス供給を可能とする焼結炉内構造のガス流動解析結果について報告する.

2. 試験方法

本試験には多段焼結皿を有する小型焼結炉[1]を使用した. ガスは焼結炉内を下部から上部に流れ, ガスの皿内の 通過を可能とするため,焼結皿はメッシュ皿となっている. MOX ペレットを 5%H2-95%Ar, 水素-水分比 10 の加湿雰囲 気下で 1750℃×4h 焼結し,その後 O/M 調整として 5%H2-95%Ar, 水素-水分比 430~1075 の加湿雰囲気下で 1750℃×4h の熱処理を実施した.熱処理後,焼結皿各段か ら MOX ペレットを抜出し O/M 比を測定した.

改良型焼結炉のガス流動解析に使用した焼結炉の解析モ デルを図1に示す.焼結皿各段の MOX ペレットにガスを 供給することを目的とし,多段焼結皿の中心部にガス導入 管を取り入れた.熱流体解析ソフト STAR-CCM+®を用いて ガス流動解析・評価を行った.

3. 試験結果および考察

焼結皿各段の MOX ペレットの O/M 比を表1に示す.最 下段の焼結皿の MOX ペレットのみ O/M 比が 1.97 を下回 ったが,それ以外の焼結皿では,目標値である 1.97 を上回 った.ガスが最も供給されやすい最下段の焼結皿のみで低 O/M 比となっていることから,供給ガスが適切にペレット と接触できれば低 O/M 比の実現が可能と見込まれる.

ガス流動解析による焼結炉内のガスの流速分布を図2に 示す.多段焼結皿中心にガス導入管を取り入れることによ り、ガス導入管の側面ポートから焼結皿各段へガスを供給 することが可能になることを確認した.これにより、低O/M 比の MOX ペレット製造が可能となる見通しが得られた.

参考文献

表1 焼結皿各段の MOX ペレットの O/M 比

-	燒結皿 No.		O/M比 [-]	
	上段	1	1.979	
	♠	2	1.977	
		3	1.979	
		4	1.977	
		5	1.977	
		6	1.975	
	+	7	1.973	
	下段	8	1.968	



図1 ガス導入管を設置した焼結炉の解析モデル



図2 焼結炉内のガス流動解析結果

[1] T. Takano, et al., Global2011. [2] 鈴木紀一,他,日本原子力学会 2011 年秋の大会. [3] K. Takato, et al., JAEA-Technology-2013-026. * Masahiro Nishina¹, Kiyoto Takato¹, Shinya Nakamichi¹, Tomoomi Segawa¹, Koichi Kawaguchi¹, Katsunori Ishii¹, Takayoshi Makino¹ and Kazuyuki Okumura¹

¹Japan Atomic Energy Agency

簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み (4) 機械学習を利用したペレット外観検査技術開発

Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment

(4) Development of visual inspection technology of pellets using machine learning

*廣岡 瞬,堀井 雄太,瀬川 智臣,川口 浩一,石井 克典,牧野 崇義,奥村 和之

日本原子力研究開発機構

高速炉燃料製造における有望な新技術として、機械学習を利用したペレット外観検査の自動化を検討してい る。様々な欠陥を施した模擬ペレットに対して、機械学習を利用した画像解析により欠陥箇所の識別を行い、 精度の確認と自動化に向けての課題を評価した。

キーワード:外観検査、ペレット、機械学習、画像解析

1. 緒言

JAEAの MOX 燃料製造工程におけるペレット外観検査では、全数を目視確認している。集合体1体に対し て数万個のペレットの外観検査が必要であり、これを自動化できると大幅な効率化が見込まれる。本件では、 近年発展の著しい機械学習を利用した画像解析により、ペレットの割れ・欠け等の識別を実施した。

2. 機械学習による画像解析方法

欠陥を施した 50 個の模擬ペレットを準備し、これらの画像の欠陥箇所にラベルを付し、Convolutional Neural Network (CNN) [1]によって欠陥箇所の機械学習を行った。図1及び2に学習に供した画像の例を示す。ペレ ットのピクセル数は約300×400である。CNNの利用おいては、機械学習が利用できるライブラリのTesorFlow を利用した。機械学習を利用したセグメンテーションにより欠陥箇所を識別し、精度を評価した。

3. 模擬ペレットの欠陥抽出結果

図1の例に示すように、いずれのペレットにおいても高い再現率(教師データとして与えた欠陥箇所に対 して、機械学習により識別された欠陥箇所の割合)と適合率(欠陥として識別された箇所の正解率)が得ら れた。ただし、図2に示すように表面が粗く変色して見え、教師データでは欠陥箇所として与えていなかっ たペレットに対しては、この変色して見える箇所が欠陥として識別された。欠陥ではない変色程度の箇所を 正確に仕分けすることが学習上の課題であるが、明らかな割れ・欠けは正確に識別できることが確認できた。







図2 表面が粗く変色している箇所を欠陥と識別した例 (青:教師データの欠陥、赤:機械学習で識別した欠陥、紫:青+赤)

4. 結論

MOX ペレットの外観検査の効率化を目的として、機械学習の代表的な手法である CNN によりペレットの 欠陥箇所の識別を行った。模擬ペレットに対しては高い精度で欠陥を識別できることを確認し、一部、表面 状態が粗く、画像上ムラとして撮影された箇所も欠陥として評価される結果を得た。今後、MOX ペレットに 対する適用可否を実証した上で、実用化に向けた課題解決と設計を進める計画である。

参考文献

[1]Y. LeCun, L. Bottou, Y. Bengio, P. Haffner, Proc. IEEE 86, 2278-2324 (1998).

*Shun Hirooka, Yuta Horii, Tomoomi Segawa, Koichi Kawaguchi, Katsunori Ishii, Takayoshi Makino, Kazuyuki Okumura JAEA

模擬 FP 及び不純物含有 MOX の熱伝導率測定

The measurement of thermal conductivity of MOX including simulated FPs and impurities *堀井雄太¹,廣岡瞬¹,加藤正人¹,宇野弘樹²,小笠原誠洋²,田村哲也²,山田忠久²,奥村和之¹ ¹日本原子力研究開発機構,²検査開発株式会社

低除染燃料ペレットの熱物性研究の一環として,添加元素による MOX の熱伝導率への影響について評価 した。MOX に固溶する FP である Sm₂O₃ 及び Nd₂O₃ を添加した結果,熱伝導率は低下した。一方,燃料製造 工程等で混入する不純物元素で、MOX に固溶しない Al₂O₃ 及び SiO₂ を添加した結果,熱伝導率は上昇した。 **キーワード**: MOX,熱伝導率,模擬 FP,不純物元素,低除染燃料

1. 緒言

高速炉燃料サイクルにおいて、使用済燃料の分離抽出工程を簡素化した低除染燃料が検討されている。しかし、 FP や不純物元素は MOX の物性値に影響を及ぼすと考えられる。そこで本件は、燃料の温度評価において重要な物性値の一つである熱伝導率について、添加元素の影響を評価した。添加元素には、模擬 FP とし

て Sm₂O₃ 及び Nd₂O₃ 並びに不純物元素として Al₂O₃ 及び SiO₂ を用いた。

2. 試験方法

20%Pu-MOX の原料粉に対して添加元素をそれぞれ混合し,計7種類の 試料を作製した。混合粉末は成型後,1650℃で27.5時間(1650℃で ΔG_{02} =-398.9 kJ/mol, O/M=1.990, 最後の1時間のみ ΔG_{02} =-304.7 kJ/mol, O/M=2.000)の条件で焼結し,試験体とした。その後,レーザーフラッシュ法により熱拡散率を500℃~1400℃の範囲で100℃毎に測定し,各温度における密度と比熱から熱伝導率を算出した。

3. 結果·考察

図1に模擬 FP を添加した MOX の熱伝導率を示す。MOX と比較し て熱伝導率は低下し,含有量が多いほど低下する傾向が見られた。図2 に不純物元素を添加した MOX の熱伝導率を示す。模擬 FP とは対照的に 熱伝導率は上昇し,含有量が多いほど上昇する傾向が見られた。

模擬 FP 含有 MOX では、模擬 FP の固溶によりフォノン伝導が阻害さ れたと考えられる。不純物含有 MOX では、MOX より熱伝導率が高く固 溶しない Al₂O₃により部分的に熱伝導率が高くなることで全体の熱伝導 率が上昇したと考えられる。しかし、SiO₂は MOX より熱伝導率が低い にも関わらず熱伝導率が上昇したため、SiO₂単体での熱伝導率のデ ータを取得し、再度評価を行う。



図2 不純物含有 MOX の熱伝導率

4. 結論

500℃~1400℃の範囲において模擬 FP 及び不純物元素の添加による MOX の熱伝導率への影響を評価した。 模擬 FP の添加では低下,不純物元素の添加では上昇し,含有量が多いほど影響が大きく現れた。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0219214921 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] S. Fukushima et al., J. Nucl. Mater., 116 (1983) 287-296.

^{*}Yuta Horii¹, Shun Hirooka¹, Masato Kato¹, Hiroki Uno², Masahiro Ogasawara² Tetsuya Tamura², Tadahisa Yamada², and Kazuyuki Okumura¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Inspection Development Company Ltd.

ジルコニウム水素化物を装荷したステンレス鋼被覆管からの水素透過の抑制

Suppression of hydrogen permeation from stainless steel cladding tubes loaded with zirconium hydride

*小無 健司¹, 松尾 悟¹, 大内 敦², 樋口 徹², 平井 睦^{2,3}, 風間 裕行⁴

¹ 東北大, ² NFD, ³ TEPCO (現), ⁴ JAEA

抄録 ペッレット-被覆管ギャップに Na を装荷することによる、水素化物を装荷したピンからの水素透過の抑制効果を調べた。

キーワード:水素化物,透過,ナトリウム,ステンレス鋼,高速増殖炉

1. 緒言

(MA-Zr)水素化物 (MA:マイナーアクチノイド)を高速炉の径方向ブランケットに装荷することによって、 MA を効率的に核変換出来る[1]。この方法を実用化するための課題は(MA-Zr)水素化物ピンからの水素の放出 を抑制することである。そのために(MA-Zr)水素化物ペッレット-ステンレス鋼被覆管ギャップに Na を装荷す る方法を考案した。この方法の効果を実験的に確証することが本研究の目的である。

2. 実験

2-1. 試料

実験は、Zr 重水素化物ペレットを用いて実施された。Zr 重水素化物ペレットはステンレス鋼キャプセルに 封じ込められた。このキャプセルの底面は重水素の透過速度を図るために 100μm のステンレス鋼薄板で出 来ている。、キャプセルは2種類作成し、一方は内部を Na で満たし、他方は真空とした。

2-2. 試験

キャプセルは、試験前に真空状態で数日間 400℃に加熱 し、表面に吸着された軽水素を除去した。その後それぞれ 600℃、650℃、700℃で加熱し、ステンレス鋼薄板を透過 して放出された重水素は、四重極質量分析器を用いて測 定した。

2-3. 結果

四重極質量分析器で検出された重水素は、各温度で-桁以上減少することが分かった。(右図参照)

3. 結論

炉内での照射時には Na の高い熱伝達特性により水素 化物ペレットの温度が減少する。そのため、水素放出がさ らに減少することが予測され、水素化物ピンからの水素 の放出は実際上問題とならなくなる。



参考文献

 K. Hibi, K. Itoh, K. Ikeda, K. Konashi, 'Core design of ma-transmutation fast reactor with zirconium hydride target', Nuclear Engineering and Design, 379, (2021)111254

*Kenji Konashi¹, Satoru Matsuo¹, Atsushi Ohuchi², Toru Higuchi², Mutsumi Hirai^{2,3}, Hiroyuki Kazama⁴

¹Tohoku Univ., ²NFD, ³TEPCO(present adress), ⁴JAEA

ヘリウムボンド粒子型金属燃料の成立性

Feasibility of Helium-bond Particulate Metal Fuel

*尾形 孝成1

1電中研

ヘリウムボンド粒子型金属燃料の成立性を示すため、燃料合金粒子充填層の実効熱伝導率を評価する方法を 開発し、妥当なプレコンディショニング条件を設定することができることを確認した。

キーワード:高速炉 金属燃料 熱伝導率 粒子充填層 焼結 溶融線出力

1. 緒言

ヘリウムボンド粒子型金属燃料は、大小2種類の外径を持つ球状の燃料合金粒子をヘリウムガスと共に被 覆管に充填した高速炉用燃料である。この燃料ではガスプレナムを燃料ピン下部に設けることができるため、 ナトリウムボンドを用いる従来の金属燃料に比べて、正の冷却材ボイド反応度を抑制するナトリウムプレナ ムの効果を高めることが可能となる他、いくつかの特長がある。しかし、照射前の燃料合金粒子充填層の熱 伝導率が低いため、定格運転前に燃料合金粒子間の焼結を進めて粒子充填層の実効熱伝導率を改善するため の低出力運転(プレコンディショニング)を行う必要がある。そこで、焼結中の粒子充填層の実効熱伝導率 を評価する方法を開発し、プレコンディショニング条件を検討した。なお、本報告は、経済産業省補助事業 「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として令和2年度に実施した成果を含む。

2. 焼結を考慮した粒子充填層の実効熱伝導率

焼結前の粒子充填層の熱伝導率の評価方法として Deissler and Eian [1] によるモデル(以下、DE モデル)がある。DE モデルでは、ある空隙率 の粒子充填層の実効熱伝導率を、100%充填(空隙率:0)、正方配列の単 一径の円柱で充填した場合(空隙率:1-π/4)、正方配列の単一径の球体 で充填した場合(空隙率:1-π/6)、気相のみの場合(空隙率1)の4つ の場合の熱伝導率から空隙率に関して内挿して求める。複数の粒子径か ら成る粒子充填層の実効熱伝導率は DE モデルによって良く再現され ることが確認されている。本研究では、粒子間の焼結の進展とともに成 長するネック部の効果を考慮できるように DE モデルを修正した(修正 DE モデル、図1)。ネックサイズ比の成長速度は、焼結の初期の段階 (ネックサイズ比が約 0.3 以下)では焼結理論に基づいて体積拡散係 数、表面エネルギー、モル体積、温度、粒子径から計算できる[2]。



3. プレコンディショニング中の中心溶融線出力の評価

U-17at.%Pu-23at.%Zr 合金の直径 1mm の大粒子と直径 0.1mm の小粒子(重量比 7:3)から成る空隙率 25% の粒子充填層について、プレコンディショニング中の中心溶融線出力を修正 DE モデルを用いて評価した。 金属燃料の代表的な使用条件:定格時被覆管内面温度 600℃、定格時線出力 400W/cm の場合、ゼロ出力から 定格時出力まで 40 時間かけて線形に出力を上昇させるプレコンディショニングを行うと、焼結の進行ととも に粒子充填層の実効熱伝導率が改善し、40 時間後の中心溶融線出力は 480/cm を超えることがわかった。120% 過出力でも中心溶融には至らないことから、このプレコンディショニング条件は妥当であると考えられる。

参考文献

[1] R.D. Deissler and C.S. Eian, NACA RM E52C05 (1952). [2] 粉末冶金の科学、三浦秀士監修、内田老鶴圃 (1996).

*Takanari Ogata, CRIEPI.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2108-10] Dismantle of Fuel Assembly and Sever Accident of Reprocessing Plant

Chair: Youko Takahatake (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 3:35 PM Room I

[2108] Development of FBR fuel assembly disassembly and fuel pin bundle shearing technology *Hidetsugu Nishikawa¹, Masayuki Takeuchi², Toru Kitagaki², Akinori Inoue³, Isamu Sato¹ (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA, 3. MHI) 2:45 PM - 3:00 PM [2109] Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant *Hisayuki Kyo¹, Daisuke Fujiwara¹, Hiroshi Shirai¹, Takashi Kodama², Yoshikazu Tamauchi², Naoya Sato², Mikio Kumagai³ (1. TEPSYS, 2. JNFL, 3. UI Sciences Inc.) 3:00 PM - 3:15 PM [2110] Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant *Daisuke Fujiwara¹, Hisayuki Kyo¹, Hisoshi Shirai¹, Tahashi Kodama², Yoshikazu Tamauchi², Naoya Satoh², Mikio Kumagai³ (1. TEPSYS, 2. JNFL, 3. UI Science)

3:15 PM - 3:30 PM

燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発 (17) 高速燃料集合体の解体試験

Development of FBR Fuel Assembly Disassembly and Fuel Pin Bundle Shearing Technology

17; Disassembly System Testing Machine for Fast Reactor Fuel Assembly

*西川 秀紹1 竹内 正行2 北垣 徹2 井上 哲徳3 佐藤 勇1

1東京都市大学 2(国研)日本原子力研究開発機構 3三菱重工業(株)

Cubic boron nitride(CBN)切断砥石を用いた解体試験機を製作、模擬燃料集合体を用いた解体試験を行い、解体プロセスの検証及び実用化への課題の摘出、改善を検討した。

キーワード:高速炉燃料集合体、解体試験機、模擬燃料集合体、解体要領、CBN 切断砥石

1. 緒言

部分モデルの要素試験では検証できなかった燃料集合体の回転等の動きを伴う解体プロセスの成立性を 検証するため、CBN 切断砥石を用いた解体試験機を製作し、模擬燃料集合体を用いて受入れ・解体・払い 出し迄の操作を実施、解体プロセスの検証及び実用化への課題の摘出、改善を検討した。[1]、[2]

2. 試験

図1に解体試験機を示す。燃料集合体を受入、横転、固定、解体(切断・回転・引抜き)、払い出し機能 を有する。図2にラッパ管の切断写真を示す。

3. 考察

CBN 切断砥石の耐久性や破損防止要領を考察した部分モデルの要素試験では確認できなかった複数の事象(Crop cut 後の Lower plugs の外れ。ラッパ管最終切断面における CBN 切断砥石の挟みこみ。他)が発生、実用化にむけての課題が摘出された。図3に Crop cut 後の Lower plugs の外れを示す。



図1 解体試験機



図2 ラッパ管の切断

Entrance Disconnected nozzle Disconnected lower plugs Fuel pins Grippers

図 3 Crop cut 後の Lower plug の外れ

4. 結論

解体試験機の主要機能の確認、解体要領の適用性及び解体プロセスの成立性が検証でき、実用化に向け た解体機及び解体要領の課題の摘出や改善策が検討できた。

参考文献

[1] T.Kitagaki et al., Design and Fabrication of the FBR Disassembly System, ICONE17-75117

[2] H.Nishikawa et al., Feasibility Study of Disassembly Technologies of Fast Reactor Fuel Assembly, ICONE28-64250

*Hidetsugu Nishikawa¹, Masayuki Takeuchi², Toru Kitagaki², Akinori Inoue³, and Isamu Sato¹

¹Tokyo City University Graduate School, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化 (9) FATE コード妥当性確認に資する工学規模実験計画の立案

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant (9) Engineering scale experimental plan for validation of FATE code

*京 久幸 ',藤原 大資 ',白井 浩嗣 '、玉内 義一 ²,小玉 貴司 ²,佐藤 直弥 ²,熊谷 幹郎 ³ ¹テプシス,²日本原燃,³UI 技研

FATE コードの妥当性確認に資するべく、硝酸蒸気凝縮・NOx 液相吸収・ 揮発性 Ru 液相吸収の3現象を対 象に工学規模実験計画を立案した。計画立案にあたっては NUREG/CR-5809[1]記載の H2TS 手法に則り、上記 3現象のスケーリング分析を実施し、質量・エネルギー保存則から実験パラメータを設定した。 キーワード: 蒸発乾固、工学規模実験、FATE コード、スケーリング分析、再処理工場

1. 緒言 再処理施設の蒸発乾固事故進展解析コード整備のため、FATE コードの改良計画を進めている。改 良を経た FATE コードの妥当性確認のためには、各現象モデルに対する実験解析等を実施する必要がある。 既往研究[2]にて、国内外の既往実験で必要な実験は多くが網羅されるものの、これらはほとんどが小規模か つ単一領域での実験のため、FATE コードのスケールアップ性能把握に課題を有することが挙げられている。 本研究では、このスケールアップ性能把握の観点から、特に体系スケールの影響を受けやすいと考えられる 現象を計測対象とし、中規模実験を計画立案する。計画立案にあたっては NUREG/CR-5809[1]記載の H2TS 手 法に則り、質量・エネルギー保存則から流入条件、温度条件、壁面性状などの実験パラメータを設定する。

表 1

現象 (小分類)

気相流動

エアロゾル除去

現象

キャリアガス 伝熱流動

難揮発性FP挙動

2. 計測対象とする現象の選定 表1に PIRT の各現象と、 体系スケール (空間体積など) が当該現象へ与える影響の 大小を示す。表1から、大規模体系での実験知見が不足し ている「硝酸蒸気凝縮」、「NOx 液相吸収」、「揮発性 Ru 液 相吸収」の3現象を計測対象として選定した。なお、エア ロゾル除去については、重力沈降挙動に関する大規模実験 の知見(ABCOVE 実験)が既存することと、熱泳動挙動・ 拡散泳動挙動は蒸気凝縮に依存する現象であることを踏 まえ、本研究では硝酸蒸気凝縮を優先する。

3. 中規模実験計画 上記3現象を計測すべく、貯槽-セル 1機ずつからなる実験体系を検討する(図1参照)。質量・ エネルギー保存則に基づくスケーリング分析の結果、実験 条件のうち「流入気相温度」「セル内流速」「単位体積当た り伝熱量|を実機相当とすることで、実機より小さい体系 でも実機相当の現象が再現できると考えられる。

飛沫同伴 比較的多くの実験結果が存在し、一定のレンジで廃液温 度変化率をカバーしている 硝酸・NOx反応 NOx反応 液相吸収は空間体積に影響を受ける 脱硝反应 NOx放出量は廃液温度変化率に依存しない 発熱・沸騰 硝酸溶液の沸騰 留出率は廃液温度変化率に依存しない 熱物性 物性値は廃液温度変化率に依存しない その他 放出抑制 ノナリオに応じて今後検討する項目 揮発性Ru挙動 RuO4気相移行 比較的多くの実験結果が存在し、一定のレンジで廃液温 度変化率をカバーしている RuO4生成 液相吸収は空間体積に影響を受ける 気相からのRuO4除去 実験での実現可能性を考慮し、セル体積を設定 $V_{cell,exp} [m^3], A_{cell,exp} [m^2]$ $T_{in,exp} = 100 \sim 120 \,[^{\circ}\text{C}]$ 流入温度をコントロール セル

計測対象とする実験の選定

空間体積に影響を受ける

空間体積に影響を受ける

熱泳動は凝縮量に依存 - 凝縮現象がこれらよりも優先

拡散泳動

(ABCOVE実験)



[1] NUREG/CR-5809, An Integrated Structure and Scaling Methodology for Severe Accident Technical Issue Resolution.

[2] 藤原ら(2021)、日本原子力学会春の年会、再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化 (4)蒸 発乾固事故に対する FATE コード妥当性確認マトリクスの整備.

* Hisayuki Kyo¹, Daisuke Fujiwara¹, Hiroshi Shirai¹, Yoshikazu Tamauchi², Takashi Kodama², Naoya Sato² and Mikio Kumagai³ ¹TEPCO SYSMTEMS CORPORATION, ²JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, ³UI Sciences Inc.

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化 (10) 蒸発乾固事故時ソースタームの不確実さパラメータの抽出

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant (10) Identification of Uncertainty Parameter of FATE Code for HALW Boiling and Drying Accident *藤原 大資 ',京 久幸 ',白井 浩嗣 ',小玉 貴司 ²,玉内 義一 ²,佐藤 直弥 ²,熊谷 幹郎 ³ ¹テプシス,²日本原燃,³UI 技研

蒸発乾固事故時の環境放出量を把握する上では、関係する物理化学現象、及び入力情報による統計的な不確 実さの影響を評価することが重要となる。本検討では、NUREG/CR-7155 SOARCA レポートに倣い FATE コ ードによる蒸発乾固事故解析に係る不確実さパラメータを分類・抽出し、これらの不確実さ分布を同定した。

ー段階:スクリ・

.段階:スクリ・

キーワード:蒸発乾固、ソースターム、不確実さ解析、PIRT

1. 緒言 再処理施設の蒸発乾固・水素爆発 SA 解析においてソースタームの振 る舞いを適切に扱うためには、事故進展に含まれる物理化学現象、及びそれら に係る入力情報の統計的な不確実さが性能指標(Figure on Merit、以下 FOM)に与 える影響を把握する必要がある。こうした取り組みは発電炉 SA 解析において 先行して技術開発・運用が進められており、本検討は同様の技術を再処理 SA 解 析に展開する試みと言える。不確実さ解析作業は、図1に示す各プロセスで構 成され、本検討はこの内の「不確実さパラメータ、分布形状の同定」に該当す る。事故シナリオは蒸発乾固、FOM はソースターム(難揮発性 FP、揮発性 Ru)、 解析コードは FATE とする。

2. 蒸発乾固事故解析不確実さパラメータの抽出 本第一 検討は、図2に示す不確実さパラメータ抽出、及び不 確実さ分布設計プロセスの内、第三段階までの作業を 報告するものである。解析コードの入力パラメータは、業業戦闘のの 膨大であり、ここでは複数の段階を経て不確実さパラ メータを同定する。先ず、各パラメータの分類に基づ き、対象とする FOM との関連の深いパラメータを抽 出し、

更に

NUREG/CR-7155

に

倣い重要物理現象の

ラ ンキング(PIRT)との対比に基づきパラメータを絞り 込む。不確実さ分布については、発電炉側の事例、及 び蒸発乾固実験解析等を勘案し設定を行い、最後に実 際の FATE 感度解析を行うことで最終スクリーニングを行う。





·スタームに関連するFATE パラメータ+不確実さ分布設定 (第四段階)

よるスクリ

図2 不確実さパラ メータ設定プロセス

3. 結言 蒸発乾固事故シナリオを対象に、ソースターム不確実さ解析のための不確実さパラメータの抽出、 及び不確実さ分布の設定方法を検討した。この結果、不確実さパラメータ数は全 FATE パラメータの 1/10 程 度となった。本作業は、不確実さ解析プロセス(図1)における最大のハードルと位置付けられ、再処理 SA不 確実さ解析の道筋を示したものと言える。なお、FATEの評価モデル拡充/実験的知見拡充は今後も見込まれ、 それらを反映しつつ不確実さパラメータをブラッシュアップすることが必要である。

*Daisuke Fujiwara¹, Hisayuki Kyo¹, Hiroshi Shirai¹, Yoshikazu Tamauchi², Takashi Kodama², and Naoya Satou², Mikio Kumagai³ ¹TEPCO SYSMTEMS CORPORATION, ²JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, ³UI Science

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2111-14] Reprocessing and Separation Technique

Chair: Takehiko Tsukahara (Tokyo Tech)

Thu. Mar 17, 2022 3:35 PM - 4:40 PM Room I

- [2111] High-temperature reaction of Gd_{0.25}Zr_{0.75}N with Pd *Ria Mishima¹, Hiroki Shibata¹, Takumi Sato¹, Hirokazu Hayashi¹ (1. JAEA) 3:35 PM - 3:50 PM
- [2112] Development of Facile Recovery Method of Nuclear Fuel Materials in Carbonate-Based Reprocessing Using Photochemical Reactivity of UO₂²⁺ *Shogo Uchida¹, Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech, 2. HZDR) 3:50 PM - 4:05 PM
- [2113] Zirconium separation on uranium nitrate solution by zeolite *Youko Takahatake¹, Atsushi Sakamoto¹, Noriko Asanuma², Haruaki Matsuura³, Sou Watanabe¹, Masayuki Watanabe¹ (1. JAEA, 2. Tokai Univ., 3. TCU) 4:05 PM - 4:20 PM
- [2114] Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery *Hiromori Sato¹, Tsuyoshi Arai¹, Kenta Hasegawa², Yasunori Miyazaki², Sou Watanabe², Yuichi Sano², Shigeru Kunii³ (1. Shibaura Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Chemicrea Inc.) 4:20 PM - 4:35 PM

不活性母材 ZrN を含む窒化物固溶体 Gd0.25Zr0.75N と Pd の高温反応試験

High-temperature reaction of $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$ with Pd

*三島理愛,柴田裕樹,佐藤匠,林博和

原子力機構

マイナーアクチノイド(MA)核変換用窒化物燃料の燃焼により生成する核分裂生成物(FP)元素を含む化合物に 関する知見を得るため、単相固溶体型 MA 窒化物燃料の模擬物質である Gd_{0.25}Zr_{0.75}N と Pd の高温反応試験を 実施した。

キーワード: 乾式再処理, 窒化物燃料, 不活性母材, 加速器駆動システム, 核変換, 白金族元素

1. 結言 加速器駆動システム(ADS)を用いて MA を核変換す るために、不活性母材である窒化ジルコニウム(ZrN)を含有す る単相固溶体型 MA 窒化物燃料の研究開発が行われている。 これまでに ZrN 及び MA 窒化物模擬物質である GdN と、FP 元素である Pd との高温反応では、六方晶系の ZrPd₃ 及び立方 晶系の GdPd₃ が生成することが報告されている[1, 2]。本研究 では単相固溶体型 MA 窒化物燃料の模擬物質として Gd_{0.25}Zr_{0.75}N を用いて、Pd との高温反応試験を実施した。

 実験 Gd 金属(ニラコ製、99.9%)と Zr 金属(Teledyne 製、 99.9%)の Ar-H₂気流中加熱、N₂気流中加熱によって得られた GdN と ZrN をモル比1:3 で混合し、成型体を N₂気流中 1973 K で 5 時間加熱して Gd_{0.25}Zr_{0.75}N を調製した。高温反応試験で は Gd_{0.25}Zr_{0.75}N 粉末と還元処理した Pd 金属粉末(高純度化学 製、99.9%、1 μm)をモル比4:3.1 で混合し、成型体を Ar 気 流中 1323 K で 6 時間加熱した。反応後試料は SEM-EDS 及び XRD により分析した。

3. 結果と考察 図1に試料研磨面の SEM 像及び各部(a、b、 c)の EDS 点分析結果を示す。a とbは Gd、Zr、Pd からなる 反応生成物、c は未反応で残存した Gd_{0.25}Zr_{0.75}N が主成分で ある。図 2 に示す XRD 測定結果より、試料は未反応の Gd_{0.25}Zr_{0.75}N、ZrN、及び GdPd₃ と同じ結晶系で格子定数が小 さい物質(*a* = 0.40212±0.00004 nm)からなることがわかった。 これらの結果から、1323 K での Gd_{0.25}Zr_{0.75}N と Pd の反応に よって立方晶系(AuCu₃型)の Gd_{1-x}Zr_xPd₃ が生成することが示 された。また、生成した Gd_{1-x}Zr_xPd₃ 中の Gd と Zr のモル比は



測定 位置	Ν	Gd	Zr	Pd
a (n=5)	ND*	9.4±0.6	17.7±2.3	72.6±1.8
b (n=6)	ND*	8.7±0.9	17.1±1.9	74.2±2.3
с (n=4)	44.9±10.1	13.4±3.2	41.5±6.9	0.2 ± 0.1

各数値は平均値±標準偏差、nは分析点数を表す。
 *「ND」は検出下限値未満(<0.2)を示す。
 図1 反応試験後試料の SEM 像及び
 EDS 点分析による定量分析結果(at%)



図2 反応試験後試料の XRD 測定結果

およそ1:2で、反応前の窒化物固溶体中と比べて Zr の比率が小さいことから、本実験条件では Zr よりも Gd の方が Pd と金属間化合物を生成しやすいことが示唆された。

参考文献 [1] L. Tan, et al., Solid State Ionics., 181 (2010) 1156–1163. [2] 林他,日本原子力学会 2021 年春の年会, 3H13.

*Ria Mishima, Hiroki Shibata, Takumi Sato, and Hirokazu Hayashi, JAEA

ウランの光反応性を利用した炭酸系再処理における 核燃料物質簡易回収技術の開発

Development of Facile Recovery Method of Nuclear Fuel Materials in Carbonate-Based Reprocessing

Using Photochemical Reactivity of UO₂²⁺

*内田 昇吾¹, 津島 悟^{1,2}, 鷹尾 康一朗¹

¹東工大ゼロカーボン研,²HZDR

炭酸系再処理におけるより簡易なウラン分離・回収基盤技術開発のため、UO2²⁺が溶解した炭酸系水溶液に還 元剤を加え、紫外線照射を行った。その結果、光反応によって UO2²⁺の還元が進行し、U^{IV}O2の黒色沈殿物と してウランを分離・回収可能であることを明らかにした。

キーワード:炭酸系再処理,ウラニル(VI),UO2,光化学反応,沈殿分離

1. 緒言 使用済み核燃料の再処理法として PUREX 法が広く普及しているが、硝酸, TBP, 炭化水素系有機溶 媒の使用により、機器の腐食や爆発・火災のリスクが存在する。このため近年、より高度な安全性を有する 炭酸系水溶液中での再処理法の開発が世界で注目を集めている[1,2]。現状では炭酸系水溶液に溶解した核燃 料物質を核分裂生成物から分離するために多段溶媒抽出工程が適用されているが、さらに簡易な分離・回収 技術の確立が望まれる。本研究では、過去に我々が見出した炭酸系水溶液中におけるウランの光反応性[3]に 基づいて、炭酸系水溶液中に溶解した U(VI)を U^{IVO2}として簡易に沈殿回収する技術の開発を目的とする。

2. 実験 0.50 M の Na₂CO₃ もしくは NaHCO₃ を含む水溶液に Na₄[UO₂(CO₃)₃] (40 mM)と還元剤(ヒドラジン1 水和物,アスコルビン酸,ヒドロキシルアミン)を所定量加え、LED 光源(EFICET 8332C)を用いて 365 nm の 紫外線を照射した。試料の上澄み液を一定時間ごとにサンプリングし、残留 U 濃度を ICP-AES にて分析し た。また、光反応により得られた黒色沈殿物を粉末 XRD で分析した。

3. 結果と考察 還元剤としてヒドラジンを用いた場合にの 100 F み紫外光照射によりウランを含む黒色沈殿物の析出が確認さ れた。異なる炭酸系水溶液およびヒドラジン濃度における照 射時間に対するウラン回収率を図1に示す。0.5 M Na₂CO₃ 水溶液に異なる濃度のヒドラジンを加えた結果に着目した ところ、ヒドラジン濃度とウラン回収速度には相関が見ら れた。また、0.5 M Na₂CO₃, 1.5 M N₂H₄·H₂O 系において最も 高いウラン回収率(98.6%)に達することを確認した。回収した 黒色沈殿物のXRDパターンはかなりブロードながらU^{IV}O2に 特徴的なピークを示した。以上の結果から、ウランの光反応性 を利用した炭酸系再処理における核燃料物質簡易回収の見通 しを得た。



参考文献

紫外光照射による U 回収率. [1] Asanuma, N. et al.J. Nucl. Sci. Technol. 2001, 38, 866-871. [2] Alexander V. et al. Nucl Eng Technol. 2019, 51, 1799-1804. [3]

Takao, K. Tsushima, Dalton Trans. 2018, 47, 5149-5152.

*Shogo Uchida¹, Satoru Tsushima^{1,2} and Koichiro Takao¹

¹Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech, ²Institute of Resource Ecology, HZDR.
ゼオライトによる硝酸ウラン溶液からのジルコニウムの分離

Zirconium separation on uranium nitrate solution by zeolite

*高畠 容子 ¹, 坂本 淳志 ¹, 浅沼 徳子 ², 松浦 治明 ³, 渡部 創 ¹, 渡部 雅之 ¹

¹JAEA, ²東海大, ³東京都市大

ジルコニウムを多く含むウラン溶液からのゼオライトによるウラン分離を、実際に研究開発により発生した 溶液に対して行った。本法が PUREX 法に比して廃棄物発生量の点から有利であるとの結果を得た。

Keywords: Nitric acid solution, Uranium recovery, Zeolite

1. 緒言

福島第一原子力発電所にて発生した事故に関して行った模擬デブリを利用した研究開発では、ジルコニウムを多く含む硝酸ウラン溶液が発生した。この溶液からウランは分離され、分離されたウランは適切に保管されるべきである。通常、研究開発で発生したウランを含む硝酸溶液は、PUREX 法にて処理するが、当該溶液に PUREX 法を適用した場合、ジルコニウムが抽出溶媒に移行することから、二次廃棄物量が増えると予想されている。このことから、当該溶液の処理は行えていない。ゼオライト LZY-54 には接触させる溶液の pH を操作することにより、ジルコニウムとウランを分離できる可能性がある[1] [2]。処理により発生する廃溶液は PUREX 法によるものよりも少ないと見積もられた。そこで、ゼオライト LZY-54 によるジルコニウムとウランの分離を実証するため、少量の当該溶液をゼオライト LZY-54 により処理し、分離の可否を判断するとともに、廃棄物量を見積もった。

2. 方法

ゼオライト LZY-54 をエコノパックカラムに 11.2 cm (20 cm³) 充填し、0.5 mol/L 硝酸ナトリウム溶液 20 mL にてコンディショニングを行った。pH1.4 とした 11.7 mL の処理対象溶液をゼオライトカラムに通液し、ウランをゼオライトに吸着させた。吸着したウランを 0.34 mol/L 硝酸溶液により溶離した。

3. 結果と結論

当該溶液に含まれる元素の吸着溶離曲線を図に示す。溶離液にはウランが含まれていたが、ジルコニウム が含まれておらず、ジルコニウムとウランを分離することに成功した。なお、ジルコニウムのウランに対す

る除染係数 (DF) は最大で 5.9 であった。当該 溶液を 1 L 処理した際の二次廃棄物量を算出し たところ、2.36 kg となり、PUREX 法 (バッチ 法)を用いた場合の 32 L (うち、有機溶媒 12 L) よりも少なく、ジルコニウムとウランの分離に は、PUREX 法よりもゼオライト LZY-54 による 処理が二次廃棄物量の観点から有利であること が分かった。

参考文献

[1] 浅沼徳子ら、日本原子力学会 2019 秋の大会 2A01.[2] 麻生大貴ら、日本原子力学会 2019 秋の大会 2A02.



* Youko Takahatake ¹, Atsushi Sakamoto ¹, Noriko Asanuma ², Haruaki Matsuura ³, Sou Watanabe ¹and Masayuki Watanabe ¹

¹JAEA, ² Tokai Univ., ³ TCU

合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出/低圧損抽出クロマトグラフィを 組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発 (11)低圧損抽出クロマトグラフィに用いる HONTA 含浸吸着材の 吸着・溶離性能評価

Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

(11) Evaluation of Adsorption and Elution behavior of HONTA Impregnated Adsorbent for the Low Pressure Loss Extraction Chromatography

*佐藤 広盛¹, 新井剛¹, 長谷川 健太², 宮崎 康典², 渡部 創², 佐野 雄一², 国井 茂³ ¹芝浦工大,²日本原子力開発機構,³(株) ケミクレア

高レベル放射性廃液からの MA(III)/Ln(III)分離に低圧損抽出クロマトグラフィ法の適用性を検討した。本研 究では、HONTA 含浸吸着材を用いた低圧損抽出クロマトグラフィ法による代表的な核分裂生成物の分離挙 動の評価を行った。

キーワード:マイナーアクチニド、低圧損抽出クロマトグラフィ、HONTA 含浸吸着材

1. 緒言

筆者らは高レベル放射性廃液からの MA(III)分離に配位子制御型溶媒抽出法による MA(III)・Ln(III)共回収と 重力流で送液に資する低圧損抽出クロマトグラフィ法による MA(III)・Ln(III)郡分離を組み合わせたハイブリ ッド分離プロセスについて検討を重ねている。本研究では、担体である多孔質シリカ粒子の大粒径化により カラム操作時の低圧損を可能とした HONTA 含浸吸着材(平均粒径 1.26 mm)を充填したオーバーフロー式重 力流カラム試験装置を用いて代表的な核分裂生成物の模擬元素の分離試験を実施し、通常のポンプ通液によ る分離試験結果と比較して低圧損抽出クロマトグラフィ法の成立性について検討を行った。

2. 実験方法

ポンプ通液によるカラム試験は、 $\phi 10 \times h 150 \text{ mm}$ のパイレックスガラスカラムに HONTA 含浸吸着材を充 填体積 9.8 cm³ となるように圧密充填し、カラム上端よりカセットチューブポンプを用いて 0.32 cm・min⁻¹の 通液速度で試験溶液(12cm³)、洗浄液(36 cm³)、溶離液(30 cm³)を順次通液した。また、オーバーフロー式重力 流カラム試験は、 $\phi 10 \times h 400 \text{ mm}$ のオープンカラムを用い上記と同条件で HONTA 含浸吸着材を充填し、カ ラム上端から 0.32 cm・min⁻¹の通液速度となるように各溶液を順次滴下した。なお、試験溶液には Ce(III)、 Nd(III)、Sm(III)、Eu(III)、Ru(III)を含む 0.02 M の HNO₃、洗浄液には 0.02 M HNO₃、溶離液には 1 M HNO₃を 用いた。通液後の各フラクションの金属イオン濃度を ICP-OES で測定し、カラム分離試験結果を得た。

3. 実験結果及び考察

図1にポンプ通液によるカラム分離試験結果、図2にオーバーフロー式重力流カラム装置を用いたカラム分離試験結果を示す。 図1、図2より、HONTA含浸吸着材カラムを用いることでRu(III), Eu(III), Ce(III), Sm(III), Nd(III)の順で溶離された。この溶離挙動 は、吸着分配係数と良好に一致することが示された。また、何れ の元素においても全量回収できることが明らかとなった。さら に、オーバーフロー式重力流カラム装置でもポンプ駆動と同様の 分離プロファイルを得ることができた。このことから、低圧損抽 出クロマトグラフィ法の成立の可能性が示された。本会では、低 圧損抽出クロマトグラフィ法のためのHONTA含浸吸着材の吸脱 着特性及びオーバーフロー式重力流カラム装置を用いた分離試 験結果について詳密に検討したので報告する。

本研究成果は令和 3 年度文科省 国家課題対応型研究開発推進事業原子 カシステム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽 出/低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセ スの開発」による成果である。



^{*}Hiromori Sato¹, Tsuyoshi Arai¹, Kenta Hasegawa², Yasunori Miyazaki², Sou Watanabe², Yuichi Sano² and Shigeru Kunii³ ¹ Shibaura Inst. of Tech., ² Japan Atomic Energy Agency, ³ Chemicrea Inc. Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2I15-19] Extractant for Minor Actinides

Chair: Yuji Sasaki (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 4:40 PM - 6:00 PM Room I

- [2115] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction *Masahiko Nakase¹, Miki Harigai¹, Shinta Watanabe¹, Takashi Kajitani¹, Tohru Kobayashi³, Kota Matsui⁵, Chihiro Tabata², Tomoo Yamamura², Koichi Kakinoki⁴, Takashi Shimada⁴ (1. Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. JAEA, 4. MHI, 5. Nagoya Univ.) 4:40 PM - 4:55 PM
- [2116] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction *Miki Harigai¹, Masahiko Nakase¹, Shinta Watanabe¹, Chihiro Tabata², Tomoo Yamamura², Toru Kobayashi³, Kouta Matsui⁴, Taisuke Tsukamoto⁵, Koichi Kakinoki⁵, Takashi Shimada⁵ (1. Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. JAEA, 4. Nagoya Univ., 5. MHI) 4:55 PM - 5:10 PM
- [2117] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction *Chihiro Tabata¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Tomoo Yamamura¹, Kota Matsui³, Koichi Kakinoki⁴, Taisuke Tsukamoto⁴, Takashi Shimada⁴ (1. Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech, 3. Nagoya Univ., 4. MHI) 5:10 PM - 5:25 PM
- [2118] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction *Kota Matsui¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Chihiro Tabata³, Tomoo Yamamura³, Tohru Kobayashi⁴, Taisuke Tsukamoto⁵, Koichi Kakinoki⁵, Takashi Shimada⁵ (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Tech, 3. Kyoto Univ., 4. JAEA, 5. MHI) 5:25 PM - 5:40 PM
- [2119] Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction *Koichi Kakinoki¹, Takashi Shimada¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Takashi Kajitani², Tohru Kobayashi⁴, Kota Matsui⁵, Chihiro Tabata³, Tomoo Yamamura³ (1. MHI, 2. Tokyo Tech, 3. Kyoto Univ., 4. JAEA, 5. Nagoya Univ.) 5:40 PM - 5:55 PM

MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

(1) 全体概要

Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction

(1) General Plan

*中瀬 正彦¹, 針貝美樹¹, 渡邊真太¹, 梶谷孝¹, 田端千紘², 山村朝雄², 小林徹³, 松井孝太 ⁴, 柿木浩一⁵, 塚本泰介⁵, 高橋亮⁵,小川直樹⁵, 石田安弘⁵, 島田隆⁵

1東工大, 2京大, 3原子力機構, 4名古屋大学, 5三菱重工業

既往の MA 抽出剤の諸課題を解決すべく、系統的な抽出実験、構造解析、化工物性取得と物性推算計算、化学計算、機械学習を用いて新規フッ素系溶媒を探査し、社会実装を目指す研究を開始した。

キーワード:マイナーアクチノイド,ランタノイド,フッ素系スーパー溶媒,溶媒抽出,量子化学計算,化工物性推算,機械学習,社会実装

1. 緒言 2050年までのゼロカーボン化に向け、原子力の課題である廃棄物処分や核燃料サイクルによる資源 有効利用が求められる。再処理へのマイナーアクチノイド(MA)分離工程の導入は廃棄物の有害度低減にも有 効だが、既往の MA 分離用抽出剤は化学的性質が類似した希土類元素との相互分離の困難さに加え、高い酸 濃度で分離係数が低下すること、第三相を形成しうること、溶解度が低いこと等が課題として挙げられる。 そこで幾つかの優位点を有するフッ素系溶媒に注目し、抽出系の高度化による MA 分離の社会実装を目指す。 2. 研究スコープと研究体制 大きく分けて実験、計算、機械学習、社会実装検討のパートに分かれる(図1)。 実験は分配比といった熱力学データ取得に加え、多様な条件で溶媒化工物性を取得する。溶媒効果を取り入 れた錯体化学的計算に加え、幾つかの手法での化工物性推算計算を行い、実験値との検証と構造物性推算を 行い、モデルを作成する。最終的には溶媒分子構造と物性、熱力学データとの相関を明らかにするスキーム を構築し、MA 分離の諸課題を解決し得るスーパー溶媒を見ことを目標とする。



図1 研究概略

3. 謝辞 本研究は R3 年度に採択された文科省原子力ステム公募(若手)、「MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査」のもとで 3 年間の事業として実施している。

*Masahiko Nakase¹, Miki Harigai¹, Shinta Watanabe¹, Takashi Kajitani¹, Chihiro Tabata², Tomoo Yamamura², Tohru Kobayashi³, Kota Matsui⁴, Koichi Kakinoki⁵, Ryo Takahashi⁵, Taisuke Tsukamoto⁵, Naoki Ogawa⁵, Yasuhiro Ishida⁵ and Takashi Shimada⁵.

¹TokyoTech, ²Kyoto Univ., ³JAEA, ⁴Nagoya Univ., ⁵MHI.

(2) 各種溶媒でのランタノイドイオンの抽出挙動 Extraction behavior of Lanthanide ions by various kinds of solvent

*針貝美樹¹, 中瀬 正彦¹, 渡邊真太¹, 田端千紘², 山村朝雄², 小林徹³, 松井孝太⁴, 塚本泰介⁵, 柿木浩一⁵, 島田隆⁵ 1東工大, 2京大,3原子力機構,4名古屋大学,5三菱重工業

MA 抽出剤の諸課題を解決可能なフッ素系溶媒を見出すため、多様な溶媒と抽出条件での系統的な希土類 元素の抽出実験を行い、機械学習による溶媒探査の教師データとしてデータベース化を開始した。 **キーワード**:マイナーアクチノイド、ランタノイド、溶媒抽出、溶媒効果、フッ素系スーパー溶媒、DGA 1. 緒言 溶媒抽出における分配比に及ぼす溶媒効果は知られているが、詳細なメカニズムや溶媒分子構造、 化工物性等との相関は必ずしも明らかとなっていない。そこでフッ素系溶媒を始めとした多様な溶媒でマイ ナーアクチノイド(MA)を模擬したランタノイド元素(Ln)での抽出実験を行った。

2. 実験条件 表1に典型的な実験条件を示した。溶媒はフッ素系溶媒を始めとして多様なものを選定した。 フッ素系溶媒は市販品の中から SDS で沸点等の化工物性を考慮して予備選定した。抽出剤は多様なものを検 討しているが、今回は3価の MA、Ln ともに抽出可能な 2-エチルヘキシル基を4本有するテトラ2エチルヘ キシルジグリコールアミド(T2EHDGA)を合成、精製して用いた。

表2 抽出剤溶解性試験の結果



F
F
F
F
F
-
—F
F
F yclohexane
, F
F
~~
F

図1Nd抽出試験前(上)後(下)の相状態

3. 溶解性試験 図1に表2左のDGAが可溶であった溶媒における抽出前後の水相と有機相の様子を示した。 ドデカンでは若干不溶解成分が見られ、1-オクタノールとニトロベンゼンでは若干有機相が濁ったがそれ以 外は良好な相状態を示した。表2右の完全にフッ素化された分子はフッ素化物が有機物を溶かしやすい性質 に反して DGA が相分離し、溶解しにくいことが分かった。部分的に水素化されたハイドロフルオロカーボ ン(HFC)は DGA が良く溶解し、僅かな水素置換の違いで大きく溶媒特性が変化することがわかった。

10 Amolea AS-300(mixture) 11 Asahiklin AE-3000

4 抽出試験 DGA が溶解したものについて水相中の Ln 濃度を分析したところ、抽出率に及ぼす明瞭な溶媒 効果が確認された。溶媒効果が発現するメカニズムは放射光 XAFS や量子化学計算に加え、シリーズ発表(3) の溶媒化工物性測定や、物性推算計算も併せたデータセットを作成し、機械学習のスキームも用いて抽出率 が高まる際の特徴量を見出し、このような情報をもとに溶媒系の逆設計を今後行っていく。発表では具体的 な抽出率の数値等も示しながら、結果の考察を行う。

5. 謝辞 本研究は原子力ステム(若手) "MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査"で実施中である。

* Miki Harigai¹, Masahiko Nakase¹, Shinta Watanabe¹, Chihiro Tabata², Tomoo Yamamura², Tohru Kobayashi³, Kota Matsui⁴, Koichi Kakinoki5, Taisuke Tsukamoto5 and Takashi Shimada5

¹TokyoTech, ²Kyoto Univ., ³JAEA, ⁴Nagoya Univ., ⁵MHI.

(3) フッ素系スーパー溶媒探索に向けたマテリアルズ・インフォマティクスのため の化工物性データ取得

Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction

(3) Acquisition of Chemical and Physical Property Data for Materials Informatics to Explore

Fluorinated Super Solvents

*田端千紘¹, 中瀬 正彦², 針貝美樹², 渡邊真太², 山村朝雄¹, 松井孝太³,

柿木浩一4, 塚本泰介4, 島田隆4

1 東工大, 2 京大, 3 名古屋大学, 4 三菱重工業

マテリアルズ・インフォマティクス(MI)の手法を用いて、再処理プロセスに適用可能な新規フッ素溶媒を 見出すことを目標とし、MI解析を高精度化するために必要な溶媒の化工物性の実データ取得のための環境構 築を行っている。第1段階として、溶媒抽出特性に関連がある誘電率と比熱の測定環境の立ち上げに重点的 に取り組むと同時に、水分量測定を実施した。

キーワード:化工物性、比誘電率、比熱

1. 緒言 近年、AI 的技術を活用した情報科学の手法を応用し、新物質探索をより効率的に行うマテリアルズ・インフォマティクス(MI) が幅広い分野で脚光を浴びており、原子力においても積極的に取り入れることで研究を加速させる機運が高まっている。本原子力システム公募プロジェクトでは MI の手法を用いて、再処理における MA 抽出の諸課題を解決可能な"フッ素系スーパー溶媒"の探索を行う。この際に重要になるのが、抽出性能と相関を有する溶媒の化工物性の実データである。MI では基本的に機械学習に基づいて新物質を探索するため、内挿および外挿を行うための実データが必要である。実データの精度が高く点数が多いほど、また値の振れ幅が大きいほど高精度・効率的な物質探索が可能になる。そこで本研究では、注目しているフッ素系溶媒等をより高精度かつ高確度に予測するために、抽出性能と有意な相関をもつことが知られている化工物性の実データを収集することを目的とした。測定対象とした化工物性は、誘電率、比熱、水分量、表面張力である。これらを複数の候補溶媒について計測し、MI 分析に供することを最終的な目標とし、初年度の計画としてまずは誘電率測定装置と比熱測定装置の導入・立ち上げ、および水分量測定を実施したので、これらについて報告する。

2. 測定環境構築 誘電率および比熱測定は、固体においては数多くの実施報告、および簡便な市販の計測装置が存在するが、液体試料については比較的情報が少なく、市販の計測装置も高価かつ多量の試料を必要とするなど、本プロジェクトに適当なものが存在しない。そこで、本研究では、比較的少量のフッ素系溶媒の液体試料に適用可能な計測システムの自作と立ち上げを行った。誘電率は、2 端子法によって LCR メータでキャパシタンスを測定し、そこから比誘電率に変換することで測定する方法を採用した。比熱については、標準試料(水を使用)と緩和曲線を比較するといった、一種の緩和法による測定方法を採用した。また、カールフィッシャー法によって水分量測定を実施した。

3. 結果と現状 誘電率測定装置については、液体試料用の試料セルを設計し、LCRメータに接続して測定系の較正を行った。液体を入れない状態での計測値は真空の誘電率の値と同程度の値が得られ、測定系が適切に機能していることが確認できた。比熱測定装置については、計測機器の選定・調達を行っている。講演では、これらの装置の標準試料による較正と、Vertrel などの候補溶媒での測定に向けた準備状況について報告する。さらに、一連の化工物性の中から水分量の予備測定結果についても報告する。



Fig.1 誘電率測定用試料セル

*Chihiro Tabata¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Tomoo Yamamura¹, Kota Matsui³, Koichi Kakinoki⁴, Taisuke Tsukamoto⁴, and Takashi Shimada⁴

¹Kyoto Univ., ²Tokyo Tech, ³Nagoya Univ., ⁴MHI

(4) MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒探索問題における機械学習応用の展望

Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction

(4) Prospects of Machine Learning Approach on Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction

*松井孝太¹, 中瀬正彦², 針貝美樹², 渡邊真太², 田端千紘³, 山村朝雄³, 小林徹⁴, 塚本 泰介⁵, 柿木浩一⁵, 島田隆⁵

1名大, 2東工大,3京大,4原子力機構,5三菱重工

観測されたデータから未知の入出力関係に対する予測モデルを効率的に推定するための方法論である機械学習を用いて MA 抽出のための溶媒探索の実験を効率化する方法を検討する。

キーワード:機械学習,統計的実験計画,溶媒探査,ケモインフォマティクス

- 緒言 本研究で扱うフッ素系スーパー溶媒探索問題では、ある候補溶媒に対して各抽出条件に対 する抽出率を網羅的な実験によって同定するには膨大なコストを要する。そこで、機械学習モデ ルに基づいて次に実験を行いデータを観測するべき条件を自動的に決定する統計的実験計画を利 用して実際に測定実験を行う条件を絞り込むことでコストの削減と実験の効率化を目指す。
- 2. 方法 教師データの少ない問題に対しては、その問題に対する事前知識を取り入れたモデルを用意し逐次的にデータの観測とモデルの更新を繰り返すベイズ機械学習のアプローチが特に有効である。本研究では、ガウス過程モデルによって溶媒と抽出の条件を入力、その条件における MA の抽出率を出力とするような系を近似する(図1)。ガウス過程は、ある条件における抽出率の推定値のみでなく、その推定の不確実性を同時に評価することができるモデルであり、その不確実性を利用して次に実験すべき条件を提案させることができる(図2)。詳細は当日報告する。



3. 謝辞 本研究は R3 年度に採択された文科省原子力ステム公募(若手)、「MA 抽出のためのフッ素系 スーパー溶媒の探査」のもとで3年間の事業として実施している。

*Kota Matsui¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Chihiro Tabata³, Tomoo Yamamura³, Tohru Kobayashi⁴, Taisuke Tsukamoto⁵, Koichi Kakinoki⁵, Takashi Shimada⁵.

¹Nagoya Univ, ²Tokyo Tech., ³Kyoto Univ, ⁴JAEA., ⁵MHI.

(5) フッ素系スーパー溶媒を用いたプロセスを見据えた 安全性に関する要件や課題検討

Exploration of Fluorinated Super-Solvents for Minor Actinide extraction

(5) Consideration of safety requirements and issues for processes

using Fluorinated Super-Solvents

*柿木浩一¹, 島田隆¹, 中瀬正彦², 針貝美樹², 渡邊真太², 梶谷孝², 田端千紘³, 山村朝雄³, 小林徹⁴, 松井孝太⁵ ¹MHI, ²東工大, ³京大, ⁴原子力機構, ⁵名大

難燃性の性質を有するフッ素系スーパー溶媒の利用により、火災・爆発リスクの低減可能性を有した MA 抽出分離技術の開発を実施している。技術のプロセス化に向け、安全性の要件及び廃棄物の取扱いに関する 検討計画を報告する。

キーワード:安全性(Safety), 難燃性(flame retardancy), フッ素系スーパー溶媒(Fluorinated Super-Solvent), 溶媒抽出(solvent extraction)

1. フッ素系新規溶媒を用いたプロセスに対する安全性や課題検討の方法(図1)

フッ素系新規溶媒を用いた技術のプロセス化に向け,国内外の燃料サイクル関連施設の安全に関わる実績 や技術規格・基準の調査を行い,想定廃棄物を含めたプロセス要件の具体化を行う。

(1)国内外の燃料サイクル関連のプラントや施設に関する技

術基準や規格の調査

再処理や燃料加工プラント等の燃料サイクル関連施設に おける安全性の関する情報を調査する。一例としては、火災・ 爆発事故の情報、プラント設計や運用に関する技術規格や基 準がある。調査検討により、火災・爆発の可能性を有する有 機溶媒を利用した原子力施設に求められる要件整理を行い、 それらが火災・爆発の可能性の性質を有さない溶媒へ置き換 えた場合の影響を検討する。

(2)フッ素系新規溶媒の利用に必要な技術項目抽出やプロセ ス要件の具体化

MA 回収技術の内,既往研究や工学検討の実績が豊富な溶 媒抽出と抽出クロマトについて,安全性の比較や想定廃棄物 の抽出を行う。一例として,プロセス温度や圧力,液体及び 固体廃棄物の種類や概略性状等を整理する。続いて,フッ素 系新規溶媒を用いた溶媒抽出の技術項目整理や既存プロセ ス機器の技術仕様について整理を進めていく。フッ素系新規



図1 フッ素系新規溶媒を用いたプロセス に対する安全性や課題検討のスキーム

溶媒を用いたプロセスで発生する想定廃棄物の取扱いを検討すると共に,既存の溶媒抽出に関する廃棄物処 理及び処分情報についても調査する。一例として,フッ素系溶媒を取扱う化学プラントでの廃棄物処理方法, 放射性廃棄物処分におけるフッ素の基準等を整理する。最後に(1)(2)検討結果を統合し,再処理プロセスへの 適用性や実用化に向けた課題を検討する。

*Koichi Kakinoki¹, Takashi Shimada¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Shinta Watanabe², Takashi Kajitani², Chihiro Tabata³, Tomoo Yamamura³, Tohru Kobayashi⁴ and Kota Matsui⁵

¹MHI, ²Tokyo Tech, ³Kyoto Univ., ⁴JAEA, ⁵Nagoya Univ.

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

[2J01-04] Corrosion and Diffusion

Chair: Kinya Nakamura (CRIEPI)

Thu. Mar 17, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room J

[2J01] Influences of Temperature and Dissolved Hydrogen on Corrosion Behavior of Stellite Alloy in Simulated PWR Primary Water Condition *Takahiro Sasaoka¹, Takuyo Yamada¹, Koji Arioka¹ (1. Institute of Nuclear Safety System,

Incorporated)

10:45 AM - 11:00 AM

[2J02] Effects of Temperature and Thermal Aging on SCC Behaviors of Stainless Steel Welds in Oxygenated High-Temperature Water

*Takuyo Yamada¹, Toru Ooumaya¹, Kohei Kokutani¹, Koji Arioka¹ (1. INSS) 11:00 AM - 11:15 AM

[2J03] Numerical simulation of simultaneous corrosion and hydrogen pickup in zirconium alloy

*Kana Yamaguchi¹, Katsuhito Takahashi², Kana Suzuki¹, Ikuji Takagi¹ (1. Kyoto Univ., 2. Hitachi)

11:15 AM - 11:30 AM

[2J04] Effects of dissolved-oxygen on carbon distribution in zirconium alloys under temperature gradients

*Teppei Otsuka¹, Tomofumi Sakuragi² (1. KINDAI Univ., 2. RWMC)

11:30 AM - 11:45 AM

PWR1 次系環境下におけるステライト材の腐食に及ぼす温度と溶存水素濃度影響

Influences of Temperature and Dissolved Hydrogen on Corrosion Behavior of Stellite Alloy

in Simulated PWR Primary Water Condition

*笹岡 孝裕1,山田 卓陽1,有岡 孝司1

1原子力安全システム研究所

PWR1 次系模擬水環境下においてステライト材の腐食挙動に及ぼす温度および溶存水素濃度の影響を調べた。250, 290,320℃の温度において、低温の 250℃で腐食が大きくなる傾向が確認された。一方、290℃における 15 から 45 cc/kg の溶存水素濃度範囲では腐食に顕著な変化は確認できなかった。

キーワード: PWR1 次系模擬水環境、ステライト 6B、腐食

1. 緒言

原子力プラントには種々の材料が用いられており、その一つであるコバルト基合金のステライト材(主要組成: 30Cr-4W-Bal.Co)は耐摩耗材として弁やポンプの摺動部等に用いられている。ステライト材の主要成分である⁵⁹Co は放射化されることで主要な放射線源である⁶⁰Coとなるため、系統線量低減の観点から溶出抑制が望ましい。し かし、PWR1次系環境下におけるステライト材の腐食挙動に関する知見は少なく、その検討には温度や溶存水素 濃度等の水質条件の違いによる腐食挙動の変化に関する知見を得ることが必要である。そこで本研究では、PWR 1次系環境下における温度や溶存水素濃度の水質条件の違いによる鍛造ステライト材の腐食挙動を調べた。また、 実機プラントの使用部ではステライト材は肉盛溶接されており、腐食挙動に対する金属組織の影響を明確にする ため、実際に実機から採取した肉盛溶接材についても試験を行った。

2. 方法

30Cr-4W-Bal.Co の代表組成を持つ MMC スーパーアロイ(株)製ステライト 6B 鍛造材 (AMS5894) (以降、鍛造 材)および実機プラントで用いられた弁から採取したステライト肉盛溶接材(以降、溶金材)を用いた。炭化物の析出 の様子に違いが見られ、鍛造材は粒形に近い炭化物が点在しているのに対し、溶金材では樹枝状であった。PWR1 次系模擬環境下 (500 ppm B+2 ppm Li) で温度(250、290、320°C)および溶存水素濃度(15、30、45 cc/kg)の異なる 条件で最大約 3,500 時間の腐食試験を実施した。その後、走査型電子顕微鏡(SEM)による表面および断面方向から の内層酸化皮膜観察とオージェ分析(AES)による皮膜厚さ測定および組成分析を行った。また、内層皮膜の成長に 関する放物線速度定数 $Kp = X^2/(2t) [m^2/s](X:膜厚[m], t:時間[s])を算出し、異なる試験時間の試料を比較した。$

3. 結論

腐食の温度依存性として、低温の250℃条件で酸化皮膜厚さが 最も厚くなった。図にKpの温度変化を示す。試験時間の違いを 考慮しても、250℃で腐食を生じやすいことがわかった。溶存水 素濃度依存性について、15から45 cc/kg条件では濃度影響は小 さく、皮膜形態についても大きな違いは見られなかった。鍛造材 と溶金材の違いについては、どちらも母材一炭化物境界で優先 的に酸化し、内層酸化皮膜厚さにも大きな違いは見られず両者 の腐食挙動における違いは小さいことがわかった。低温環境下 ではステライト材の腐食影響が大きい可能性が明らかになった。



*Takahiro Sasaoka¹, Takuyo Yamada¹, Koji Arioka¹ ¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

ステンレス鋼溶接金属の 酸素添加高温水中 SCC 挙動に及ぼす試験温度と熱時効の影響 Effects of Temperature and Thermal Aging on SCC Behaviors of Stainless Steel Welds in Oxygenated High-Temperature Water *山田 卓陽¹, 大厩 徹¹, 國谷 耕平¹, 有岡 孝司¹ ¹INSS

ステンレス鋼溶接金属の SCC 進展挙動に対する、酸素が飽和した 2900 ppm B を含む水質条件について、 試験温度と熱時効の影響を調べた。316L/308L 溶接金属の SCC 進展速度の温度依存性はアレニウス型で、 低温ほど減少することがわかった。また、400℃で 20,000h の熱時効した 316L 溶接金属は、未時効材に比 べて SCC 進展速度が高い傾向があり、熱時効の影響が示唆された。

キーワード:ステンレス鋼溶接金属、高温水中 SCC 進展挙動、熱時効の影響、水質の影響、温度の影響

 緒言:加圧水型原子力発電所(PWR)においても、例えば安全注入系の第1隔離弁の外側には高濃度の ほう酸(B)水で且つ大気開放系の水が満たされており、酸素が飽和した水環境にある。第1隔離弁の外側 はPWR1次系主配管に比べて十分に低い温度であるが、主配管の流れによりキャビティフローが発生した 場合には温度が上昇すると想定される。また、ステンレス鋼溶接金属は熱時効によりSCC特性が変化する 可能性がある。しかし、高B酸素飽和の水環境におけるSCCに関する知見は限られている。そこで本研究 では高B酸素飽和環境のステンレス鋼溶接金属のSCC進展挙動に及ぼす試験温度と熱時効の影響を調べた。
 実験方法:ステンレス鋼溶接金属は、市販の316Lと308L組成の溶接棒を用い、初層をTIG、以降を被 覆アーク溶接による多層盛りで製作し、0.5TCT試験片を採取した。熱時効は316L溶接金属を対象とし400℃ で20,000時間までの加速条件で実施した。SCC進展試験は、Bを2900pm酸素を8pm含む水質 (2900B(DO)水質)で、250、290と320℃で実施した。荷重条件は一定荷重とし、応力拡大係数はK=30MPa√m、 試験時間は500hとした。SCC進展速度は平均SCC深さを試験時間で除して求めた。

3. 結論:図1に示したように、未時効材の316L溶接金属の2900B(DO)水質中のSCC進展速度は低温ほど 遅くなった。また、PWR1次系模擬水質の500B+2Liで酸素が飽和した条件[1]よりも速く、BWR NWC水 質条件の報告値[2]よりも速い傾向であり、水質の影響が認められた。一方、308L 溶接金属でも、320℃で は2900Bの方が500B+2LiよりもSCC進展速度は速く、水質影響が認められた。また290℃の試験におい

て明瞭な SCC 進展が観察されず、温度依存性 への鋼種の影響が示唆された。400℃で 20,000h の熱時効した 316L 溶接金属は、未時 効に比べて SCC 進展速度が高い傾向があり、 2900B(DO)では熱時効の影響が示唆された。 参考文献: [1] T.Yamada et.al., Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf. 2010. [2] J.R.Hixon et.al.,13thConf. of Degradation.(2007).

*Takuyo Yamada¹, Toru Ooumaya¹, Kohei Kokutani¹ and Koji Arioka¹, ¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.





ジルコニウム合金の酸化腐食と水素吸収のシミュレーション

Numerical simulation of simultaneous corrosion and hydrogen pickup in zirconium alloy

*山口 佳奈¹, 高橋 克仁², 鈴木 華那¹, 高木 郁二¹

1京都大学,2日立製作所

水環境におけるジルコニウム合金の酸化とそれに伴う水素吸収を表すモデルを、水素と酸素の拡散、電荷の収支及び電場を考慮して作成した。モデルによる計算結果は、重水蒸気で腐食した Zircaloy-2 における酸 化膜厚さと重水素の深さ方向分布の実測値とよい一致を示した。

キーワード:酸化腐食,水素吸収,ジルコニウム合金,電場,拡散

1. 緒言

ジルコニウム合金の酸化に伴う水素吸収は燃料被覆管の脆化を引き起こすため、これらの現象の理解は 安全上重要である。酸化と水素吸収が同時に起こる現象を記述するモデルを作成し、酸化膜における重水 素の濃度分布の実験結果と比較することで、水素拡散の機構について検討した。

2. 実験

板状の Zircaloy-2 試料を 673K、13MPa の重水蒸気中でオ ートクレーブ処理し、表面に酸化膜を形成させた。酸化膜 厚さは試料の重量変化より求め、酸化膜中に吸収された重 水素の濃度分布は核反応法によって測定した。

3. 結果·考察

 $J_{i} = -D_{i}(\partial C_{i}/\partial x) + \mu_{i}EC_{i}$

電子は酸化膜中を速やかに移動すると仮定して電荷の収 支を考え、水素吸収率を適切に設定して濃度勾配に基づく

拡散方程式を数値的に解いた結果、実験値に一致させることはでき なかった。そこで拡散種(H^+ , O^2)はそれ自身が生成する電場[1]の影響 を受けると考えた。この場合、拡散種 i のフラックス J_i は以下の式

(1)

6 8h(実験) 重水素濃度[×10²⁰/cm³ 16h(実験) 5 32h(実験) 3 16h(計算) 32h(計算) 0 -0.5 0.5 0 1.5 深さ [µm] 図1 実験値と計算値の比較(電場あり) 酸化膜厚さの比較 主 1

◆ 4h(実験)

7

AI 政国法学での比較					
酸化時間	4h	8h	16h	32h	
<i>L</i> _{計算} [µm]	0.43	0.53	0.65	0.75	
L _{実験} [µm]	0.51	0.59	0.85	0.93	

で表される[2]。ここに *C*_i, *µ*_i, *D*_iはそれぞれ拡散種 i の濃度、移動度、拡散係数で、*E* は電場である。式(1) を考慮した拡散方程式を有限差分法で解いたところ、図 1 に示すように重水素の濃度分布は実験結果とよ く一致した。また、酸化膜と金属の界面における酸素のフラックスから求めた酸化膜厚さ *L* についても、 表 1 に示すように実験と計算はほぼ一致した。ジルコニウム合金酸化膜中の水素と酸素の拡散挙動には、 電場が大きく影響していると思われる。

参考文献

[1] A. Couet, A. T. Motta, A. Ambard, Corrosion Science 100 (2015) 73-84.

[2] A. T. Fromhold, Jr., Journal of Physics and Chemistry of Solids, Vol. 33 (1972) 95-120.

*Kana Yamaguchi¹, Katsuhito Takahashi², Kana Suzuki¹ and Ikuji Takagi¹

¹Kyoto Univ., ²Hitachi Ltd.

温度勾配下におけるジルコニウム合金被覆管中の 炭素分布に及ぼす溶存酸素の影響

Effects of dissolved oxygen on carbon distribution in zirconium alloys under temperature gradients

*大塚 哲平¹, 桜木 智史² ¹近大・理工,²原環センター

温度勾配下、および温度勾配がない状態におけるジルコニウム中の炭素の拡散・熱輸送挙動を評価した。 ジルコニウム中の炭素拡散係数は溶存酸素濃度が増加するにつれて指数関数的に減少することがわかった。

キーワード:ジルコニウム,炭素,酸素,拡散,熱拡散

1. 緒言

TRU 廃棄物(ハル等廃棄体)として、使用済みジルコニウム(Zr)合金被覆管を圧縮固化することが検討 されている。地層処分時の放射性炭素の放出挙動を予測するうえで、被覆管中の放射性炭素の初期分布を知 ることは重要である。Zr 中に生成した放射性炭素は温度勾配駆動の熱輸送により被覆管径方向および軸方向 に不均一に分布すると考えられる。被覆管表面には酸化膜として酸素が偏在する。保管時において Zr 中に温 度勾配がない状態が長期間続いた場合、炭素や酸素は拡散により再分布する可能性がある。本研究では、Zr 中の炭素や酸素、他の格子間不純物である水素や窒素などの熱輸送係数データを整理するとともに、酸素溶 解 Zr 中の炭素拡散係数を実験的に調べることにより、温度勾配下および温度勾配がない状態におけるにおけ る Zr 中の炭素分布挙動およびこれに及ぼす溶存酸素の影響を評価した。

2. 実験方法

試料として、静水圧プレス(HIP)法(175 MPa, 1973 K, 2 h)で作製した純Zrおよび酸素溶解Zr(酸素濃度: 5, 10, 15 at%)を用いた。試料を板状(10 mm x 10 mm x 2 mmt)に加工し、表面を研磨したあと、石英管内にメタンガス(100 Torr)と共に密封し、873 K~1273 Kの所定の一定温度で加熱することにより、試料中に炭素を拡散させた。拡散実験後、試料表面からの炭素深さ分布をグロー放電発光分析(GD-OES)法により測定した。

温度勾配下における Zr 中の炭素の輸送熱については文献データがない。Zr 中の格子間固溶元素の輸送熱 は水素(+0.28 eV) [1]、窒素(+1.090 eV) [2]、および酸素(+0.925 eV) [2]であることから、炭素の輸送熱を+ 0.5~+1.2 eV とした。Zr 被覆管(0.5 mm 厚さ)の径方向において、(a) 873 K と 573 K の温度勾配があるとし て、熱拡散時間を3年間とし、1 次元の輸送シミュレーションを TMAP4 コード[3]を用いて行った。また、(b) 673 K~873 K の一定温度で10年間保持されることを想定して、炭素の再分布状況を評価した。

3. 結果および考察

図 1(a)に数値計算で得られた Zr 中の炭素分布を示 す。Zr 中の炭素の輸送熱を正としたので、炭素は温 度勾配により低温側に輸送される。このため高温度 表面で濃度が低くなるが、濃度勾配駆動により炭素 が拡散した結果として、内部で炭素濃度が極大値を もつようになった。この影響は、輸送熱が大きいほど 顕著であった。(a)中の(i) Q*=+1.0 eV で得られた炭素 分布を 673 K で 10 年間保持しても、図 1(b)に示した ように、炭素分布に大きな変化はみられなかった。 773 K 以上で保持すると、均一になっていく様子がみ られた。

酸素溶解 Zr 中の炭素拡散係数は、Zr 中の溶存酸素 濃度が増加するにつれて、指数関数的に減少するこ とがわかった。発表では酸素の初期分布および再分 布状況を踏まえて、径方向および軸方向の炭素の再 分布状況に及ぼす溶存酸素の影響を報告する。



図1 (a)温度勾配下3年保持後の炭素分布変化に及ぼす Q*の影響、(b)一定温度、10年保持後の炭素分布

謝辞 本発表は経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和2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)(TRU廃棄物処理・処分技術高度化開発)」の成果の一部である。

参考文献

[1] K. Hashizume, et al., Defect and Diffusion Forum, 95-98 (1993) 323-328.

[2] D. L. Vogel, Technische Hogeschool Eindhoven, Eindhoven, 1969.

[3] G. R. Longhurst, et al., EGG-FSP-10315, Idaho National Engineering Laboratory, 1992.

*Teppei Otsuka1 and Tomofumi Sakuragi2

¹Kindai Univ., ²RWMC

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

[2J05-08] Severe Accident 3

Chair: Teppei Otsuka (Kindai Univ.) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 4:00 PM Room J

[2J05] Study on Cr coated cladding *Yoshiyuki Nemoto¹, Yuji Okada², Daiki Sato², Afiga Mohamad¹, Ikuo Ioka¹, Eriko Suzuki¹ (1. JAEA, 2, MNF) 2:45 PM - 3:00 PM [2J06] Study on Cr coated cladding *Afiqa Mohamad¹, Yuji Okada², Daiki Sato², Ikuo Ioka¹, Eriko Suzuki¹, Yoshiyuki Nemoto¹ (1. JAEA, 2. MNF) 3:00 PM - 3:15 PM [2J07] Initial melting reaction mechanism of BWR structural material with Zircaloy/Steel or Inconel *Ayumi Itoh¹, Shintaro Yasui Yasui¹, Yoshinao Kobayashi¹, Kan Sakamoto², Kenichi Ito³, Mutsumi Hirai³, Masato Mizokami³ (1. Tokyo Tech, 2. NFD, 3. TEPCO HD) 3:15 PM - 3:30 PM [2J08] Study for the seismic evaluation of the fuel assembly after Loss-Of-Coolant-Accident (LOCA) in PWR *Daisuke Komiyama¹, Daiki Sato¹, Takashi Oka², Masataka Tajimi², Koichi Ogata³, Masaaki Yamato⁴, Nozomu Murakami⁴ (1. MNF, 2. KEPCO, 3. NDC, 4. MHI) 3:30 PM - 3:45 PM

Cr コーティング被覆管に関する研究

(1)酸化挙動の評価

Study on Cr coated cladding

(1) Investigation of oxidation behavior

*根本 義之¹, 岡田 裕史², 佐藤 大樹², モハマド アフィカ¹, 井岡 郁夫¹, 鈴木 恵理子¹ ¹原子力機構,²三菱原子燃料

事故耐性燃料(ATF)被覆管候補として開発が進められているクロム(Cr)コーティング被覆管の高温水蒸気 中での酸化挙動について、コーティングなしの場合との比較検討を行った結果を報告する。

キーワード:事故耐性燃料,コーティング被覆管,高温酸化

1. 緒言

従来のジルコニウム合金製被覆管の外表面に Cr 等のコーティングを施し、事故時高温水蒸気中での耐酸化 性を向上させた事故耐性燃料(ATF)被覆管の開発が進められている。本研究では Cr コーティング被覆管の事 故時挙動について評価し、今後の開発に資する知見を得るため、酸化挙動及び、冷却水損失事故(LOCA)模擬 試験後の金相の評価を行った。酸化挙動に関しては、LOCA 時の被覆管破裂後を想定した両面酸化条件での 酸化試験を行った。

2. 実験方法

加圧水型軽水炉(PWR)用に使用されているジルコニウム合金製の燃料被覆管 MDA 及び、それを基材とし 外表面にスパッタリング蒸着で約 10µm 厚のクロム(Cr)層をコーティングした被覆管^[1]を、軸方向に 20mm 長に切断した試料を用いて実験を行った。熱天秤での酸化試験は、アルゴン(Ar)雰囲気中で 20℃/min で試験 温度まで加熱し、5min 保持した後、露点 60℃の水蒸気を 316mL/min の流量で導入し、所定の時間、一定温度 で保持し酸化による重量増加の経時変化の測定を行った後、Ar 雰囲気中で冷却する条件で行った。試験温度 は 650~1150℃の範囲で設定した。試験後、試料表面及び断面での観察及びラマン分光分析等を行った。

3. 結果

図1に熱天秤での酸化試験結果の一例として、650°C と1150°C での試験で測定された酸化量の経時変化 を示す。今回試験した温度域ではいずれの場合もコーティングなしの場合に比較して、コーティングありの 場合に、酸化量が低く抑えられて推移する傾向が見られた。また 650°C での試験では酸化過程の途中で酸化 が加速する現象が見られたが、コーティングによって加速が起きる時点が遅れる傾向が見られた。これらの メカニズムについて、酸化試験後の試料の表面観察、断面観察、ラマン分光分析等の結果に基づいて検討を 行った。





参考文献

[1] Okada et al., TOPFUEL 2021, 2021

*Yoshiyuki Nemoto¹, Yuji Okada², Daiki Sato², Afiqa Mohamad¹, Ikuo Ioka¹, Eriko Suzuki¹,

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd

Cr コーティング被覆管に関する研究 (2) LOCA 試験後の金相評価

Study on Cr coated cladding

(2) Investigation of the metallography after LOCA test

*Afiqa Mohamad¹, Yuji Okada², Daiki Sato², Ikuo Ioka¹, Eriko Suzuki¹, Yoshiyuki Nemoto¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd

Cr-coated Zr based alloy cladding was fabricated by sputtering technique and its metallography after simulated loss-ofcoolant accident (LOCA) tests at high temperature was studied in details.

Keywords: ATF, coated Zr alloy cladding, LOCA test, high temperature

1. Introduction

Several fundamental tests on Cr-coated Zr based alloy (Zry) cladding have been conducted so far, such as corrosion test, LOCA (loss-of-coolant accident) test, and high temperature oxidation test etc^[1]. In a LOCA test at high temperature, rod internal pressure applied has leaded to the deformation/ballooning of the cladding. Since this phenomenon causes cracks in Cr layer, understanding the behavior of Cr-coated Zr cladding during accident scenario is important. Therefore, the purpose of this work is to investigate the metallography after LOCA test, where the test was conducted up to the different high temperature.

2. Experimental method

Cr coatings were deposited on the outer surface of Zry tubes by sputtering technique with a thickness of 10 µm. Sample preparation and LOCA tests were carried out^[1]. The LOCA tests were performed under steam flow simulating LOCA

conditions including ballooning, rupture, oxidation and quenching. During the test, samples were isothermally oxidized at 1200 °C (hold for 500s), 1300 °C (60s), and 1350 °C (60s). The cross-sectional morphologies and chemical compositions near the ballooning-and-rupture position were characterized by using 3D optical microscope, scanning electron microscopy equipped with energy dispersive X-ray spectroscopy (SEM/EDS), and Raman spectroscopy.

3. Results and discussion

All the samples are survived (no local failure) the quench during the LOCA test. The cross-sectional metallography of samples after the test under LOCA conditions up to $1200 \ 1350 \ ^{\circ}$ C are shown in Fig. 1. Even after ballooning and rupture, Cr_2O_3 layers are still formed as a protective layer at most of the outermost surface. Raman analysis peaks that assigned at $\sim 296 \ \text{cm}^{-1}$, $\sim 347 \ \text{cm}^{-1}$, $525 \ \text{cm}^{-1}$, $551 \ \text{cm}^{-1}$, and $612 \ \text{cm}^{-1}$ are corresponded to the Cr_2O_3 phase, which are consistent with the reference ^[2]. However, Fig 1 (b) and (c) show formation of Cr-Zr phases inside Zr substrate. It seems that the Cr-Zr reaction had occurred at these temperatures. In addition, Cr-Zr layer in the sample tested up to $1350 \ ^{\circ}$ C is greater than those which in the sample tested up 1300 $\ ^{\circ}$ C, means the growth rate of Cr-Zr is high at $1350 \ ^{\circ}$ C. In conclusion, with increasing temperature, the acceleration of the O and Cr inward diffusion should be attributed to the decreasing of Cr_2O_3 scale and formation of ZrO₂ scale.

References

[1] Okada et al., TOPFUEL 2021, 2021. [2] J. Bimie., Corros. Sci. 33 (1992) 1-12.



Figure 1 Cross-sectional morphologies of the Cr coating after LOCA test at (a) 1200 °C, (b) 1300 °C, and (c) 1350 °C.

Zircaloy/SUS および Inconel 反応による BWR 構造物初期溶融反応実験

Initial melting reaction mechanism of BWR structural material with Zircaloy/Steel or Inconel

*伊藤 あゆみ¹, 安井 伸太郎¹, 小林 能直¹, 坂本 寛², 伊東 賢一³, 平井 睦³, 溝上 暢人³ ¹東京工業大学,²日本核燃料開発,³東京電力 HD

沸騰水型軽水炉(BWR)過酷事故炉心損傷事象におけるジルコニウム合金とステンレス鋼およびインコネルの 溶融を伴う反応条件と形成組織の相関および反応機構を明らかにするために、予め酸化処理を施した Zircaloy4 と SUS316 および Inconel718 による拡散対反応実験を実施し、走査型電子顕微鏡とエネルギー分散 型 X 線分析(SEM/EDS)による組織観察および粉末 XRD 分析による相同定を行った。

キーワード:福島第一原子力発電所事故,燃料集合体破損,Zircaloy4,SUS316, Inconel718

1. 緒言

福島第一原子力発電所2号機のペデスタルに確認された一部未溶融な状態の上部タイプレートは燃料集合体のZircaloyを支持するステンレス製またはインコネル製金具と反応して分離した可能性がある。本研究では、 事故進展で局所的に発生しうる異種合金の接触による溶融現象の反応機構を明らかにするために、 Zircaloy4/SUS316および Zircaloy4/Inconel718から成る拡散対反応実験を実施した。試験後試料の組織観察と 相同定から、相関係および反応機構について新しい知見を得た。

2. 実験

事故発生時の BWR 通常運転時を模擬するため Zircaloy4 は予め 1050 °CのAr/O₂ガスを一定時間通気させて表面に 50 μm (±5 μm)の酸 化膜を作製した。酸化処理した Zircaloy4 を SUS316、または、Inconel718 板材を貼り合わせて拡散対試料とした。拡散対試料を 1300 °C まで加 熱した電気抵抗炉に装填し、Ar 雰囲気にて一定時間(15~60分)保持し た後、水中急冷した。取り出した試料の反応断面を SEM/EDS によって 組織観察および元素分析を実施した。一部の試料について界面近傍を 削り取り粉末 XRD 分析を実施して相同定を行った。

3.結果及び考察

図1にZircaloy4/Inconel718 拡散対を40分保持した試料の断面反射 電子像(BSE)を示す。界面位置を示す溶け残った ZrO2 酸化膜は反応前 界面位置に比して大きく Inconel 側に浸食している。一方、 Zircaloy4/SUS316 拡散対の場合は、同じ保持時間では Inconel ほどの浸



■ 500 µm 図 1. Zircaloy4/Inconel718 断面 BSE 像

食を呈することはない。これは、Zircaloy4/SUS316 反応においては(Fe,Cr)-Zr 反応が主体になることにより、

Zircaloy4/Inconel718 にみられる(Ni,Fe)-Zr 反応よりも固相析出しやすいからであると考えられる。

謝辞

本研究は、東京電力ホールディングス株式会社との「TEPCO 廃炉フロンティア協働研究拠点」で得られた成果の一部です。

Ayumi Itoh¹, Shintaro Yasui¹, Yoshinao Kobayashi¹, Kan Sakamoto², Kenichi Ito³, Mutsumi Hirai³ and Masato Mizokami³

¹Tokyo Institute of Technology, ²Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., ³Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

PWR における冷却材喪失事故(LOCA)後の燃料耐震評価に係る検討 ーフルサイズ燃料グリッド向け LOCA 模擬高温酸化装置の製作ー

Study for the seismic evaluation of the fuel assembly after Loss-Of-Coolant Accident (LOCA) in PWR
- Fabrication of LOCA simulated high temperature oxidization apparatus for full-size fuel grid *小宮山 大輔¹, 佐藤 大樹¹, 尾家 隆司², 多治見 真孝², 小方 宏一³, 大和 正明⁴, 村上 望⁴
¹三菱原子燃料,²関西電力,³NDC,⁴MHI

LOCA 後の地震に対する燃料の冷却機能維持を検討するにあたり、LOCA 時の高温水蒸気雰囲気を経験した グリッドの機械的特性が必要となる。グリッドの機械的特性を取得するためにはフルサイズグリッドでの衝 撃試験が必要である。LOCA を模擬した高温水蒸気雰囲気を経験したフルサイズグリッドを製作するため、 フルサイズグリッドに対し高温酸化を施す試験装置を製作し、その性能を確認した。

 $+- \mathbf{7} - \mathbf{F}$: LOCA, coolability, seismic strength, grid, oxidation

1. 緒言

LOCA 発生後の地震による燃料棒冷却性への影響は検討が必要な課題として挙げられており、LOCA を経 験した燃料集合体の地震による変形等についても考慮する必要がある[1]。本研究では、フルサイズグリッド に対して LOCA を模擬した高温酸化を施すことのできる試験装置を製作し、その性能を確認した。

2. LOCA 模擬高温酸化装置の製作

2-1. 装置の要求仕様の確認

LOCA 時にグリッドが晒される温度、時間条件については、LOCA 時 被覆管温度を参考に設定した。この設定を満足する高温酸化炉を中心に、 高温酸化後の急冷まで模擬できることを装置要求とした。

2-2. 装置の製作

フルサイズグリッドを挿入できる高温酸化炉、高温酸化炉への水蒸気 の吸排気及び酸化により発生した水素の排気を可能とした設備に加え、 フルサイズグリッドを水没することで急冷できるクエンチ水槽を組み合 わせることで、LOCA 時における水蒸気中での高温酸化及びその後のク エンチを模擬できる装置を製作した(図1)。



2-3. 装置性能確認

製作した装置を用いて 17×17 型のフルサイズジルカロイグリッドの 図1 LOCA 模擬高温酸化装置 高温酸化及びその後のクエンチを実施した。その結果、要求通りのグリッド平均温度を保持できること及び その後、700℃までの徐冷を経て再冠水模擬のクエンチまでの熱処理を再現できることを確認した。また、高 温酸化後のグリッドの外観確認、金相観察等により、均一に想定通りの酸化ができていることを確認した。

3. 結論

LOCA後の地震に対する燃料の冷却機能維持を検討するため、フルサイズグリッドに対しLOCAを模擬した高温酸化を施すための試験装置を製作し、所定の温度条件での高温水蒸気中酸化及びその後のクエンチを 模擬することができる装置であることを確認した。

参考文献

[1] 発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書:2015 (AESJ-SC-TR2009:2015)

*Daisuke Komiyama¹, Daiki Sato¹, Takashi Oka², Masataka Tajimi², Koichi Ogata³, Masaaki Yamato⁴, Nozomu Murakami⁴ ¹MNF, ²KEPCO, ³NDC, ⁴MHI Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2J09-14] Irradiation Effect

Chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)

Thu. Mar 17, 2022 4:00 PM - 5:45 PM Room J

[2J09] Stability and growth of radiation defects influenced by cascade damage at different fluxes

*Dongyue Chen¹, Kenta Murakami¹, Huilong Yang¹, Hiroaki Abe¹, Naoto Sekimura¹ (1. The University of Tokyo)

4:00 PM - 4:15 PM

[2J10] Validation of displacement damage models in iron-based alloys using lowtemperature ion irradiation

*Kenta Murakami¹, Hiroaki Abe¹, Donyue Chen¹, Naoto Sekimura¹ (1. UTokyo)
4:15 PM - 4:30 PM

[2J11] Ion-irradiation effects on hardness and microstructures in RPV model alloys with higher Mn-Ni-Si concentrations

*Xinrun Chen¹, Ruheine Naidu Chandren¹, Ba Vu Chinh Nguyen¹, Kenta Murakami² (1. Nagaoka University of Technology, 2. University of Tokyo)

4:30 PM - 4:45 PM

[2J12] Simulation of solute atom clustering process in reactor vessel steels
 *Liangfan Zhu¹, Kazunori Morishita¹, Yoshiyuki Watanabe², Kiyohiro Yabuuchi¹ (1. Kyoto Univ., 2. QST)

4:45 PM - 5:00 PM

[2J13] Characterization of radiation defects in medium-Cu A533B steel irradiated by 5 MeV electrons using three analytical techniques: APT, TEM and STEM/EDS

*Katsuhiko Fujii¹, Hitoshi Seto², Koji Fukuya¹ (1. INSS, 2. NFD)
5:00 PM - 5:15 PM

[2J14] Pre-Estimation Procedure of Test Temperature and Its Range for the Master Curve Evaluation using Miniature Fracture Toughness Specimens *Masato Yamamoto¹, Seiji Sakuraya¹, Yuji Kitsunai¹ (1. NFD) 5:15 PM - 5:30 PM

Stability and growth of radiation defects influenced by cascade damage at different fluxes *Dongyue CHEN, Kenta MURAKAMI, Huilong YANG, Hiroaki ABE, Naoto SEKIMURA The University of Tokyo

Abstract (approx. 55words)

Combined irradiation was found to be a promising method to study flux effects. In this work, the second irradiation was performed at room temperature, which limited point defect diffusion and focused more on the cascade damage at different fluxes. The effects of cascade damage on point defect clustering and the stability of the pre-existing defects were discussed. Keywords: flux effects, combined irradiation, cascade damage, defect stability.

1. Introduction

Flux effect is always a big concern when acceleration experiments are designed to test material ageing process. Combined irradiation was found to be a promising method to study flux effects, via which defects are created in the first irradiation, and the change of those defects is directly compared before and after the second irradiation using Transmission electron microscopy (TEM) foil specimens. When the second irradiation was performed at high temperature, as we did in our previous study presented in AESJ 2021-Fall conference, point defect diffusion at different fluxes was focused on. In this work, the second irradiation was performed at room temperature, which limited point defect diffusion and focused more on the cascade damage at different fluxes.

2. Experimental

Irradiation was preformed at the HIT facility of The University of Tokyo. In the first irradiation, stainless steel specimen was irradiated as bulk at 450°C to 0.1 dpa to create sparsely-distributed dislocation loops. TEM observation was conducted on the foil specimens extracted from the irradiated bulks, and the loops observed were expected to be mainly interstitial loops as vacancy loops are unstable at this high temperature. In the second irradiation, the TEM foils were further irradiated by 1 MeV Fe²⁺ at room temperature (~27 °C) at different fluxes to reach 0.3 dpa.

3. Results and discussion

As expected, high density of tiny defects were created in the second irradiation both at high flux and low flux. It was true that due to the resolution limit of TEM, some tiny black dots of ~1 nm diameter may not be easily identified in the TEM images. But still, as shown in Fig. 1, two types of useful information could be extracted from the comparison before and after the second irradiation. First, the defect larger than 1 nm was created in high density, especially in the high-flux case; second, the disappearance of the pre-existing loops can be clearly identified. With such information, the stability of the pre-



Fig.1 Dark field images after a) the first irradiation and b) the second irradiation at high flux

existing defects during the second irradiation was investigated, and the effects of cascade damage on point defect clustering were discussed.

低温イオン照射による鉄基合金の照射損傷モデルの検証

Validation of displacement damage models in iron-based alloys using low-temperature ion irradiation

*村上 健太, 阿部 弘亨, 陳 東鉞, 関村 直人

東京大学

SRIM-2008 コードの詳細出力を用いてイオン照射された純鉄等における PKA エネルギー分布を評価し, athermal recombination corrected displacement per atom (arc-dpa)を評価した。これを、過去に実施した低温イオン 照射による残留電気抵抗率測定の再解析結果と比較し、モデルの妥当性や限界を議論した。

キーワード:照射,はじき出し, displacement per atom, カスケード損傷, 再結合

1. 緒言

1975年に提案された NRT モデルは材料変化に影響を与える照射環境の指標として長く利用されてきたが, カスケード損傷に起因する原子系の擾乱が完全に熱化したあとに残存する照射損傷の量は NRT モデルで示 されるはじき出し損傷量(いわゆる NRT-dpa)と比べ,かなり少ないことが知られている。Nordlund らは分 子動力学シミュレーションによるカスケード損傷の系統的な評価を行って,熱化後に残留した空孔の数を評 価し,アサーマルな再結合を補正したはじき出し損傷量(arc-dpa)なる新しい指標を提案している[1]。Arcdpa は 自由拡散できる欠陥量とほぼ等価なので照射相関の指標として便利だと考えられるが,モデル式の適 用範囲や限界に関する検討が必要である。そこで本研究では,純鉄および鉄基合金を対象とした低温照射実 験のデータを現在の知見に照らして再解析する。多様なイオン種の極低温照射による残留抵抗率の変化とarcdpa の評価の関係を調べて,モデルの妥当性を議論する。

2. 解析方法

知見ら[2] および村上ら[3] の低温照射実験データを再解析した。これらの実験は、H (0.5~1.0 MeV) He (1MeV), C (1.0~2.8MeV), Ne (1MeV), Ar (2MeV)などのイオン種を純鉄の回復段階 I_D より低い温度で照射し、 フルエンスΦに対する残留抵抗率の変化Δρを測定したものである。両者はおおよそ $\Delta \rho = \rho_F (1 - e^{-v_0 \sigma_d \Phi})/v_0$ となるので、実験データをフィッティングして はじき出し断面積 σ_d と再結合体積 v_0 を導出した。

次に Arc-dpa モデルに基づいて σ_d を計算した。 σ_d はイオンの飛程あたりのはじき出し数に相当する。SRIM-2008 の Quick モードを使用し、はじき出し閾値エネルギーを 40 eV、 その他のエネルギーをゼロとして計算 し collison.txt ファイルを出力した。そして各回の衝突における一次はじき出し原子のエネルギーを読み取っ て文献[1]の式へ代入することで、入射イオン毎に形成されて残留する空孔の数を求めた。

3. 結果

フレンケル対当たりの電気抵抗率を $\rho_F = 1.2 \sim 2.5 \times 10^{-5} \Omega m$ と仮定すると、低温照射実験と Arc-dpa の評価結 果が良く一致することが分かった。 ρ_F の値は既往研究の報告と同程度である。軽イオンほど ρ_F が大きくなる 傾向が見られたが、これは欠陥分布の違いで説明できるかもしれない。実験と計算の一致は、本研究で考慮 したイオン種が与える一次はじき出しエネルギーの範囲であれば、Arc-dpa モデルがカスケード損傷下の再結 合補正に有効であることを示唆している。発表では、再結合体積 v_0 に関する考察も併せて紹介する。

参考文献

[1] K. Nordlund, *et. al.*, Nature Communications, 9 (2018) 1084.
[2] Y. Chimi, *et. al.*, Nucl. Instrum. Meth. B, 193 (2002) 248.
[3] K. Murakami, *et. al.*, Phil. Mag. 95 (2015) 1680

*Kenta Murakami, Hiroaki Abe, Dongyue Chen, and Naoto Sekimura,

Ion-irradiation Effects on Hardness and Microstructures in RPV Model Alloys with Higher

Mn-Ni-Si Concentrations

*Xinrun CHEN¹, Ruheine Naidu Chandren¹, Ba Vu Chinh NGUYEN¹, Kenta Murakami²

¹Nagaoka University of Technology, ²University of Tokyo

To investigate the details of Mn-Ni-Si clusters evolution in reactor pressure vessel (RPV) steels, Fe-4.6wt.%Ni-1.7wt.%Mn-0.7wt.%Si alloys were irradiated by 2.8 MeV Fe ions at 573K up to 0.3 and 0.9 dpa at the dose rate of 10⁻⁴ dpa/s. Average irradiation induced hardening of 1.6 and 2.8 GPa were observed using nanoindentation in different dose, respectively. In addition, Transmission Electron Microscope (TEM) and Atom Probe Tomography (APT) analysis are considered to be conducted to figure out the details of precipitation.

Keywords: Hardening, High Mn-Ni-Si RPV model alloys, Ion Irradiation, Nanoindentation

1. Introduction

It is known that, in highly-irradiated RPVs, the embrittlement effect can be caused by nano-scale clusters of solute Ni, Mn and Si generally called Mn-Ni-Si (MNS) clusters. Although the existences of clustering of MNS were observed either in high-Cu steels or low-Cu steels, the detail information of evolution process is insufficient because of the small size of the clusters [1]. Since the clustering process is highly relevant to the diffusion of solute atoms, higher concentrations of solute atoms could help to form easily observed clusters in steels. The objective of this study is to investigate the mechanism of irradiation-induced hardening, structures, solute atoms distribution and components evolution of MNS clusters by formation of easily observed clusters in RPV model steels using advanced techniques.

2. Experimental

25g high Mn-Ni-Si RPV steel alloys were fabricated by heating raw materials up to 1723 ± 10 K and keeping for 3 minutes using vacuum induced melting machine under Ar gas atmosphere. Considering the G phase (Mn₆Ni₁₆Si₇) is one of the candidate of MNS clusters, according to ternary phase diagram of Mn-Ni-Si, the proportion of each element of Mn, Ni and Si was set similar to the stoichiometric proportion of G phase to easily form this type of clusters in steels. According to binary phase diagrams of Fe-Mn, Fe-Ni and Fe-Si, within the limitation of BCC-Fe matrix, total proportion of these three elements was increased as much as possible to form easily observed clusters. Hence, concentration of nickel was set up to 4.6wt.%, manganese up to 1.7wt.% and silicon up to 0.7wt.% in iron matrix. Cylindrical sample was cut by electrical discharged machining (EDM) into plates with dimensions of 13×5×1 mm. And specimens were annealed at 873K for 30mins and water quenched. SEM-EDS was conducted to convince that all solute atoms could solute into Fe matrix. Specimens were electrochemically polished in a solution of 90% ethanol and 10% perchloric acid at 20 V and 283 K after mechanical polish to remove the work-hardened layer. 2.8 MeV Fe ion irradiation was conducted at 573 ± 2 K in the dose of 0.3 and 0.9 dpa at the dose rate of 10^{-4} dpa/s. Nanoindentation (Shimadzu, DUH-211S) was used to load and unload the Berkovich indenter at 1.4 mN/s, under the maximum penetration depth was set as 200nm for the specimens before and after irradiation. Meanwhile, transmission electron microscope (TEM) and atom probe tomography analysis are planned to be conducted, the micro-scale specimens were Unirradiation prepared by focus ion beam (FIB).

3. Results

Irradiation induced hardness of 1.6 and 2.8 GPa were observed in the fluence of 0.3dpa and 0.9dpa, respectively. There are no large phases (below 10nm) observed by instant TEM. Significant hardening of model alloys was observed under irradiation, the formation of MNS clusters could be expected. Further analysis of these specimens are essential.

References

[1] G.Odette, et al. J.Nucl.Mater:526:1-33,2019.



軽水炉圧力容器鋼における溶質原子クラスター形成のシミュレーション

Simulation of solute atom clustering process in reactor vessel steels

¹京都大学,²QST

原子炉圧力容器鋼における照射脆化の原因となる溶質原子クラスターについて、その形成エネルギーを分子動力学 式と正則溶体近似を参考にモデル化し、反応速度論やモンテカルロシミュレーションを行い、照射場依存性と溶質 原子が与える影響を解析した.

キーワード: 材料照射損傷,照射相関,溶質原子クラスター,モンテカルロシミュレーション,反応速度論 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内に溶質原子クラスターが形成され、その機 械特性は劣化するため、炉設計および炉の保全には照射劣化を考慮することが重要である.溶質原子間の相互作用 がクラスター形成に与える影響やクラスター形成に関する照射速度依存性については詳しく分かっていない.高精 度の脆化予測を実現するには、溶質原子がクラスター形成に与える影響を詳しく理解することが必要である.本研 究では一般化された溶質原子クラスターの形成エネルギーを定式化し、核生成モデルを構築する.そして中性子照 射下における Cu, Mn, Ni, Si などの溶質原子がクラスターの形成に与える影響について調べることを目的とした.

2. 数值解析手法

正則溶体近似を基づき,混合エンタルピーや界面エンタルピーなどを考慮し,一般化された溶質原子クラスターの形成エネルギーを定式化した.そして,溶質原子間の相互作用パラメータを議論し,MDデータ回のフィッティング式と比較した.また,空孔-溶質原子クラスターについてこの式を基に核生成モデルを構築し,照射場依存性や照射温度の影響を調べた.このモデルでは,空孔と溶質原子が球状クラスター内に均一分部と想定し,単欠陥と溶質原子のみが移動するとし,それらの集合化や消滅,熱的解離を表現でき,クラスターの形成プロセスをシミュレーションした.



3. 結論

図1は正則溶体近似式とMD式の核生成率を比較したものである.正則溶体近似式の方の核生成率が全体的に 小さい値を示している.これは図2の相互作用パラメータの値は正則溶体近似式の方がMD式より大きく、クラ スターの形成エネルギーが大きくなってしまい、核生成しにくくなっていることが原因だと考えられる.しかし 核生成率の値こそ小さいが、ピーク温度や温度による核生成率の変化は似たような傾向を示している.

参考文献

[1] Kazunori Morishita, Toshiki Nakasuji, and Xiaoyong Ruan. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, Vol. 393, pp. 101–104, 2017.

[2] 建部尚道. 軽水炉圧力容器鋼における溶質原子クラスター形成の照射場依存性. 2020 京都大学大学院エネルギー科学 研究科. 修士論文

*Liangfan Zhu¹, Kazunori Morishita¹, Yoshiyuki Watanabe², Kiyohiro Yabuuchi¹ ¹Kyoto Univ., ²QST

^{*}祝 梁帆1, 森下 和功1, 渡辺 淑之2, 藪内 聖皓1

電子線照射した中 Cu 含有量 A533B 鋼中の照射損傷組織の APT, TEM, STEM/EDS による評価

Characterization of Radiation Defects in Medium-Cu A533B Steel Irradiated by 5 MeV Electrons Using Three Analytical Techniques: APT, TEM and STEM/EDS

*藤井 克彦¹, 瀬戸 仁史², 福谷 耕司¹

1原子力安全システム研究所,2日本核燃料開発

溶質原子クラスタと転位ループが形成した電子線照射 A533B 鋼を APT と TEM、STEM/EDS で調べた結果、STEM/EDS 分析により APT 測定と同等に溶質原子クラスタが検出できることが確認された。TEM 観察した視野を STEM/EDS 分析した結果からは転位ループ上にクラスタが存在する傾向は確認されなかった。

キーワード:ステンレス鋼溶接金属、熱時効、照射、照射誘起偏析、相境界選択酸化

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼に形成する溶質原子クラスタは 3 次元アトムプローブ(APT)により評価され、転位ル ープ等のひずみ場を有する照射欠陥は透過型電子顕微鏡(TEM)により評価される。分析電子顕微鏡 (STEM/EDS)により溶質原子クラスタを APT と同等以上の精度で評価できれば、TEM と同一視野を観察・ 分析することで、照射欠陥と溶質原子クラスタの関係を直接的に確認できるとともに、APT 特有のアーティ ファクトを除いた溶質原子クラスタ分析が可能となり、照射脆化機構の解明に大きく貢献できると考えられ る。本研究では、中性子照射された原子炉圧力容器と類似の溶質原子クラスタと転位ループが形成した電子 線照射 A533B 鋼を用いてこれを検討した。

2. 方法

290°Cで 0.022dpa 照射した 0.16wt%Cu の A533B 鋼に対して、APT 測定を行い溶質原子クラスタの形成 を調べた。また、FIB で薄膜加工した後に PIPS で仕上げた試験片(膜厚 58nm)を、(g,~3g)条件で TEM 観察して転位ループの形成を調べた。TEM 観察視野内を STEM/EDS 測定した元素マップを取得し、TEM 観察結果との比較から転位ループと溶質原子クラスタの関係を調べた。なお、APT 測定には LEAP3000XHR (電圧パルスモード)を、TEM 観察には JEM-F200 を、STEM/EDS 分析には JED-2300T を用いた。

3. 結論

APT 測定により Cu, Mn, Ni, Si, P が集積したクラスタの形成が確認され、平均直径は 2.0nm、数密度は 4.3×10^{23} m⁻³ であった。TEM 観察では $b = (100) \ge b = 1/2(111)$ の転位ループの形成が確認され、b = (100)の ものが主であった。転位ループの平均直径は 4.2nm、数密度は 1.5×10^{22} m⁻³ であった。STEM/EDS 分析 (マップの分解能 0.27nm/pixel) により Cu, Mn, Ni が集積したクラスタの形成が確認された。Cu が濃化した領域を評価して求めた平均直径は 1.7nm、数密度は 2.4×10^{23} m⁻³ であった。また、Fe が減少した領域を評価して求めた平均直径は 2.6nm となり、Cu がクラスタ中心に集まっている構造が示唆された。クラスタ位置と 母相の Fe 濃度の比較からクラスタは 25at%程度の Fe を含むと算出された。APT で抽出されたクラスタは 75at% であり、APT 特有のアーティファクトにより Fe 濃度が高く評価されている可能性が分かった。今回 の試料では STEM/EDS 分析により APT 測定と同等に溶質原子クラスタが検出できることが確認された。転 位ループの観察結果との比較からは同一の場所でクラスタが存在する傾向は確認されなかった。これは今回 の Cu を含むクラスタが照射促進クラスタであり、転位ループとは別に存在することを示す結果である。今 後、Cu を含まないクラスタについても検討する必要がある。

*Katsuhiko Fujii¹, Hitoshi Seto², Koji Fukuya¹ ¹ Institute of Nuclear Safety System, ²Nippon Nuclear Fuel Development

超小型破壊靭性試験片を用いたマスターカーブ法評価における 試験温度とその選択幅の事前推定法

Pre-Estimation Procedure of Test Temperature and Its Range for the Master Curve Evaluation using Miniature Fracture Toughness Specimens *山本 真人¹, 櫻谷 誠司¹, 橘内 裕寿¹ ¹日本核燃料開発株式会社

物量の限られる監視試験材を活用し、幅 4mm の超小型破壊靭性試験片(Mini-C(T)試験片)でマスターカー ブ法(MC法)^{[1][2]}による参照温度(T_o)を確実に評価するための、試験温度(T)の事前推定法を提案する。 キーワード:マスターカーブ法,超小型破壊靭性試験片,原子炉圧力容器鋼,監視試験

1. 緒言

MC 法では $|T - T_o| \leq 50$ °C が T の有効範囲であり、範囲外で採取された破壊靭性データ(K_{Jc})は棄却される。範囲内でも比較的高い T では制限値 $K_{Jc(limit)}$ を上回る無効な K_{Jc} の数が増える。室温の降伏応力 $\sigma_{YS(RT)}$ 及び T_o の事前予測を入力として、有効な K_{Jc} が多くなる Tの最適値(T_{BE})と Tの選択幅を推定する手法を提案する。

2. TBE および T の選択幅の推定手法

本来的な K_{Jc} 分布の98%をカバーする限界線の温度依存性式^[1]は T_o とTの関数、 $K_{Jc(limit)}$ の温度依存性式^[1,2] は T, T_o 及び σ_{YS} (Tにおける降伏応力で $\sigma_{YS(RT)}$ とTの関数^[3])の関数である。両式の交点の温度は、98%の K_{Jc} が有効となり、評価の最終段階で決まるTの有効範囲の下限 T_o -50℃からも遠いことから、 T_{BE} と定義できる。Mini-C(T)試験片について T_o と $\sigma_{YS(RT)}$ をパラメータとして求めた T_{BE} を取りまとめ、次式を提案する。

 $T_{\rm BE} = A \times T_o + B$

 $A = 5.76 \times 10^{-10} \sigma_{\rm YS(RT)}^{3} - 1.24 \times 10^{-6} \sigma_{\rm YS(RT)}^{2} + 9.71 \times 10^{-4} \sigma_{\rm YS(RT)} + 6.89 \times 10^{-1}$ (2)

 $B=1.11\times10^{-7}\sigma_{\rm YS(RT)}^{3}-2.59\times10^{-4}\sigma_{\rm YS(RT)}^{2}+2.48\times10^{-1}\sigma_{\rm YS(RT)}-1.13\times10^{2}$

式(2)および(3)の係数は縦弾性率と σysの温度依存性式^[3]により値が異なり、ここでは JEAC4216^[2]の材料グル

ープBに対応する。 $T_{BE} \ge T_{o}-50^{\circ}$ の間がTの選択幅となる。 $\sigma_{YS(RT)}$ $\ge T_{o}$ の事前予測値があれば試験前にTの選択幅を推定出来る(図 1)。実用的な原子炉圧力容器鋼のデータ範囲^[4]ではTの選択幅は 最低でも $5\sim10^{\circ}$ とある。 $\sigma_{YS(RT)}$ の低い材料はTの選択幅が小さい が、これらは物量を確保しやすい非照射材が主体である。



(1)

(3)

3. 結言

MC 法評価の試験温度とその選択幅の事前推定手法を提案した。Mini-C(T)試験片を用い、非照射材では試験 片数を多くして確実に、照射材では広い温度の選択幅を活かし少ない試験片数で、MC 法評価を実施できる。

参考文献

[1] ASTM International, ASTM E1921-20, (2020)	[2] 日本電気協会規程, JEAC4216-2015,(2015)
[3]日本溶接協会, WES1108-1995, (1995)	[4] Sokolov, M.A., Nanstad, R.K., US-NRC NUREG/CR-6609, (2000)

*Masato Yamamoto¹, Seiji Sakuraya¹ and Yuji Kitsunai¹

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

[2K01-04] Contaminated Concrete

Chair: Junya Sato (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 9:30 AM - 10:45 AM Room K

[2K01] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides *Sayuri Tomita¹, Kazuko Haga¹, Yutaro Kobayashi¹, Kazuo Yamada², Yoshifumi Hosokawa³, Go Igarashi⁴, Yoshikazu Koma⁵, Ippei Maruyama^{4,6} (1. Taiheiyo Consultant, 2. NIES, 3. Taiheiyo Cement Corporation, 4. UTokyo, 5. JAEA, 6. Nagoya Univ.) 9:30 AM - 9:45 AM [2K02] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides *Kazuo Yamada¹, Sae Takayama², Masaya Yokokawa², Yasumasa Tojo², Ippei Maruyama³ (1. NIES, 2. Hokkaido U., 3. UTokyo) 9:45 AM - 10:00 AM [2K03] Investigation on mass balance of volume reduction process for fly ash produced in thermal treatment of radio-actively contaminated off-site incineration residue *Kenichi Arima¹, Masahiro Osako¹, shunji Oda², Hisao Tohma², Keisuke Imai² (1. National Institute of Environmental Studies, 2. Japan Environmental Storage & Safety Corporation) 10:00 AM - 10:15 AM

[2K04] Examination of rational treatment and disposal of contaminated concrete waste considering deterioration due to leaching *Anna Tomo¹, Yingyao Tan¹, Takafumi Sugiyama¹ (1. Hokkaido Univ.) 10:15 AM - 10:30 AM

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 (13) C-A-S-H に対する Cs、Sr の収着挙動のモデル化

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(13) Modeling of sorption behavior of Cs and Sr for C-A-S-H

*富田 さゆり¹, 芳賀 和子¹, 小林 佑太朗¹, 山田 一夫², 細川 佳史³, 五十嵐 豪⁴, 駒 義和⁵, 丸山 一平^{4,6},

1太平洋コンサルタント,2国環研,3太平洋セメント株式会社,4東大,5JAEA,6名大

福島第一原子力発電所の廃炉時に発生する大量のコンクリート廃棄物の処分計画において、事故後から廃炉時までの放射性 核種の移行予測が必要である。本報では、セメント系材料中のCs、Sr移行予測のため、セメント系材料中の主要な水和物で あり、Cs、Srの収着に大きく影響を及ぼす C-A-S-H に対して、Cs、Sr の収着試験を行い、その結果を基にモデル化した。 キーワード:福島第一原子力発電所、廃炉、セメント、C-A-S-H、収着、Cs、Sr、溶脱、炭酸化、モデル化

1. 緒言

セメント系材料中の主要な水和物である C-A-S-H (wCaO-xAl₂O₃-ySiO₂-zH₂O) の CaO/(SiO₂+Al₂O₃)モル比 (C/(S+A)比) は、 材料や配合、および溶脱や炭酸化等の経年変化によって変化し、この C/(S+A)比は Cs、Sr の収着に大きく影響する。また、Cs、 Sr の収着にはセメント系材料の間隙水に含まれるアルカリ金属元素の存在が影響することも知られている。したがって、本研 究では、Na、K が共存する条件で、C/(S+A)比=0.7~1.2 の C-A-S-H を合成し、Cs、Sr 収着試験を行った。また、これらの結果 を基に、相平衡を考慮した C-A-S-H の Cs、Sr 収着モデルを構築した。

2. 収着試験

2-1. 試料の作製

水酸化カルシウム、非晶質シリカ、アルミン酸ナトリウム、もしくはアルミン酸カリウム三水和物を原料として、C/(S+A)比が 0.7~1.2、Al/Si 比が 1.5、Na(K)/Al 比が約 1.5 になるよう秤量し、純水と液固比 30 で混合した後、50°Cで3 週間反応させた。 Ar 雰囲気のグローブボックス内で吸引ろ過を行い、固相を真空乾燥し、C-A-S-H 試料を作製した。試料名は、「CASH-C/(S+A) 比(原料のアルカリ元素)」と表記した。試料は、X線回折試験で原料のピークはなくなっていたが、C-A-S-H 以外に Katoite や 水準によっては Stratingite のピークが確認された。CASH-1.2(Na)は、室内環境(20°C±10°C、湿度:50±30%、CO2 濃度: $0.05\pm0.02\%$)で4週間もしくは促進炭酸化環境(20°C、湿度:60%、CO2 濃度:5%)で2週間炭酸化させた試料も作製した。

2-2. 収着試験

3. モデル化

Haas ら (2015) は、C-S-H 内の層状ケイ酸塩構造とアルミン酸イオン Al(OH)₄⁻との反応を考慮した C-A-S-H の溶解平衡モデルを提唱している。 Hosokawa ら (2019) は、Haas らの C-A-S-H 溶解平衡モデルを用いて、C-A-S-H の Na、K 収着試験を再現した C-A-S-H の Na、K 収着モデルを提唱し ている。本研究では、これらのモデルを熱力学的相平衡計算ツールである

PHREEQCに実装し、2-2の収着試験結果にフィッティングさせて、C-A-S-HのCs、Sr収着も考慮できるようモデル化した。

本研究の一部は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPJA20P20333545 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] J. Haas, et al., From C–S–H to C–A–S–H: Experimental study and thermodynamic modeling, Cement and Concrete Research, vol.68, pp.124-138, 2015.

[2] Y. Hosokawa, et al., Numerical modelling of the alkali penetration into cementitious materials using the coupled thermodynamic phase equilibrium mass transfer system, Proceedings of the 15th International Congress on the Chemistry of Cement, Prague, Czech Republic 16-20 September 2019.

*Sayuri Tomita¹, Kazuko Haga¹, Yutaro Kobayashi¹, Kazuo Yamada², Yoshifumi Hosokawa³, Go Igarashi⁴, Yoshikazu Koma⁵ and Ippei

Maruyama^{4,6}

¹Taiheiyo Consultant, ²NIES, ³Taiheiyo Cement Corporation, ⁴UTokyo, ⁵JAEA, ⁶Nagoya Univ.

2022年	日本原子	力学会
-------	------	-----

表1 C-A-S-HのCs、Sr 収着試験結果

1445	収着液相濃度	分配比(L/kg)	
萨尔书石	(mol/L)	Cs	Sr
	1.0×10 ⁻¹	0.9	5.6
CASH-1.2(Na)	1.0×10^{-3}	1.9	43
	1.0×10 ⁻⁵	1.5	64
促進炭酸化 CASH-1.2(Na)	1.0×10 ⁻¹	14	31
	1.0×10^{-3}	8800	18000
	1.0×10 ⁻⁵	>15000	>14000
実環境炭酸化 CASH-1.2(Na)	1.0×10 ⁻¹	6.3	11
	1.0×10^{-3}	1400	3400
	1.0×10 ⁻⁵	>15000	>14000

²⁻¹ で作製した試料に対して、(1)Cs もしくはSr 単独溶液、(2)Cs、Sr 混 合溶液、(3)(1)、(2)のNa、K 共存溶液を、液固比10 で混合し、1 週間収着 試験を行った。その結果、Ca/Si比、および初期液相濃度が低いほど、分配 比が大きくなること、共存イオン濃度が高い(0.1 M)場合、分配比が小さ くなることを確認した。また、炭酸化した試料は分配比が大きくなった。例 として、CASH-1.2(Na)および炭酸化させた CASH-1.2(Na)の(1)Cs もしく はSr 単独溶液の収着試験結果を表1に示す。

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 (14)イメージングプレートによる Cs-137 と Sr-90 の分離定量マッピングの基礎検討

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of

Distribution of Radionuclides

(14) Basic study of separation and quantitative mapping of Cs-137 and Sr-90 by imaging plate
*山田 一夫¹,高山 紗英²,横山 将也²,東條 安匡²,丸山 一平³
¹国立環境研究所,²北海道大学,³東京大学

福島第一原子力発電所事故により汚染したコンクリートの Cs-137 と Sr-90 によるコンクリート内部への汚染 分布を測定するためのイメージングプレートによるオートラジオグラフィの基礎として、SUS 箔による遮蔽 の有無から、Cs-137 と Sr-90 を分離定量マッピングする基礎検討を行った。

キーワード:廃炉、コンクリート、Cs、Sr、イメージングプレート、分離定量マッピング

1. 緒言 福島第一原子力発電所事故により汚染したコンクリートは 50 万m³規模の量であり、汚染状況を確認し、除染・減容化し処分することが望ましい。被爆の観点から特に重要な Cs-137 と Sr-90 の不均一なコン クリート(粗骨材、ひび割れ、表層変質など)中での、2 核種それぞれの定量マッピングを、イメージングプレ ート(IP)を用いたオートラジオグラフィにより試みた。

 2. 実験 セメントペーストに一定濃度の Cs-137 及び/又は Sr-90 を混合し、厚さ 1.6mm 直径 2cm の円板に加 工した。IP は富士フィルム製 BAS MS で、FLA-7000(富士フィルム製)で読み取り、ImageQuant TL ver.8(Cytiva) によりデータ解析を行った。分離定量は文献[1]の方法に従った。遮蔽には厚さ 30µm の US 箔を用いた。
 3. 結果 IP による定量精度について以下の結果を得た。20 個の試料(GM 管サーベイメータによる変動率は 1.1%)を用い測定した同一 IP 内の<u>感度分布と</u>読み取り機の位置による読取誤差の合計は、16 枚の IP の平均 変動率 3.5%。同一 IP で 7 個の同一試料の 4 回<u>繰返し再現性</u>は平均変動率 0.7%。16 枚の IP 間の感度の変動 率は 12%。ある 1 枚の IP の 100, 100k, 200k, 500kBq/kg の試料から求めた PSL 値(検量線)の相関は R²=0.9997。

これらの結果から、同一のIPを用い、近い位置で試料を暴露することで一定程度の測定再現性が得られる。 そこで遮蔽の有無により、分離定量を試みた。その結果を図1に示す。両者の分離はでき、CsとSrで異なる 部分的濃縮が認められた。Sr単体では濃度は均一であるが、分離結果は相当の分布があり、改善余地がある。



参考文献 [1] 大澤紀久、山田一夫、竹内幸生、五十嵐豪、イメージングプレートを用いた Cs-137 と Sr-90 の判別定量の 基礎実験、コンクリート工学年次論文集、Vol. 40, pp.63-68, 2018

*Kazuo Yamada¹, Sae Takayama², Masaya Yokoyama², Yasumasa Tojo² and Ippei Maruyama³ ¹National Institute for Environmental Studies, ²Hokkaido Univ., ³Univ. Tokyo .

放射性物質で汚染されたオフサイト焼却残渣の熱処理で発生した 飛灰の減容化プロセスのマスバランスの検討

Investigation on mass balance of volume reduction process for fly ash produced in thermal treatment of radioactively contaminated off-site incineration residue * 有馬 謙一¹, 小田 俊司², 當間 久夫², 今井 啓祐², 大迫 政浩¹ ¹国立環境研究所,²中間貯蔵・環境安全事業株式会社

放射性物質で汚染されたオフサイト飛灰に対して、洗浄により放射性 Cs を溶出させ、吸着材で選択的に吸着して減容化するプロセスについて、洗浄基礎試験の結果をもとにマスバランスを検討した。

キーワード:焼却残渣、熱的溶融処理、飛灰、洗浄、減容化

1. 緒言

福島第一原発事故で放出された放射性物質で汚染された土壌と廃棄物のうち、現在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高く処理方法は未定である。その処理方法の一つ として、洗浄により放射性 Cs を溶出させ、吸着材で選択的に吸着して減容化するプロセスがある。そこで、 熱的溶融処理で発生した飛灰の洗浄試験を実施し、その結果をもとにマスバランスを検討した。

2. 洗浄試験

熱的溶融処理で発生した飛灰(主成分 NaCl, KCl, 放射能濃度 24 万 Bq/kg)を使用して、洗浄水により液固 比 5 で洗浄し、液固比 2 ですすぎ洗いした。これにより、飛灰溶解比 α_s (=溶解した質量/飛灰の質量)は 0.76、Cs 溶出率 β_s (=洗浄溶液中 Cs の質量/飛灰中 Cs の質量×100)は 99.7%との結果が得られた。

3. マスバランス計算結果 🗓

洗浄処理における運転パラメータは洗浄試験の結果をもとに与えた。吸着処理では、Csの選択性の高いフェロシアン化物を使用するとして、吸着処理比 α_a (=洗浄溶液の質量/吸着材の質量)は10,000、Cs吸着率 β_a (=吸着材中 Csの質量/洗浄溶液中 Csの質量×100)は99.9%とした。また、安定化処理ではセメント固 化を想定して安定化材比 α_i (=固化材の質量/吸着材の質量)を2とした。結果を下図に示す。



4. 結論

焼却残渣 46 万 t (3.3 万 Bq/kg) から飛灰 3.0 万 t (43 万 Bq/kg) を経て安定化体 70 t (1 億 8000 万 Bq/kg) が発生し、安定化体は焼却残渣、飛灰に対してそれぞれ 1/6,600、1/430 の減量化になると試算された。

【謝辞】

本研究は、中間貯蔵・環境安全事業株式会社が環境省より受託した令和2年度中間貯蔵施設の管理等に関 する業務の成果の一部を基にしている。

参考文献 [1] 有馬謙一ほか:環境放射能除染学会誌、8(3)、147-159(2020).

*Kenichi Arima¹, Shunji Oda², Hisao Tohma², Keisuke Imai² and Masahiro Osako¹

¹National Institute for Environmental Studies, ²Japan Environmental Storage and Safety Corporation

溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討 非破壊 CT-XRD 連成法を用いた Ca 溶出によるコンクリートの微細構造の変質観察

Examination of rational treatment and disposal of contaminated concrete waste

considering deterioration due to leaching

Observation of changing microstructure in concrete due to calcium ion leaching

by using non-destructive integrated CT-XRD method

*塘 安奈¹, Yingyao TAN¹, 杉山 隆文¹

1北海道大学

本研究ではコンクリートが水に触れることで生じる Ca イオン溶出による微細構造の変質を調べるために、 非破壊 CT-XRD 連成法を用いた。セメントペーストと骨材から成るコンクリート供試体を作製し溶出実験を 行い、終了後に大型放射光施設の BL28B2 で測定した。

キーワード:非破壊 CT-XRD 連成法, 溶脱現象, Ca 溶出, 遷移帯

1. 目的

非破壊 CT-XRD 連成法はマイクロメートルオーダーでコンクリートの微細構造を観察する手法であり、CT 画像から溶脱領域と非溶脱領域を特定して、さらに X 線回析測定を実施した。本研究では溶出試験時の雰囲 気温度および骨材周りの脆弱な部分である遷移帯に着目して変質状況を観察した。

2. 実験概要

2-1. 供試体の作製と溶出試験

水セメント比が 0.5 で、普通ポルトランドセメントを使用したセメントペースト中に、石灰石細骨材を一 粒挿入して円柱(φ=3mm, h=6mm)供試体を作製した。これを 28 日間湿布養生した後、脱イオン水を注入した 容器内に設置し、容器ごと雰囲気温度が摂氏 20 度および 80 度の恒温器内にセットして 28 日間の溶出試験 を行った。なお、溶液は定期的に全量交換した。

2-2. CT-XRD 連成法

28 日溶出試験終了後の供試体を、大型放射光施設 SPring8 の白色 X 線回析ビームライン 28B2 を用いて非 破壊 CT-XRD 連成法を行った。X 線 CT 測定で得られた解像度が 2.46µm/ピクセルの供試体内部の断面画像 から、溶脱領域と非溶脱領域、骨材を画素値に基づいて閾値を設定して抽出し分析した。また、CT 断面画像 の溶脱領域と非溶脱領域に対して X 線回析測定を行いポルトランダイトの有無を調べた。

3. 結論

CT 画像の結果から、80 度のほうが 20 度よりも溶脱フロントが深く、溶脱スピードが速いことが明らかに なった。また、80 度の供試体では溶脱フロントが骨材に達しており、遷移帯に沿って溶脱フロントが深くな っていた。これは、この部分では遷移帯によって溶脱がより進行していることを示している。さらに X 線回 析測定から非溶脱領域では顕著であったポルトランダイトのピーク強度が、溶脱領域では減少しており、CT 画像で定義した溶脱領域ではポルトランダイトの溶脱によって変質したことが示唆された。

*Anna Tomo, Yingyao Tan, Takafumi Sugiyama

Hokkaido Univ

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

[2K05-08] Nuclide Adsorption and Separation 1

Chair: Yasunori Miyazaki (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room K

[2K05] Facile, Efficient and Selective Recovery of Palladium from Simulated High-Level Radioactive Wastes through Chemical Reduction Catalyzed by **Coexisting Chalcogens** *Falitiana Randrianasolo¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech) 10:45 AM - 11:00 AM [2K06] Molecular Design of N,N'-Dialkylated 2,6-Pyridinediamides as Selective and Efficient Extractants for Pd(II) under Strongly Acidic Conditions Simulating HLW *Yueming Cao¹, Zhiwei Zheng¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech) 11:00 AM - 11:15 AM [2K07] Development of uranium separation technique from uranium-bearing wastes of sludge and incinerated ash *Yoshio Kuno¹, Shin-ich Kobayasi¹, Keiji Suzuki¹, Hideshi Fujinaga¹, Shinji Ishimoto², Ayumi Matsumura², Ken-ichi Kawamata³, Kazunari Oguchi⁴, Norimitu Terakado⁴, Katsunori Sato⁵ (1. Japan Society of Newer Metals, 2. GNF-J, 3. MNF, 4. NFI, 5. JCO) 11:15 AM - 11:30 AM [2K08] Influence of proton on strontium adsorption on crystalline silicotitanate

[2KU8] INTIUENCE OT Proton on strontium adsorption on crystalline silicotitanate *Toshimasa Ohashi^{1,3}, Yuko Kani¹, Takahiro Mori², Naoki Kanno², Takashi Asano², Takahiko Sugiyama³ (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Nagoya Univ.) 11:30 AM - 11:45 AM Facile, Efficient and Selective Recovery of Palladium from Simulated High-Level Radioactive Wastes through Chemical Reduction Catalyzed by Coexisting Chalcogens

* Falitiana Randrianasolo, Koichiro Takao

¹Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech

Full and selective recovery of Pd with co-precipitation of Se from simulated HLW can be achieved by addition of $60.5 \text{ mM } N_2H_4 \cdot H_2O$. First, a yellow amorphous phase containing Pd(II) is formed, followed by its reduction to Pd(0) under a catalytic effect of the concomitant Se.

Keywords: High-level radioactive waste, Pd recovery, N2H4: H2O, chalcogen, chemical reduction

1. Introduction. High-level radioactive waste (HLW) contains platinum group metals (PGMs) which deteriorate the stability and homogeneity of the nuclear waste glass. Pd also involves Pd-107, one of the long-lived fission products (LLFPs) which need an extremely long-term isolation. Therefore, Pd recovery from HLW is required before vitrification of HLW. In a former study, HLW present in simulated NWG was first eluted in HNO₃ and HCl solution [1]. Then, in a chemical reduction of Pd by N_2H_4 .H₂O, full recovery of Pd assisted by coexisting chalcogens Se and Te was achieved [2]. In this research, we apply the same method, chemical reduction of Pd by N_2H_4 .H₂O in order to selectively recover Pd from simulated HLW and to understand the reaction mechanism.

2. Experimental. Simulated HLW was prepared by dissolving surrogates of HLW nuclides (Cr, Fe, Ni, Se, Rb, Y, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Re) in 2 M HNO₃(aq). N₂H₄.H₂O was added to the simulated HLW at 50°C. After a given reaction time, the supernatant and the precipitate were analyzed by ICP-AES and XRD, respectively.

3. Results & Discussion. Fig. 1 shows ICP-AES results at 1 h after addition of different [N₂H₄.H₂O]. Full recovery of Pd with a low coprecipitation of Se can be achieved by 60.5 mM N₂H₄.H₂O. Immediately after addition of 60.5 mM N₂H₄.H₂O a yellow precipitate was formed, which gradually turned to black with elapse of time. The yellow precipitate was amorphous and composed of Pd, N₂H₄, NO₃⁻, H₂O and N₃⁻. Fig. 2 compares XRD patterns of the precipitates formed at 3 h after addition of 60.5 mM N₂H₄.H₂O in different systems. In absence of chalcogens (Se, Te), chemical reduction of Pd(II) to Pd(0) does not proceed. Therefore, the coexisting chalcogens seem to catalyze electron transfer between N₂H₄ an Pd²⁺.





Fig. 2. XRD patterns of the precipitates.

This research is the result of the "Development of Complexation-Distribution Separated Solvent Extraction Method for Inert Platinum Group Metals in Synergistic Use of Water-Soluble Complexant and Phase Transfer Catalyst" entrusted by the Japan Oil, Gas and Metals National Corporation (JOGMEC).

References

[1] K. Takao, T. Mori, M. Kubo, A. Uehara, Y. Ikeda, J. Hazard. Mater. 2019, 362-368, [2] K. Takao, S. Takao, Y. Ikeda, Chem. Lett. 2020, 49(9), 995-998

* Falitiana Randrianasolo¹, Koichiro Takao¹

¹Laboratory of Zero-Carbon Energy, TokyoTech,

Molecular Design of *N*,*N'*-Dialkylated 2,6-Pyridinediamides as Selective and Efficient Extractants for Pd(II) under Strongly Acidic Conditions Simulating HLW *Yueming Cao, Zhiwei Zheng and Koichro Takao Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech

Molecular structure of *N*,*N'*-dialkylated 2,6-pyridinediamide (DRPDA) was designed for selective and efficient extraction of Pd(II) under strongly acidic conditions of HLW. As a result, the *n*-hexyl derivative of DRPDA resulted in efficient Pd(II) extraction and good separation from Ru(III), Rh(III), La(III) and Lu(III) even under [HNO₃] = 0.5-7 M. **Keywords:** Pd(II), Platinum group metals, Molecular design, Selectivity, Solvent extraction

1. Introduction

Platinum group metals (PGMs) are widely used in the industry, while their availability from natural environments is quite limited. In the nuclear fuel cycle, a wide range of chemical elements is created as high level waste (HLW), including PGMs such as Pd, Rh and Ru, and could in principle constitute a valuable source of them. In addition, these PGMs are problematic in the vitrification of HLW to result in lowering heating efficiency of the glass melter and making the nuclear waste glass inhomogeneous. Therefore, separation of PGMs from HLW in the nuclear fuel cycle is very important. A N,N,N',N'-tetraalkyl-2,6-pyridinediamide (TRPDA), was previously confirmed to present a high potential in the extraction of PGMs [1]. However, the collision between protons of pyridyl and alkyl groups will disturb its tridentate coordination to metal ions. To improve such a situation, we designed a N,N'-dialkyl-2,6-pyridinediamide (DRPDA, Fig. 1), and examined its performance as an extractant for Pd(II).

2. Experimental Procedure

A *n*-hexyl derivative of DRPDA (Fig. 1) was synthesized. The pre-equilibrated $HNO_3(aq)$ with Pd(II) was loaded into a screw cap vial, and mixed with a pre-equilibrated 1-octanol dissolving DHPDA (30mM) in 1:1(v/v) ratio. This mixture was agitated on a high-speed shaker. The Pd(II) concentration in the aqueous phase was determined by ICP-AES.



Fig. 1. Schematic structure of DRPDA

3. Results & Discussion

Fig. 2(a) shows extraction behavior of Pd(II) at 298 K and different [HNO₃] from 0.50 M to 7.0 M. As a result, DHPDA efficiently extracted Pd(II) (E% = 98%) at any [HNO₃] tested here. The X-ray structure analysis determines the molecular structure of a Pd(II) complex with DCyPDA (Fig. 2(b)). These results are helpful for further exploration of Pd(II) extraction from simulated HLW.



and crystal structure of the [Pd(DCyPDA)(NO₃)] complex (b).

This research is the result of the "Development of Complexation-

Distribution Separated Solvent Extraction Method for Inert Platinum Group Metals in Synergistic Use of Water-Soluble Complexant and Phase Transfer Catalyst" entrusted by the Japan Oil, Gas and Metals National Corporation (JOGMEC).

References

[1] Zheng, Z.; Arai, T.; Takao, K. ACS Sustainable Chem. Eng. 2019, 7, 9750-9753,

ウランを含んだスラッジ及び焼却灰廃棄物からのウランの分離技術の開発

Development of uranium separation technique from uranium-bearing wastes of sludge and incinerated ash

*久野 義夫¹,小林 愼一¹,鈴木 啓二¹,藤永 英司¹, 石本 慎二²,松村 歩²,川俣 健一³,小口 一成⁴,寺門 範充⁴,佐藤 克典⁵ ¹(一社)新金属協会,²㈱グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン,³三菱原子燃料㈱, ⁴原子燃料工業㈱,⁵㈱ジェー・シー・オー

核燃料加工施設等で保管しているスラッジ及び焼却灰の実廃棄物を用い、ウランを分離する浸出試験を実施 した。硝酸を浸出液とし、廃棄物から効果的にウランを浸出除去する条件を確認した。

キーワード:ウラン,放射性廃棄物,核燃料加工施設,スラッジ,焼却灰,浸出,硝酸,残渣

1. 緒言

核燃料加工施設等では、管理区域で発生する廃水の処理によりウランを含むスラッジ(澱物)が、また可 燃物の焼却処理により焼却灰が発生し、これらのスラッジ及び焼却灰(以下、スラッジ類)はウラン廃棄物 として保管廃棄している。スラッジ類はウラン廃棄物のなかでもウラン濃度が高く、今後、浅地中等へ処分 するためには、その濃度を低減する処理方法を開発する必要がある。本研究では、実際に保管しているスラ ッジ類を用いてウランを分離するための浸出試験を実施し、残渣中のウラン濃度の低減効果を確認した。

2. 試験方法

代表的なスラッジ類として、スラッジ2種類(鉄澱物、シリカ澱物)及び焼却灰1種類を選定した。含まれるウランの濃度は、鉄澱物、シリカ澱物、焼却灰のそれぞれが2.14,1.40,39.7 wt%(2140,1400,39700 Bq/g: 濃縮ウランの比放射能を1×10⁵ Bq/gU と仮定)であった。フラスコ内でスラッジ類1g を硝酸100mL 中(3, 6,13N)で常時撹拌しながら、3時間加熱(70,100℃)した。浸出後、残渣をろ別・乾燥・秤量し、もとのス ラッジ類に対する残渣の重量割合(全残渣率)を求めた。また、残渣中のウランを分析し、もとのスラッジ 類中のウランに対する残渣中のウランの重量割合(ウラン残渣率)を確認した。

3. 試験結果

3N 硝酸の 70 及び 100℃での全残渣率とウラン残渣率を図1に示す。鉄澱物と焼却灰は溶解性が高く(全 残渣率が低い)、ウラン残渣率は 0.3%以下であり、大部分のウランが浸出した。シリカ澱物は残渣が約8割 あるが、残渣中のウランは約1割に低下した。それぞれの残渣中のウラン濃度を図2に示す。浅地中(トレ ンチ)処分する場合、廃棄物埋設地の平均ウラン濃度を1Bq/g以下とするために、廃棄体としてのウラン濃 度は平均10Bq/g、最大100Bq/g(セメント等での固化体の混練率を0.3と仮定した場合、残渣としてはそれ ぞれ 33 Bq/g と 333 Bq/g)が検討されているが、鉄澱物の残渣は平均値を下回り、シリカ澱物や焼却灰(100℃ の場合)の残渣は埋設処分が可能な濃度レベルであった。焼却灰は温度の影響が大きく、本試験の範囲では、 3N 硝酸、100℃の条件がいずれのスラッジ類にも適する浸出条件であった。



図1. 全残渣率、ウラン残渣率(3N 硝酸)



本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 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 (JPJ010599)」の成果の一部である。

参考文献

[1] 日本原子力学会特別専門委員会,低レベル放射性廃棄物処分におけるウランの扱いについて(平成 26 年度報告書)

*Yoshio Kuno¹, Shin-ich Kobayasi¹, Keiji Suzuki¹, Hideshi Fujinaga¹, Shinji Ishimoto², Ayumi Matsumura², Ken-ichi Kawamata³, Kazunari Oguchi⁴, Norimitu Terakado⁴ and Katsunori Sato⁵

¹Japan Society of Newer Metals, ²Global Nuclear Fuel - Japan Co., Ltd., ³Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., ⁴Nuclear Fuel Industries, Ltd., ⁵JCO Co., Ltd.

ケイチタン酸のストロンチウム吸着に及ぼすプロトンの影響

Influence of Proton on Strontium Adsorption on Crystalline Silicotitanate *大橋 利正^{1,3},可児 祐子¹,森貴宏²,菅野 真貴²,浅野 隆²,杉山 貴彦³ ¹日立·研開,²日立 GE,³名大院·工

福島第一原子力発電所では、地下水や汚染水から Cs-137 や Sr-90 を除去するためにケイチタン酸(CST)を 充填した吸着塔を用いている。塔出口 Sr-90 濃度が上昇すると吸着塔を交換するが、その交換周期は pH の影 響を受ける。本研究では pH が異なる条件で試験を行い、CST の Sr 吸着に及ぼすプロトンの影響を検討した。 キーワード:福島第一原子力発電所、水処理、プロトン、ストロンチウム、吸着、イオン交換、pH

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、地下水や汚染水から Cs-137 や Sr-90 を除去するためにケイチタン酸(CST) を充填した吸着塔を用いている。吸着塔は塔出口の Sr-90 濃度を基準に交換する。これまでに、処理対象水 の pH は吸着塔の交換周期への影響因子となることが分かっている^[1]。そこで、本研究では pH が異なる条件 で CST への Sr 吸着試験を行い、Sr 吸着に及ぼすプロトンの影響を検討した。

2. 試験方法

二種類の pH 条件で CST の Sr 吸着等温線を取得した。試験条件を Table 1 に示す。純水に SrCl₂および NaCl を溶解し、イオン強度を 0.1 mol/L に調整、Sr 濃度を $1 \times 10^{-5} - 1 \times 10^{-2}$ mol/L の範囲で変えた試験水を 作製した。ポリプロピレン容器に、液固比が 1,000 L-sol./kg-ads.とな るように試験水と Na 型 CST 粉末を入れ、連続攪拌しながら浸漬試験 を行った。容器内の試験水の pH を 1 回/日測定し、HCl または NaOH を添加して pH を試験条件に合わせた。試験期間後、容器内の試験水

の pH が試験条件の範囲であることを確認し、Sr 濃度を測定した。測定結果から Sr 吸着等温線を作成した。 3. 結果

試験で得られた CST の Sr 吸着等温線を Figure 1 に示す。各 pH 条件における実験結果を、試験期間後の試 験水中の Sr 活量を横軸に、CST 中の Sr 濃度を縦軸にとりプロットした。pH によらず、試験水中の Sr 活量 の上昇に伴い CST 中の Sr 濃度は増加した。試験水中の Sr 活量が同じ場合、CST 中の Sr 濃度は低 pH 条件よ りも高 pH 条件の方が高かった。この結果は、水溶液の pH が上昇することで Sr 吸着量が増加することを示 している。この pH が及ぼす Sr 吸着への影響は、プロトンが Sr イオンと競合して CST に吸着するために生



Nagoya University.

	高pH条件 pH9.2±0.2		× *	● 低pH参 pH6.3 =		
10-8	10-7	10-6	10-5	10-4	10-3	10-2
	試験才 Figure	く中の 1 CST	Sr活量 [1 「のSr吸着	nol-Sr/L- §等温線	-sol.]	

		1. 低pH	2. 高pH	
	pН	6.3 ± 0.2	9.2 ± 0.2	
試驗	Cl	0.1 [mol/L]		
厥水	Sr	$1 \times 10^{-5} - 1 \times 10^{-2}$ [mol/L		
	Na	Bal.		
吸着材		Na型CST (粉末)		
条 液固比]比 1,000 [L-sol./kg-ads.]		
件	期間	14 [c	lays]	

- 2K08 -

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

[2K09-13] Nuclide Adsorption and Separation 2

Chair: Kenta Hasegawa (JAEA) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room K

[2K09] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

*Tomoo Yamamura¹, Chihiro Tabata¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Koichi Kakinoki³, Naoki Ogawa³, Ryokichi Hamaguchi³, Taisuke Tsukamoto³, Takashi Shimada³ (1. KURNS, Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech., 3. MHI)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K10] Decontamination process of alkaline chlorides containing nuclear fuel materials by precipitation method using lithium carbonate addition and oxygen blowing

*Mao Mitani¹, junya Ibe¹, Haruaki Matuura¹, Youko Takahatake², Sou Watanabe², Noriko
Asanuma³ (1. TOKYO CITY UNIVERSITY, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Tokai University)
3:00 PM - 3:15 PM

- [2K11] Study on FP Contamination Behavior Using Neutron Activation Analysis *Kousuke Kondou¹, Kai Yoneyama¹, Isamu Sato¹, Haruaki Matsuura¹, Eriko Suzuki², Norihiko Kurihara¹ (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency) 3:15 PM - 3:30 PM
- [2K12] Study on FP Contamination Behavior Using Neutron Activation Analysis *Kai Yoneyama¹, Isamu Sato¹, Kousuke Kondou¹, Haruaki Matsuura¹, Norihiko Kurihara¹, Eriko Suzuki² (1. TCU, 2. JAEA)
 7:20 DM 2:45 DM

3:30 PM - 3:45 PM

[2K13] Applicability of Powder Adsorbent for Contaminated Water Treatment at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station *Akira Tsutsumiguchi¹, Yuko Kani¹, Kazushige Ishida¹ (1. Hitachi)

3:45 PM - 4:00 PM
難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発

(11) 安定化プロセスにおける希土類・ウラン酸化物固溶体の結晶構造解析

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant

(11) Crystal structural analysis of solid solution of rare earth and uranium oxides

in stabilization process

*山村朝雄¹,田端千紘¹,小中真理子¹,中瀬正彦²,針貝美樹²,柿木浩一³,

小川 尚樹³, 濵口 涼吉³, 塚本 泰介³, 島田 隆³

¹京大,²東工大, ³MHI

溶媒抽出で得られるマイナーアクチノイド(MA)について、数十年程度の期間、熱的にも安定な酸化物固溶体として保管するとの観点から、水熱法を含む方法で直接的な酸化物生成を行ったのち、蛍石構造を有する ウラン二酸化物マトリックス中に MA の模擬物質としての希土類元素を固溶させた。今回のこの固溶体の結 晶構造解析の結果を報告する。

キーワード:アクチノイド,ランタノイド,蛍石構造酸化物

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物の長期毒性を低減するために、放射性廃棄物からマイナーアクチノイド (MA)を分離し、安定した固体状態に変換し保管することが有効な方法の一つとして提案されている。マ イナーアクチノイドを溶媒抽出によって分離した後の後段プロセスとして、その抽出溶媒から固体を取り出 し、蛍石構造酸化物固溶体へ変換することで保管可能な形態に至ることができる。従来の水熱合成[1]より大 幅に低温の大気に近い雰囲気での水熱合成により生成した希土類の含有モル比 x=0.09~0.28 で(U_{1-x}Ln_x)O₂ を雰囲気を制御して安定化し、この化合物のリートベルト結晶構造解析を行なった。

2. 実験 金属イオン(M₁、M₂)を含む3種類の出発溶液で条件1(UO₂²⁺、なし;U量、R_A、温度、pH)、
 条件2(UO₂²⁺、Nd³⁺ or Eu³⁺; R_A、R_B、Ln、pH)、条件3(U⁴⁺、Nd³⁺ or Eu³⁺; pH、R_A、R_B)に対して水熱合成(1.5 or 8 h、150~80°C)ののち固相を遠心分離した。ここでR_A、R_Bはそれぞれウラン、希土類の酸化物化の

促進剤、R_Mはウランに対する希土類のモル比である。 この固相試料を石英ボート上で①残留有機物や硝酸根 の除去のため300~500℃の大気雰囲気中、②不純物を十 分除去するため600~900℃真空中、③アルゴン・水素雰 囲気中で800~1000℃で焼成を行った。得られた固体の XRDを測定したところ、すべての反射は蛍石構造で指 数づけできた。Rietan FPにより最適化を行なった。

3. 結果と考察 水熱合成でほぼ単相の(U, Ln)O2が得ら れたが、この固溶体は焼結に対して安定していた。既報 [2]と同様に、イオン半径の小さな希土類のモル分率の 増大に従い、蛍石構造の格子定数 a は減少した。既報よ り格子定数が小さいことは酸素付加量 x>0 による可能 性がある。本プロセスが保管に適した蛍石構造固溶体を 生成する有効な手法であることが示された。

[1] C. Tabata, et al., CrystEngComm, 23 (2021) 8660. [2] S.Fukushima, et al., J. Nucl. Mater., 114 (1983) 312.



*Tomoo Yamamura¹, Chihiro Tabata¹, Mariko Konaka¹, Masahiko Nakase², Miki Harigai², Koichi Kakinoki³, Naoki Ogawa³, Ryokichi Hamaguchi³, Taisuke Tsukamoto³, and Takashi Shimada³

¹Kyoto Univ., ²Tokyo Tech, ³MHI

炭酸リチウム添加と酸素吹込みを用いた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

Decontamination process of alkali chlorides containing nuclear fuel materials by precipitation using lithium carbonate and oxygen bubbling

*三谷 眞緒¹, 伊部 淳哉^{1,2},

高畠 容子², 渡部 創², 浅沼 徳子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東海大学

乾式再処理試験開発により生じた試験廃塩を廃棄体化する前処理として沈殿剤を添加し U を沈殿分離後、 減圧蒸留を行うことで U 以外を蒸発分離する 2 段階のプロセスを検討している。本実験では核物質の模擬 として Ce、沈殿剤として炭酸リチウムと空気中の酸素を用い、沈殿作製を行った。

キーワード:溶融塩,除染プロセス,沈殿,炭酸リチウム,オキシクロライド,酸素吹込み

1. 緒言

乾式再処理法は超ウラン元素の回収が可能なこと、臨界安全管理が容易叩等の利点から、各国で研究開発が 行われている。その過程で生じた試験廃塩を廃棄体化する前処理として、沈殿剤を添加し U を沈殿分離後、 減圧蒸留にて浴構成元素を蒸発分離する2段階のプロセスを検討している。Ce に関する先行研究は酸化リチ ウムにて実施してきたが、塩化ウラニルを用いた沈殿作製実験で効果的な沈殿生成が達成できなかったため、 沈殿剤の再検討を行い、炭酸リチウム、空気中の酸素を沈殿剤と

して用いて実験を行った。

2. 実験方法

炭酸リチウムを用いた沈殿作製試験は石英セルに浴塩(LiCl-KCl=58.8:41.2mol 比またはNaCl-2CsCl=1:2mol 比)に対してCeCl₃ を5wt%、そしてあらかじめLi₂CO₃をセリウムの物質量に対し化 学量論的に 50,100,150 %加え、Ar 循環グローブボックス(GB)内の 電気炉で溶融させた。溶融温度はLiCl-KCl浴は700℃、NaCl-2CsCl 浴は800℃で行った。

酸素吹込みによる実験では上記と同様の浴塩と CeCl₃を 5 wt% 加えたものを GB 内で秤量し、GB 外の酸素吹込み沈殿作製装置を 用いて試料を作製した。

3. 結果および考察

炭酸リチウムを用いて行った沈殿作製実験では、各元素濃度分 析により、炭酸リチウム 100%添加条件にて Ce の沈殿率は両浴と もに 90%を超え、最大となった。両浴共に沈殿物は XRD および EXAFS によりオキシクロライド(CeOCI)が主成分であることが分 かった。またLi₂Oを添加した同添加量の場合よりも図1に示す通 り EXAFS 構造関数が CeO2の波形により近くなっており、下記の 式(1)に従いより酸化したと考えられる。

 $CeCl_3 + 2Li_2CO_3$ \rightarrow $CeOCl + Li_2O + 2CO_2 + 2LiCl$ (1)

 \rightarrow $CeO_2 + 4LiCl + 2CO_2$

酸素吹込み実験に関しては図2に示す XRD の結果より、 LiCl-KCl 浴に関して CeO2 が検出された。このことから酸素バブ リングも沈殿作製に有用であることが示された。

参考文献

[1] 電力中央研究所, 電中研レビュー No.37, (2000), p.22

*Mao Mitani¹, Jun-ya Ibe^{1,2}, Sou Watanabe², Youko Takahatake², Noriko Asanuma³, Haruaki Matsuura¹

¹Tokyo City University., ² Japan Atomic Energy Agency., ³Tokai University.



図 1.炭酸リチウムを用いた沈殿物の EXAFS 構造関数



図 2.酸素吹込み実験によって得られ た試料の XRD パターン

中性子放射化分析を用いた FP 汚染挙動に関する研究 --(1)コンクリートに対する Cs の浸透・溶出挙動の解明--

Study on FP Contamination Behavior Using Neutron Activation Analysis - (1)Clarification of the penetration and leaching behavior of Cs into concrete -*近藤 幸祐¹, 米山 海¹, 佐藤 勇¹, 松浦 治明¹, 栗原 哲彦¹, 鈴木 恵理子²

¹東京都市大学,²JAEA

IF 廃炉作業における線源分布評価、解体廃棄物の放射能性状評価等に役立てるため、特に原子炉格納容器 内外で構造材として使用されているコンクリートを対象とし、Cs の浸出実験を行ない、中性子放射化分析 (INAA)、粒子線励起X線分析(PIXE)、 誘導結合プラズマ質量分析法(ICP-MS)を組み合わせたCs含有 量の評価手法構築を目指す。

キーワード:コンクリート、Cs、浸透、溶出、INAA、PIXE、ICP-MS

1. 緒言

福島第一原子力発電所(IF)の炉内廃棄物の取り出しを行ううえで、原子炉圧力容器(RPV)上部のシールドプラグ周辺が極めて汚染されており、取り出しの妨げになっている。シールドプラグ・炉内構造材等から発生する解体廃棄物は、放射能レベルに応じて安全かつ合理的に処理・処分するため、IF 廃炉作業における線源分布評価、解体廃棄物の放射能性状評価等が求められている。本研究では、特に原子炉格納容器内外で構造材として使用されているコンクリートを対象とし、Csの浸透・溶出実験を行なう。ここでは中性子放射化分析(INAA)、粒子線励起X線分析(PIXE)、及び誘導結合プラズマ質量分析法(ICP-MS)を組み合わせて、浸透・溶出挙動の評価をする。

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(モルタル:普通ポルトランドセメント、 W/C=0.37、サイズ:20mm×20mm×20mm)。浸透を1面にするため試料の6面中5面にエポキシ樹脂を 塗布した。その後、①10日間10⁻³MのCsOH水溶液に浸漬した試料と、②10日間の浸漬後に1日間水で溶 出させた試料を深さ方向に0.5mm×4回削り、深さ毎に削った研磨粉に対し、PIXEで分析を行った。また、 ③10日間10⁻²MのCsOH水溶液に浸漬した試料と、④10日間の浸漬後に1日間水で溶出させた試料を深 さ方向に0.5mm削り、深さ毎に削った研磨粉に対し、INAAで分析を行った。その後、①について分配係 数・拡散係数を求めて拡散方程式の曲線を得た。①~④についてはCs溶出率を求めた。また、作成したCsOH 水溶液、②、及び④についてICP-MSで分析を行なった。

3. 結果·考察

①、②の深さ毎の Cs 存在量の結果を図1に示す。図 1より、モルタル中に浸透した Cs の溶出率は表面側から順に 42.7%、26.8%、16.7%、10.8%となっており、試料全体では 30%であった。これより、試料表面に近いほ どコンクリート中の微細構造に入り込まず緩く吸着している Cs が多く存在している可能性が考えられる。もしくは、コンクリート中の水分の拡散係数から、溶液に 浸透している場合は表面に近いほど水分の含有率が高いと考えられる。これより表面に近いほど水側への水分移動が著しくなるので、水分移動に伴って表面付近の吸



着の緩い Cs の方が外部へ溶出しやすかったり、コンクリート中の微細構造に入り込み強く吸着している Cs が吸着が緩い Cs へと変わり溶出したりする可能性が考えられる。

また、本研究の 10⁻²M の CsOH 水溶液を浸透させたモルタルの拡散係数は 8.00×10⁻¹³ [m²/s] であった (図 2)が、過去に実施した 10⁻¹M の CsOH 水溶液を浸透させたモルタルの拡散係数は 2.10×10⁻¹² [m²/s] で あった。Fick の法則からも分かるように、濃度勾配が大きくなると拡散係数 D も大きくなると考えられ る。濃度が大きくなると拡散係数も大きくなるという報告もあり、今回の測定結果は妥当であると考え られる。

参考文献

[1] 古屋典昭、東京都市大学 卒業論文(2021)

[2] 与那嶺一秀ほか、長期海洋暴露試験および実構造物調査に基づくコンクリートの塩化物イオン拡散性状に関する検討 (2018)

[3]丸山一平ほか、セメント硬化体中の水分移動に関する基礎研究(2011)

*Kousuke Kondo¹, Kai Yoneyama¹, Isamu Sato¹, Haruaki Matuura¹, Norihiko Kurihara¹ and Eriko Suzuki².

¹Tokyo City Univ., ²JAEA

中性子放射化分析を用いた FP 汚染挙動に関する研究 -(2)ステンレス鋼に対する Cs 吸着挙動の物理化学的観察-

Study on FP Contamination Behavior Using Neutron Activation Analysis

-Physicochemical observation of Cs adsorption behavior for SUS-

*米山 海 ', 佐藤 勇 ', 近藤 幸祐 ', 松浦 治明 ', 栗原 哲彦 ', 鈴木 恵理子²

¹東京都市大学,²JAEA

ステンレス鋼に対する Cs 吸着挙動の解明に資するために、エアロゾル化した CsI をステンレス鋼に作用させる加熱実験を行った。Cs 等の測定には INAA、SEM/EDS 及び ICP-MS を用いた。Cs 化合物として Si または Cr を含むものの水溶性を利用した分析を行い、Cs の物理化学的な挙動を評価した。

キーワード:ステンレス鋼、セシウム、吸着、INAA、ICP-MS

1. 緒言

IF の廃炉において大量の解体廃棄物が発生すると予想されている。その際 FP を含む汚染物質の除染が必要とされていることから汚染状態を把握することが重要であり、その上での安全かつ合理的な処理・処分が必要だと考える。高温環境下のステンレス鋼に対する Cs 吸着挙動において、鋼材内の Si 濃度が Cs 吸着挙動 に影響を及ぼすことが既存の研究^[1]より示唆されている。本研究では CsI エアロゾルが存在する雰囲気下で ステンレス鋼の加熱実験を行い、Cs の Si または Cr との複合酸化物の水溶性に注目し、Cs とこれらの元素の 反応について詳しく検討し、ステンレス鋼と Cs の物理化学的挙動を定性的・定量的に評価した。

2. 実験方法

試料には、SUS304 を母材として Si 濃度を 0.1%、1.0%及び 4.9%に調整したステンレス鋼を用いた。加熱実験は管状電気炉に石英管を通し、管内を湿度を制御した Ar 雰囲気中(0%及び 80%の湿度設定)で行った。ステンレス鋼を 10mm×10mm×2mm に切断した試料片とアルミナるつぼに入れた CsI を管内に静置した。試料片部分が 1073K として 2 時間加熱した後、取り出して反応面以外をアクリル樹脂で固めた。

本実験で存在する Cs-Si-O、Cs-Cr-O 等の複合酸化物には、水溶性/非水溶性の化合物が存在する。測定 では、まず反応後の各元素を INAA にて定量する。加えて溶出実験を行い水溶性の化合物を溶出させて INAA と ICP-MS にて測定を行う。INAA では Cs だけでなく Cr、Si 及び Fe も定量できるため、水溶性/非水溶 性の化合物を分別して定量できると考える。ここで化合物の一例を纏めると表 1 のようになる。ステンレス 鋼試料中、溶出液中の Cs,Si,Cr,Fe を INAA にて、加えて溶出液中の Cs, Cr を ICP-MS にて分析し、組み合 わせて定量することで Cs 及び Cr がどの化学種由来であるか、どの程度の割合でそれぞれの反応に寄与して いるかを明らかにする。また、このマスバランスを用いて実験パラメータであるステンレス中の Si 濃度(0.1%、 1.0%及び 4.9%)及び湿度(0%及び 80%)の間で比較評価行うことで、Si と H₂O が物理化学的挙動に及ぼす役 割を評価する。



3. 結果·考察

加熱試料の定量結果からは先行研究^[1]で示唆されていた Si 濃度が Cs 吸着を促しているのを確認できた。 加えて存在量増加の傾きを見ると湿度が吸着を促していると思われる。これは Ar 雰囲気の湿度 0%に比べ、 H₂O が雰囲気に存在する湿度 80%の方が CsI のステンレス鋼に対する化学反応が促進されたためと考えられ る。溶出実験の ICP-MS 結果からは高湿度の試料から Cs が多く溶出しているが、水に易溶な CsI(降積り)及 び Cs₂CrO₄ に由来するものと考えられる。講演では、この寄与を切り分ける検討結果に加えて、試料に含ま れる元素がどの反応に関与しているかなどのマスバランスに関する考察を発表する。

参考文献

[1] Nakajima, K. Study on chemisorption model of cesium hydroxide onto stainless steel type 304 Mechanical Engineering Journal Vol.7, No.3, 2020

* Kai Yoneyama¹, Isamu Sato¹, Kousuke Kondo¹, Haruaki Matuura¹, Norihiko Kurihara¹ and Eriko Suzuki².
¹Tokyo City Univ., ²JAEA

2022年春の年会

福島第一原子力発電所の汚染水処理への粉末吸着材の適用性検討

Applicability of Powder Adsorbent for Contaminated Water Treatment

at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*堤口 覚1, 可児 祐子1, 石田 一成1

¹日立・研開

福島第一原子力発電所の汚染水では α 核種の存在が確認されている。従来のセシウム (Cs) やストロンチ ウム (Sr) 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、バッファタンクへ粉末吸着 材を添加するバッチ式吸着方式を検討した。本研究では、粉末吸着材へのアメリシウム (Am) 吸着速度およ び吸着等温線を試験で取得し、バッチ式の吸着計算により使用吸着材量を評価した。

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ため、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、粉末吸着材への Am 吸着速度および吸着等温線を試験で取得し、バッチ式の吸着計算により使 用吸着材量を評価した。

2. 実験方法

本研究では、試験液として Am を添加した 50 倍希釈模擬海水 (pH=6: HNO₃ または NaOH で調整)、粉末 吸着材として Fe₃O₄ (粒径 1 μ m)を用いた。吸着速度試験では、試験液 (Am 濃度 3.0×10² Bq/L)と Fe₃O₄を 液固比 100:1 となるようポリプロピレン容器に入れ、25^oCの恒温槽内にて回転浸漬を行った。所定時間(1, 5, 15, 30 min)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に より測定した。吸着等温線試験は、試験液中の Am 濃度を 3.6×10², 1.8×10⁵, 1.8×10⁶ Bq/L、液固比 50000、浸漬 時間を 28 day とし、吸着速度試験と同様の手順で実施した。

3. 結果と考察

図1に吸着速度試験の結果を示す。浸漬時間の経過とともに Fe₃O₄ が Am を吸着し、浸漬時間 15 min で告示濃度(4 Bq/L)以下まで液中の Am 濃度が低下した。また、試験で得た Fe₃O₄ の Am 吸着等温線から、吸着

挙動がフロインドリッヒ型であることを確認し、以下のバッ チ式の吸着計算式を導出した。

$$dQ/dt = k (C_e^{1/n} - C_t^{1/n})$$
 (1)

ここで、核種吸着量 Q [Bq/g]、吸着速度定数 k [1/((Bq/L)ⁿ⁻¹s)]、 吸着平衡時の液中核種濃度 C_e [Bq/L]、時刻 t [s]における液中 核種濃度 C_t [Bq/L]、フロインドリッヒ係数 n である。式(1)に よるバッチ式の吸着計算の結果、初期 Am 濃度 3.0×10^2 Bq/L、 浸漬時間 1 day とした場合には、処理対象水 1 m³ 当たり約 83 g の使用吸着材量で Am 濃度を告示濃度まで低減できると評 価した。詳細なシステム評価に関しては、今後検討していく。



図1 吸着速度試験における Am 濃度変化

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88回)資料(2021/2).

*Akira Tsutsumiguchi1, Yuko Kani1 and Kazushige Ishida1

¹Research & Development Group, Hitachi Ltd.

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

[2K14-18] Nuclide Adsorption and Separation 3

Chair: Tomoo Yamamura (Kyoto Univ.)

Thu. Mar 17, 2022 4:15 PM - 5:45 PM Room K

- [2K14] Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site *Risa Motoyama^{1,2}, Hiroshi Hinai^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2}, Atsuhiro Shibata^{1,2} (1. JAEA, 2. IRID) 4:15 PM - 4:30 PM
- [2K15] Bioseparation Process of Platinum Group Elements and Molybdenum from Radioactive Liquid Wastes

Norizo Saito¹, Hayato Tokumoto¹, Kensuke Kurahashi¹, Mikio Kato¹, *Yasuhiro Konishi¹ (1. Osaka Prefecture University)

4:30 PM - 4:45 PM

[2K16] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Daisuke Kaminaga¹, Tomohiro Agou¹, Hiroki Fukumoto¹, Yasunori Miyazaki², Yuichi Sano², Masayuki Takeuchi² (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA) 4:45 PM - 5:00 PM

[2K17] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Yasunori Miyazaki¹, Yuichi Sano¹, Masayuki Takeuchi¹, Tsuyoshi Arai², Seong-Yun Kim³, Hao Wu ³, Misako Miwa³, Shigeo Matsuyama³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shibaura Inst. of Tech., 3. Tohoku Univ.)

5:00 PM - 5:15 PM

[2K18] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Kenta Hasegawa¹, Hiromu Ambai¹, Sou Watanabe¹, Nobuo Okamura¹, Masayuki Watanabe¹, Yuichi Sano¹, Masayuki Takeuchi¹ (1. JAEA) 5:15 PM - 5:30 PM

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析 (4) 硝酸溶液系における Ni-63 分析法の開発

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(4) Development of determination method for Ni-63 with nitric acid solution

*本山 李沙^{1,2}, 比内 浩^{1,2}, 駒 義和^{1,2}, 柴田 淳広^{1,2}

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

東京電力福島第一原子力発電所(1F)にて発生した廃棄物の処理・処分に向けた性状把握のため、水処理 二次廃棄物や汚染水の放射化学分析を行っている。β線放出核種である⁶³Niについて、硝酸溶液系における 分析法を開発した。

キーワード:福島第一原子力発電所,放射化学分析,⁶³Ni

1. 緒言

IF にて発生した廃棄物の処理処分の安全評価において考慮すべき 主要な核種の一つとして ⁶³Ni ($T_{1/2}$: 100.1 y, β ⁻: 66.9 keV (100%))^[1]が 挙げられている^[2]。 β 核種分析では、測定に際し共存核種(妨害核種) の分離が必要である。従来法^[3]では塩酸溶液での陰イオン交換で Ni と Co 等を分離し、Ni-resin で Ni を精製しているが、ステンレス材料 設備での分析時にハロゲン系試薬の使用を避ける必要があり、硝酸溶 液系での前処理フローが必要となる。硝酸溶液では錯形成能の違いか ら陰イオン交換での Ni と Co 等との分離ができない。1F 廃棄物に観 察される ⁶³Ni の妨害核種として ⁹⁰Sr, ⁹⁰Y (⁹⁰Sr の子孫核種), ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co を想定し、硝酸溶液系で実施可能な化学分離操作に基づく ⁶³Ni 分析 法を開発した。本分析法での ⁶³Ni 検出下限値は、従来法の 0.3 Bq を 目標とした。

2. 実験

化学分離には米国 Eichrom Technologies 社製 Ni-resin、Sr-resin 及び TRU-resin を用いた。Co の Ni-resin への吸着を抑制するため過酸化水 素により酸化した^[4]。妨害核種 (90 Sr/ 90 Y:10²-10⁵ Bq, 137 Cs:10³-10⁴ Bq, 60 Co:10² Bq)を含む複数の水溶液を用い、分離操作の手順や条件を変 えて試験を行い、精製回収液について、ガスフロー式低バックグラウ ンド β線測定装置 (LBC)や Ge 半導体検出器により核種を測定した。

3. 結果・考察

Ni-resin 等のカラム処理を組み合わせたところ ⁹⁰Y の残留が確認された。このため、Y 除去に効果的な鉄共沈処理を追加するとともにフローの組み換えを行ったが、⁹⁰Y が微量に残留した。1F 試料では ⁹⁰Sr の濃度が高いため、Sr-resin による処理後も一部の ⁹⁰Sr が残留し、そ

試料 1 mL - Ni 1mg - 1Mクエン酸アンモニウム溶液 1mL - アンモニア水 (pH8-9に調整) ← 0.2 Mクエン酸アンモニウム溶液 resin (1 12 mL ← 純水 2 mL mL ← 3 M硝酸 5 mL 廃棄 - Co, Sr, Y 各0.1 mg -Sr-resin (1 r - TRU-resin (← 3 M硝酸 2 mL 1 mL) 1 (1 mL) -10 mg/mL 鉄溶液 0.5 mL ・アンモニア水 (pH10に調整) 鉄共沈/ろ過 シリンジろ過 ŀ ろ液 沈殿 **▲→ (1+10)**過酸化水素水 0.1 mL 2 時間以上静置 🔶 Y 0.1 mg ← 1 Mクエン酸アンモニウム溶液 1 mL ₽. ← 0.2 Mクエン酸アンモニウム溶液 resin (1 12 ml ← 純水 2 mL ᆋ <--- 3 M硝酸 5 mL 廃棄 ICP-AES LSC

図1 ⁶³Ni 分析フロー

こから⁹⁰Y が生成するためと考えられる。また、Ni と同じ遷移金属である Co の除去も、酸化処理を追加し たものの Ni-resin のみでは不十分であった。このため、複数のカラム分離間の液性の繋がりを考慮して全体 を見直した。決定したフローを図 1 に示す。Ni-resin カラムで ⁶³Ni と他核種を粗分離し、Sr-resin 及び TRUresin の混合カラム処理と鉄共沈処理後、最終段で再度 Ni-resin カラムで Ni を精製することで、⁹⁰Y 及び ⁶⁰Co の残留はなくなった。典型的な条件として、Ni 回収率 85%、分取率(精製回収液のうち液体シンチレーショ ンカウンタ (LSC) 測定に供する割合) 20%、LSC 測定時間 600 分 (BG、試料)、BG 計数率 4 cpm、計数効 率 54%を想定すると、このフローによる ⁶³Ni 検出下限値は 0.064 Bq となり、従来法と同等の性能を有する分 析法を確立した。当該手法の汚染水試料等への適用を開始した。

※この成果は、経済産業省/平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研 究開発)」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] R. B. Firestone et al., Table of Isotopes Eighth Edition 1999 Update (1999). [2] 電気事業連合会,核燃料サイクル開発機構, "TRU 廃棄物処分技術検討書," JNC-TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02 (2005). [3] 亀尾他,"研究施設等廃棄物に含 まれる放射性核種の簡易・迅速分析法(分析指針)," JAEA-Technology 2009-051 (2009). [4] JIS G 1216:2017 附属書 1

*Risa Motoyama^{1,2}, Hiroshi Hinai^{1,2}, Yoshikazu Koma^{1,2} and Atsuhiro Shibata^{1,2}

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

放射性廃液からの白金族元素、モリブデンのバイオ分離プロセスの開発 (2) パン酵母を活用する模擬放射性廃液からの白金族元素(Pd, Ru, Rh)の バイオ吸着分離

Bioseparation Process of Platinum Group Elements and Molybdenum from Radioactive Liquid Wastes (2) Biosorption of Platinum Group Elements (Pd, Ru and Rh) from Simulated Radioactive Liquid Waste

Using Baker's Yeast

齋藤 範三¹, 徳本 勇人¹, 倉橋 健介¹, 加藤 幹男¹, *小西 康裕¹ ¹大阪府立大学

放射性廃液のガラス固化を妨害する白金族元素の分離剤としてパン酵母に着目し、模擬廃液からの白金族元 素のバイオ分離に及ぼす硝酸環境下でのγ線照射や共存成分の影響についてバイオ吸着実験を基に検討した。

キーワード: 放射性廃液、白金族元素、バイオ分離、放射線抵抗性微生物、パン酵母

1. 緒言

放射性廃液中のガラス固化妨害元素(白金族元素、Mo)の分離剤としてパン酵母を活用する湿式分離技術の 創出を目標に、本研究ではパン酵母が備える模擬廃液からの白金族元素(Pd、Ru、Rh)分離機能に及ぼす硝酸 環境下での放射線照射、共存成分(長寿命核種 Zr、希土類元素 Nd)の影響について吸着実験を基に検討した。

2. 実験試料および実験方法

バイオ分離剤としては市販パン酵母(顆粒状の乾燥細胞)を用いた。パン酵母の白金族金属イオン分離機能 に及ぼす放射線照射の影響を調べるために、2.0 mol/L 硝酸水溶液中に懸濁させたパン酵母細胞に対して線量 $\leq 3.0 \text{ kGy} \circ {}^{60}\text{Co}\gamma$ 線を照射した後、白金族金属イオン (Pd(II)、Ru(III)、Rh(III))吸着分離実験に用いた。なお、 γ 線照射実験は本学放射線研究センターにおいて実施した。模擬廃液は、5.0 mmol/L の Pd(NO₃)₂、Ru(NO₃)₃、 Rh(NO₃)₃、(NH₄)₆Mo₇O₂·4H₂O、ZrO(NO₃)₂、Nd(NO₃)₃をそれぞれ含む 2.0 mol/L 硝酸水溶液である。バイオ吸 着実験は、所定量の模擬廃液に乾燥パン酵母 16 g/L を添加し、温度 34°C でバッチ法によって行った。

3. 実験結果および考察

 γ 線を照射したパン酵母(線量1.0~3.0 kGy、硝酸濃度2.0 mol/L) を吸着剤に用いて行った Pd/Mo/ Ru/Rh/Zr/Nd 系模擬廃液からのガ ラス固化妨害金属イオン除去実験の結果の一例を図1に示す。硝 酸環境下での γ 線照射の有無に関係なく、パン酵母による Pd(II) イオン吸着は迅速に起こり、60 min の回分操作による Pd(II)イオ ン除去率は55 %であった。パン酵母の Pd(II)イオン分離機能は、 硝酸下 (2.0 mol/L) での γ 線暴露 (< 3.0 kGy) の影響を受けない と見なせることがわかった。

パン酵母による Pd/Mo/ Ru/Rh/Zr/Nd 系模擬廃液からの白金族金 属イオン(Ru(III)、Rh(III))除去については、紙面の都合から予稿で は記載を割愛し、当日に口頭発表する。



図1 パン酵母による Pd/Mo/Ru/Rh/Zr/Nd系 硝酸溶液からの金属イオン (Pd(II), Zr(IV)) 除去率に及ぼすγ線照射の影響

謝辞 本研究は、令和2年度文部科学省原子力システム研究開発事業「新発想型」J20ZZ00417の助成を受けたものです。

Norizo Saito¹, Hayato Tokumoto¹, Kensuke Kurahashi¹, Mikio Kato¹ and ^{*}Yasuhiro Konishi¹

¹Osaka Prefecture Univ.

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

(97) 抽出クロマトグラフィによる MA 分離性能向上に向けた吸着材最適化 の研究

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction (97) Study on the adsorbent optimization for improving MA separation performance by extraction *神長 大祐¹, 吾郷 友宏¹, 福元 博基¹, 宮崎 康典², 佐野 雄一², 竹内 正行² ¹茨城大学, ²JAEA

本研究では、事前添着形式で調製した多孔質シリカ粒子(SiO₂-P)に対する TEHGDA の含浸重量をパラメータ として、Eu³⁺イオンに対する吸着性能や吸着速度を調べ、本調製手法による吸着材最適化を図った。 **キーワード**:マイナーアクチノイド回収技術,抽出クロマトグラフィ,多孔性シリカ担持型吸着材, TEHDGA

1. 緒言

核燃料サイクルの確立に当り、高レベル放射性廃棄物の処理処分は避けて通れない課題である。放射性廃 棄物の減容化や有害度低減に向けたマイナーアクチノイド(MA; Am, Cm)の分離技術として、溶液抽出法と 固相分離(クロマトグラフィ)法を組み合わせた抽出クロマトグラフィ法を提案している。これまでに、反 応試薬を多孔質シリカ粒子に事前添着した複合体の重合・調製によって高分子重量分率が低下し、抽出剤含 浸後に Eu³⁺イオンの吸着効率が向上することを見出している。本研究では、高分子被覆粒子(Si0₂-P)に含浸 する TEHDGA の重量分率をパラメータとして、模擬 MA の Eu³⁺イオンに対する吸着性能や吸着速度を評価した。

2. 実験

スチレン、ジビニルベンゼン、重合開始剤 AIBN を含むアセトン溶液に多孔質シリカ粒子(SiO₂)を加え、 よく攪拌し、アセトンを減圧除去した。次に、希釈溶媒のフタル酸ジオクチルと安息香酸メチルを加え、所 定温度でラジカル重合反応を行い、多孔質シリカ粒子にスチレン-ジビニルベンゼン共重合体(St-DVB)を 被覆した SiO₂-P を得た。TEHDGA の重量分率 5%、10%、15%、20%に調製した吸着材を 10 mM Eu³⁺(in 3 M 硝酸 水溶液)に入れて振とう後、固液分離を行い、ろ液の ICP 分析から分配係数を取得し、振とう時間で整理する ことで吸着速度を取得した。なお、SiO₂-P および吸着材は、IR 分析と TG-DTA 分析にそれぞれ供した。

3. 結果·考察

SiO₂-PのIRスペクトルは1000 cm⁻¹付近のSi-0伸縮振動と 3000 cm⁻¹付近のCH伸縮振動、吸着材ではこれらに加えて1650 cm⁻¹付近にアミド基C=0伸縮振動由来の吸収も見られた。

図1にTEHDGAの重量分率が異なる吸着材のTG曲線を示す。 吸着材とTEHDGAの重量減少割合がほぼ一致したが、含浸重量 分率5%は測定誤差を含んでいる。280 ℃から500 ℃で推定し たSt-DVBの重量分率は3%程度であるが、どの重量分率の TEHDGA でも含浸許容性を示唆した。Eu³⁺イオンを用いた吸着 試験の結果は当日報告する。



図1 含浸重量分率の異なる吸着材の TG 曲線

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和3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(JPJ010599)」で得られた成果の一部である。

*Daisuke Kaminaga¹, Tomohiro Agou¹, Hiroki Fukumoto¹, Yasunori Miyazaki², Yuichi Sano² and Masayuki Takeuchi² ¹Ibaraki Univ., ²JAEA.

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 (98)抽出クロマトグラフィ技術における使用済吸着材の分解処理と 再利用の検討

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(98) Investigation of the decomposition and reuse of the spent adsorbent

for extraction chromatography technology

*宮崎 康典¹, 佐野 雄一¹, 竹内 正行¹,新井 剛²,金 聖潤³,呉 昊³,三輪 美沙子³, 松山 成男³ ¹JAEA, ²芝浦工大, ³東北大

本研究では、酸化分解反応による使用済吸着材の分解率を取得し、再生吸着材の Eu³⁺に対する分配係数の変 化やマイクロ PIXE 分析による元素分布から再生効率を評価した。

キーワード:マイナーアクチノイド回収技術,抽出クロマトグラフィ,TEHDGA,マイクロ PIXE 分析

1. 緒言

マイナーアクチノイド(MA; Am, Cm) はウラン等が中性子反応で高次化した元素群の一部で、半減期が長 く、発熱性の核種を含んでいる。使用済燃料再処理後のMA含有廃液は高レベル放射性廃棄物として地層処分 することになるが、原子力機構では、放射性廃棄物の減容化および有害度低減の観点から、MAの選択的な分 離技術である抽出クロマトグラフィを提案している。本研究では、放射線劣化等で使用不可になった吸着材 を想定し、吸着担体の再利用を念頭に、含浸抽出剤の湿式酸化分解と再生吸着材の吸着性能を評価した。

2. 実験

QST 高崎量子応用研究所 Co60 照射施設で、3 M 硝酸水溶液に浸漬した TEHDGA 含浸吸着材に γ 線照射し、模擬使用済吸着材を調製した。所定重量の吸着材を分取したフラスコに 0.5 M Fe³⁺水溶液を添加し、H₂O₂(含有 重量 30%)の滴下による TEHDGA の湿式酸化分解を行った。分解吸着材は TG/DTA 分析に供し、分解率を評価 した。分解吸着材に TEHDGA を再含浸した再生吸着材と 10 mM Eu³⁺ (in 3 M 硝酸水溶液)を振とうし、固液分 離後のろ液を ICP 分析、再生吸着材をマイクロ PIXE 分析に供し、分配係数と元素分布をそれぞれ取得した。

3. 結果・考察

図1に未使用吸着材(黒線)と模擬使用済吸着材の分解処理前後(赤線・青線)におけるTG測定結果をそれぞれ示す。280 ℃時点でのTEHDGA 重量分率は、未使用吸着材22%、模擬使用済吸着材の処理前と処理後で 14%と5%となり、本手法では完全に分解できなかった。また、280 ℃か ら580 ℃の高分子重量分率は、未使用吸着材18%、模擬使用済吸着材 の処理前と処理後でそれぞれ19%と10%となり、高分子も酸化分解の影 響を受けることが示唆された。これは、再生吸着材の吸着性能が低下す る要因として考えられる。一方で、元素分布に乱れはなく、均一なた め、含浸抽出剤を選別して分解可能な条件検討を進める。



なお、本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和2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(JPJ010599)」で得られた成果の一部である。

*Yasunori Miyazaki¹, Yuichi Sano¹, Masayuki Takeuchi¹, Tsuyoshi Arai², Seong-Yun Kim³, Hao Wu³, Misako Miwa³, Shigeo Matsuyama³

¹JAEA, ²Shibaura Inst. of Tech., ³Tohoku Univ.

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 (99)抽出クロマトグラフィによる MA 分離システムの機器耐久性向上のための 放射線照射によるゴム材料の機械的性質への影響評価

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(99) Radiation impact assessment on mechanical property of rubber materials for improving devices

durability of MA separation system by extraction chromatography

*長谷川 健太 ¹, 安倍 弘 ¹, 渡部 創 ¹, 岡村 信生 ¹, 渡部 雅之 ¹, 佐野 雄一 ¹, 竹内 正行 ¹ ¹JAEA

本研究では、ダイヤフラムの候補材料として EPDM 系のゴム2種類とフッ素系のゴム2種類を選定し、酸や 応力負荷を加えた条件でy線照射を行い、劣化を評価した。EPDM 系のゴム種において、分子鎖切断反応に よると考えられる劣化を確認し、うち1種類のゴム種が候補材料となり得ることが明らかとなった。

キーワード:マイナーアクチノイド,放射線,ダイヤフラム

1. 緒言

使用済燃料中のマイナーアクチノイド(以下、MAと略す。)を分離する再処理技術の確立は放射性廃棄物 の減容化における重要な課題である。これまで分離フローの開発や安全評価等が進められてきたが、実用化 のためにはシステムを構成する機器の放射線及び酸に対する耐久性も課題となっている。ダイヤフラムポン プは、一般にシール部や摺動部が無いため液漏れがしづらく、構造上メンテナンス性にも優れているとされ ている。このような性質は高レベル放射性廃液(以下、HLLWと略す。)を送液するポンプとして適している ことから、ダイヤフラムポンプはMA分離システムで採用するポンプの候補となっている。我々はHLLWに 直接接液するダイヤフラムに着目し、送液ポンプの耐久性向上を図るための検討を実施している。本研究で は、市販のゴム材料にy線、酸、応力という3つの劣化因子による劣化試験を実施し、劣化を評価した。

2. 実験

市販のエチレンプロピレンゴムを 2 種類(EPDM-1、EPDM-2)とフッ素系のゴムを 2 種類(FR-1、FR-2)の計 4 種類のゴム材料を対象とした。JIS K 6251の7号形ダンベル状の試験片に加工し、ステンレス製の治具に固定し、ステンレス製の容器に格納したうえで劣化試験に供した。劣化因子としては、硝酸への浸漬(a)、 γ 線の照射(b)、応力負荷(c)の3種類とし、aのみ、a+b、a+b+cの3条件で劣化試験を実施した。硝酸濃度はMAの吸着条件を想定し3mol/Lとした。 γ 線照射は高崎量子応用研究所のコバルト 60線源を使用し、積算吸収線量が約 2.5~3MGy となるようにした。応力負荷については、約 30%の静的な引張ひずみを加えた。劣化試験前後の試験片について、外観観察、引張試験、国際ゴム硬さ(IRHD)試験により評価した。

3. 結果·考察

図1は EPDM-1 及び EPDM-2 の引張試験によるヤ ング率と IRHD 試験の結果である。いずれも劣化に伴 い、ヤング率と IRHD 値はほぼ同じ傾向を示すことが 確認された。IRHD 値より、硝酸による劣化は軽微だ が、γ線照射や応力負荷による劣化は激しく、特に EPDM-1 のほうが顕著であった。これは外観観察の結 果と一致している。IRHD 値の低下より、EPDM では γ線照射による分子鎖切断反応と架橋反応のうち、分 子鎖切断反応が強く影響していることが示唆された。 また、FR-1 では、γ線照射と応力負荷によりヤング率 が上昇し、ゴムの弾性が大きく損なわれた。FR-2 では、 γ線照射による試験片の劣化が激しく評価自体が困 難であった。本研究では、劣化試験後に4種の中で最 もゴムの特性を維持していた EPDM-2 が、ダイヤフラ ムの候補材料となり得ることが明らかになった。



本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 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 (JPJ010599)」の成果の一部である。

*Kenta Hasegawa¹, Hiromu Ambai¹, Sou Watanabe¹, Nobuo Okamura¹, Masayuki Watanabe¹, Yuichi Sano¹, Masayuki Takeuchi¹ ¹JAEA Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2L01-04] Plasma-material Interaction in Fusion Reactors

Chair: Takuya Nagasaka (NIFS)

Thu. Mar 17, 2022 9:45 AM - 11:00 AM Room L

[2L01] Evaluation of hydrogen isotope retention behavior and impurities deposition for plasma exposed tungsten samples in QUEST *Shiori Hirata¹, Kyousuke Ashizawa¹, Kazuaki Hanada², Naoki Yoshida², Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka University, 2. Kyusyu University) 9:45 AM - 10:00 AM

[2L02] Distribution of hydrogen isotopes retention in pre-damaged tungsten tile exposed to deuterium and helium mixed divertor plasma in LHD *Mingzhong Zhao¹, Miyuki Yajima¹, Yasunori Hayashi², Kiyohiro Yabuuchi², Masayuki Tokitani¹, Gen Motojima¹, Suguru Masuzaki¹ (1. National Institute for Fusion Science, 2. Kyoto University)

10:00 AM - 10:15 AM

[2L03] Hydogen isotope mixed plasma driven permeation for neutron damaged tungsten

*Yasuhisa Oya¹, Ashizawa Kyosuke¹, Shiori Hirata¹, Naoko Ashikawa², Yoji Someya³, Yuji Hatano ⁴, Masashi Shimada⁵, Chase N. Taylor⁵, Robert Kolasinski⁶ (1. Shizuoka University, 2. NIFS, 3. QST, 4. University of Toyama, 5. INL, 6. SNL)

10:15 AM - 10:30 AM

[2L04] Effects of rhenium and chromium addition on radiation tolerance and hydrogen isotope retention of tungsten

*Yuji Hatano¹, Jing Wang¹, Takeshi Toyama², Yuji Nobuta⁴, Yasuhisa Oya⁵, Tatsuya Hinoki³ (1. Univ. of Toyama, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Hokkaido Univ., 5. Shizuoka Univ.) 10:30 AM - 10:45 AM

QUEST 装置にてプラズマ曝露したタングステン試料における不純物堆積と水素同 位体滞留挙動の壁温度による影響

Evaluation of hydrogen isotope retention behavior and impurities deposition for plasma exposed tungsten

samples in QUEST

*平田 詩織 1、芦沢 京祐 1、吉田 直亮 2、花田 和明 2、大矢 恭久 1

1静大院、2九州大応力研

QUEST 2020S/S(2020 春/夏) キャンペーンと 2021S/S(2021 春/夏) キャンペーンに導入した試料の水素対 流挙動について昇温脱離法を用いて評価した。その結果、2020S/S キャンペーンでは堆積が薄い上部壁での滞 留量が少なく、下部壁では多かった。これは最後に逆磁場配位にて放電が行われたことによる影響と考えら れる。

キーワード:タングステン、QUEST、水素同位体滞留挙動

1.研究背景

核融合炉内では高エネルギー粒子照射により照射欠陥が生成され安定な水素捕捉サイトとなるため、プラズ マ対向材料における水素同位体滞留挙動の理解が核融合炉の実現には必要不可欠である。そこで本研究では 九州大学にあるプラズマ閉じ込め装置、QUEST(Q-shu Univ. Exp. With Steady-State Spherical Tokamak)装置にタ ングステン試料を導入した。QUEST 装置の特徴としては長時間放電が可能なこと、すべて金属壁であり、高 温壁であること、水素プラズマのみであり He 等が導入されていないことから実機の水素リサイクリング評 価に最適な核融合炉環境に近いプラズマ閉じ込め装置であると言える。

2.実験方法

加熱処理を行ったタングステン試料を 2020S/S と 2021S/S キャンペーンに導入し、上部壁、赤道壁、下部壁 の3か所に設置した。2020S/S キャンペーンでは壁温度 473 K、磁場配位は主に正方向にて行われた。2021S/S キャンペーンでは壁温度 673 K、磁場配位は負方向にて行われた。その後九州大学にある TEM 装置にて表面 観察を、静岡大学にある XPS 装置にて化学状態測定を行った。1 keV 重水素イオンをイオンフルエンス 1.0 ×10²² D⁺ m⁻²にて照射を行った。その後照射試料と非照射試料を室温から 1173 K まで TDS を行い、水素同位 体滞留挙動を評価した。

3.結果・考察



図1は2020S/Sキャンペーンに導入した重水素イオン非照射試料のTDS結 果である。TDS結果から下部壁が最も水素滞留量が多く、脱離ピークも1000 K付近に存在していたことから不純物堆積層の中に水素が滞留していたと考 えられる。一方、上部壁では400K付近の表面からの脱離が見られた。これ は逆磁場配位により表面に水素を含む不純物堆積層が形成されたためと考 えられる。このことから、堆積層形成とプラズマ条件により水素滞留挙動が 変化することがわかった。発表では2021S/Sキャンペーンの結果と比較し、 壁温度による影響について述べる予定である。

*Hirata Shiori¹, Ashizawa Kyosuke¹, Yoshida Naoaki³, Hanada Kazuaki³, Oya Yasuhisa²

¹Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., ²Faculty of Science, Shizuoka Univ., ³Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University.

Distribution of hydrogen isotopes retention in pre-damaged tungsten tile exposed to deuterium and helium mixed divertor plasma in LHD

*M. Zhao¹, M. Yajima^{1,2}, Y. Hayashi³, K. Yabuuchi³, M. Tokitani^{1,2}, G. Motojima^{1,2}, S. Masuzaki^{1,2}, and the

LHD team

¹NIFS, ²SOKENDAI, ³Kyoto Univ.

Abstract

ITER grade tungsten (W) tiles with and without irradiation defects were exposed to the deuterium (D) or D/helium (He) mixed plasma at LHD divertor strike point. Tritium (T) retention and microstructure modification of W tiles are analyzed. **Keywords:** Tungsten, irradiation defects, LHD divertor plasma.

1. Introduction

A full W divertor will be used in ITER. On divertor, particle flux in strike point region and private region is ununiform [1]. Understanding of the distribution of hydrogen isotopes (HIs) and microstructure modification in different regions is important for the development of nuclear fusion reactor. In this study, HIs retention and microstructure modification of W tiles under LHD divertor plasma exposure are studied with considering irradiation defects and He effects.

2. Experiment and results

ITER grade W tiles purchased from A.L.M.T. Corp. are used in this work. The sample size is 28 mm in length, 6 mm in width and 1 mm in thickness. One side of sample is mirror finished which is used as iron (Fe) ion irradiation and plasma facing surface. The Fe ions irradiation experiments were conducted at Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology (DuET). The Fe ion irradiation temperature, energy, flux and fluence are room temperature, 6.4 MeV, 8.32×10^8 ion mm⁻² s⁻¹, 1.23×10^{13} ions/mm², respectively. In the LHD 23rd campaign, W samples with and without irradiation were exposed to D or D/He mixed plasma at strike point position using the retractable material probe at 10.5 low port. The He ratio is controlled at around 50% in the D/He mixed plasma exposure experiment. The plasma exposure induced footprints are shown in Fig. 1. A deposition region which shows black color can be observed on the D plasma exposed samples. For the D/He mixed plasma exposed samples, white mist regions formed on the Fe ion irradiated

samples as marked by yellow dash line. The weight of sample before and after plasma exposure experiments was measured by a microbalance. The results of weight difference show D plasma exposed samples are deposition dominant and D/He plasma exposed samples are erosion dominant.



Fig. 1. Sample number as well as pictures after D plasma exposure and D/He plasma exposure experiments.

3. Conclusion

The D plasma exposed samples are deposition dominant and D/He plasma exposed samples are erosion dominant. Difference in surface morphology between un-irradiated and irradiated samples can be observed after D/He mixed plasma exposure. Next, imaging plate technique will be used to determine the T distribution patterns on plasma exposed samples. The microstructure modification and impurity deposition on W samples will be analyzed by SEM which is equipped with energy dispersive X-Ray analysis (EDX). The relevant results will be shown in the conference.

References

[1] K. C. Hammond, et al., Plasma Phys. Control. Fusion. 61 (2019) 125001.

中性子照射タングステンを用いた水素同位体混合プラズマ照射における プラズマ駆動透過

Hydrogen isotope mixed plasma driven permeation for neutron damaged tungsten *大矢 恭久¹, 芦沢 京祐¹, 平田 詩織¹, 芦川 直子², 染谷 洋二³, 波多野 雄治⁴, 島田 雅⁵, Chase N. Taylor⁵, Robert Kolasinski⁶

¹静岡大学,²核融合研,³QST,⁴富山大,⁵INL,⁶SNL

中性子照射タングステン材料における H,D 混合プラズマ駆動透過挙動について検討した。その結果、透過量 における H/D 比は非照射材では 850 K 以下では H の透過量が大きく増加したが、中性子照射材では温度を変 化させても大きく変化しなかった。

キーワード: タングステン,水素同位体,プラズマ駆動透過,中性子照射

1. 緒言

核融合炉におけるプラズマ対向壁タングステン中の水素同位体挙動を理解するためには、DT 核融合反応で 生成した中性子による照射損傷と水素同位体(H、D、T)を考慮することが必要である。また、水素同位体共存 下での水素同位体それぞれの滞留、透過に関連する知見を集積することが必要である。本研究では、混合プ ラズマ駆動透過(PDP)実験装置を用いて、中性子照射タングステンにおけるプラズマ駆動透過挙動における水 素同位体効果について検討した。

2. 実験

中性子照射材とし日米共同研究 FRONTIER 計画にて米国オー クリッジ国立研究所 HFIR 炉にて 0.3 dpa まで 773 K または 1073 K で中性子照射した試料を用いた。これらの試料を PDP 装置に 設置し、723 K から 923 K の温度範囲で H:D 比を 1:1 として全フ ラックス 1.0×10²¹ m⁻² s⁻¹ でプラズマを照射し、プラズマ駆動透過 を評価した。

3. 結論

図にDの透過フラックスおよび透過における H:D 割合の温度依存性を示した。800 K 以下では非照射材と比較して1 dpa 鉄照射材では透過フラックスは減少したが、中性子照射材では、透過量が増加していることがわかる。また、H:D 透過割合は非照射材や鉄照射材では低温側で H の透過割合が大きく、温度が高くなると H:D 割合はほぼ 1:1 になることがわかる。一方、中性子照射材は温度を変化あせても H:D 透過割合は大きく変化しないことが示された。



*Yasuhisa Oya¹, Kyosuke Ashizawa¹, Shiori Hirata¹, Naoko Ashikawa², Youji Someya³, Yuji Hatano⁴, Masashi Shimada⁵, Chase N.

Taylor⁵, Robert Kolasinski⁶

¹ShizuokaUniv., ²NIFS, ³QST, ⁴Univ. Toyama, ⁵INL, ⁶SNL

タングステンの耐照射特性および水素同位体保持特性に及ぼす レニウムおよびクロムの影響

Effects of Rhenium and Chromium Addition on Radiation Tolerance and Hydrogen Isotope Retention of

Tungsten

*波多野雄治¹, 汪 京¹,外山 健²,信太祐二³,大矢恭久⁴,檜木達也⁵ ¹富山大学,²東北大学,³北海道大学,⁴静岡大学,⁵京都大学

WにReあるいはCrを添加したうえで6.4 MeVのFeイオンを照射したところ、特に高温では空孔型欠陥の形成が著しく抑制され、またそれにより照射後の水素同位体の蓄積量も大きく低減することを見出した。 また、W-Re合金については、中性子照射下においても同様の効果が発現することを確認した。

キーワード、プラズマ対向材料、トリチウムインベントリー、中性子照射、トラップ効果

1. 緒言 核融合炉プラズマ対向材料であるタングステン(W)が中性子照射を受けると、格子欠陥による 捕捉効果によって高濃度にトリチウム(T)が吸蔵される可能性がある。そこで我々は、合金化によって照射 効果を抑えるための研究を進めている。本発表では、W-5 at.%Re 合金および W-0.3 at.%Cr 合金に高エネルギー 重イオン照射および中性子照射を行い、陽電子寿命と水素同位体保持特性を調べた結果を報告する。

2. 実験 W-5 at.%Re 合金および W-0.3 at.%Cr 合金の圧延板より $10 \times 10 \times 0.5 \text{ mm}$ または $\phi 6 \text{ mm} \times t$ 0.5 mm の 試料を切り出した。表面を研磨し鏡面に仕上げたのち、真空中において 1273 K で 1 時間加熱することで加工 歪と不純物水素を除去した。W-5 at.%Re 合金および W-0.3 at.%Cr 合金板材試料に、京都大学の加速器 DuET を用いて 6.4 MeV Fe イオンを 523~1273 K で 0.26 dpa まで照射した。Fe イオンの飛程は約 2 μ m である。 ²²Na 線源を用いて陽電子寿命を測定すると共に、673 K で 100 kPa の重水素ガスに 10 時間曝露したのち昇温 脱離法により重水素保持量を評価した。また、日米協力 PHENIX 計画のもと米国オークリッジ国立研究所の 研究炉 HFIR を用い、W-5 at.%Re 合金ディスク試料を 823 K (0.4 dpa)、1123 K (0.7 dpa)、1323 K (0.7 dpa)で中 性子照射した。そののち、同様の手順で陽電子寿命を測定した。純 W 試料についても同様の評価を行った。

結果および考察 図1にFe イオン照射したW、
 W-5 at.%Re 合金、W-0.3 at.%Cr 合金の陽電子寿命を示す。純W
 では照射前の陽電子寿命は 134 ps であったが、照射後は約
 170 ps に増大した。これは、照射により空孔やその集合体が形成されたためである。一方で、W-5 at.%Re 合金、W-0.3 at.%Cr
 合金では、523 K での照射後は僅かな陽電子寿命の増大が見られたが、より高温で照射した場合はほとんど変化がなかった。
 また、773 K 以上の温度でFe イオン照射した場合では、
 W-5 at.%Re 合金と W-0.3 at.%Cr 合金中の重水素保持量は、純W
 Wと比べ桁違いに小さかった[1,2]。これらの結果は、Re およ



び Cr の添加により水素同位体の捕捉サイトとなる空孔型欠陥の消滅が促進されることを示唆している。 W-5 at.%Re 合金では、中性子照射後も有意な陽電子寿命の増大は見られなかった。

[1] Y. Hatano et al., Nucl. Mater. Energy 9 (2016) 93-97, [2] J. Wang et al., J. Nucl. Mater. 559 (2022) 153449.

*Yuji Hatano¹, Jing Wang¹, Takeshi Toyama², Yuji Nobuta³, Yasuhisa Oya⁴ and Tatsuya Hinoki⁵

¹Univ. of Toyama, ²Tohoku Univ., ³Hokkaido Univ., ⁴Shizuoka Univ., ⁵Kyoto Univ.

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

[2L05-07] Material Engineering for Fusion Applications

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama) Thu. Mar 17, 2022 11:00 AM - 12:00 PM Room L

[2L05] Impact properties of tantalum-added vanadium alloys V-Ta-4Cr-4Ti *Takeshi Miyazawa¹, Haruka Saito¹, Yoshimitsu Hishinuma², Takuya Nagasaka², Takeo Muroga², Jingjie Shen², Yasuki Okuno¹, Hao Yu¹, Ryuta Kasada¹, Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ., 2. NIFS)

11:00 AM - 11:15 AM

[2L06] Effects of annealing temperature on microstructure and mechanical properties of high purity vanadium alloys

*Jingjie Shen^{1,2}, Takuya Nagasaka^{1,2}, Kazuki Saito², Masayuki Tokitani^{1,2}, Takeo Muroga^{1,2}, Ryuta Kasada³ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2L07] Specimen size effects on creep properties of reduced-activation ferritic/martensitic steel F82H

*Takuya Nagasaka^{1,2}, Jingjie Shen^{1,2}, Masami Ando³, Taichiro Kato³, Takashi Nozawa³, Hiroyasu Tanigawa³ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. QST)

11:30 AM - 11:45 AM

2022年春の年会

タンタル添加したバナジウム合金 V-Ta-4Cr-4Ti のシャルピー衝撃特性

Impact properties of tantalum-added vanadium alloys V-Ta-4Cr-4Ti

*宮澤 健 ¹, 斎藤 悠 ¹, 菱沼 良光 ², 長坂 琢也 ², 室賀 健夫 ², 申 晶潔 ², 奥野 泰希 ¹,

余浩1,笠田竜太1,長谷川晃1

1東北大学,2核融合研

先進核融合炉ブランケット構造材料として期待されているバナジウム合金 V-4Cr-4Ti の更なる高温高強度化 を試みるために、タンタル(Ta)を添加した V-Ta-4Cr-4Ti を試作した。本研究では V-Ta-4Cr-4Ti のシャルピー衝 撃特性を報告し、核融合炉ブランケット構造材料として適切な Ta 添加量について議論する。

キーワード:核融合炉,ブランケット,固溶強化,シャルピー衝撃特性

1. 緒言:先進核融合炉ブランケット構造材料としてバナジウム合金 V-4Cr-4Ti が期待されている。V へのタ ンタル(Ta)添加は冷間圧延加工性を損ねること無く、固溶強化による高温強度の向上に効果的であることが 報告されている。そこで V-4Cr-4Ti に Ta を添加することで、冷間圧延加工性を損ねずに V-4Cr-4Ti 合金の高 温高強度化を試みる。本研究では、Ta 添加したバナジウム合金 V-Ta-4Cr-4Ti のシャルピー衝撃特性を評価し、 核融合炉ブランケット構造材料として適切な Ta 添加量について議論する。

 2. 実験方法: 種々の組成を有する V-Ta 固溶体をアーク溶解にて一旦作製し、その後これらを母材金属とし、 Cr と Ti をそれぞれ 4 wt.%添加した前駆体を用意し、アーク溶解にて V-xTa-4Cr-4Ti (x = 0, 3, 9, 15, 22 wt.%)を 30 グラム規模で作製した。溶解まま材を 80%程度冷間圧延した板材から各試験片を作製した。ビッカース硬 さ試験及び金相観察から各合金の最適な熱処理温度を求め、その後シャルピー衝撃試験を実施した。

3. 結果と考察: 左図に硬さの熱処理温度依存性を示す。Ta 添加量の増加に伴って硬さは増加した。いずれの 合金も 1273 K の熱処理によって硬さが最小になった。ただし金相観察の結果から、Ta を 9 wt.%以上添加し た V-Ta-4Cr-4Ti では 1273 K の熱処理では未再結晶領域が観察され、1373 K の熱処理によって一次再結晶が 完了した。以上の結果から、2 つの V-xTa-4Cr-4Ti (x = 0, 3 wt.%)と 3 つの V-xTa-4Cr-4Ti (x = 9, 15, 22 wt.%)のシ ャルピー試験片は、それぞれ 1273 K と 1373 K にて熱処理を行った。右図に規格化された吸収エネルギーの 試験温度依存性を示す。室温(293 K)では Ta の添加量の増加に伴って吸収エネルギーが増加する傾向があっ た。しかしながら、77 K では Ta を 9 wt.%以上添加した V-Ta-4Cr-4Ti は吸収エネルギーが上部棚エネルギー (約 0.5 J/mm³)の半分以下に減少し、それらの破断面は脆性破壊であるへき開破面を示した。Ta 添加によって 固溶強化が発揮されるが、V-4Cr-4Ti と同等な衝撃特性を保つには約 3 wt.%までが限度と考えられる。



^{*}T. Miyazawa¹, H. Saito¹, Y. Hishinuma², T. Nagasaka², T. Muroga², J. Shen², Y. Okuno¹, H. Yu¹, R. Kasada¹ and A. Hasegawa¹ ¹Tohoku Univ.,, ²NIFS

2022年春の年会

Effects of Annealing Temperature on Microstructure and Mechanical Properties of High Purity Vanadium alloys *Jingjie Shen^{1,2}, Takuya Nagasaka^{1,2}, Kazuki Saito^{1,2}, Masayuki Tokitani^{1,2}, Takeo Muroga^{1,2}, Ryuta Kasada³ ¹NIFS, ²SOKENDAI, ³Tohoku Univ.

Abstract (approx. 55words)

In this study, aiming at revealing the precipitation and recrystallization behavior of the high purity V-Cr-Ti system with various levels of Cr and Ti, the effects of annealing temperature on microstructure and mechanical property of cold-rolled vanadium alloys were investigated.

Keywords: High purity vanadium alloy, annealing, precipitation, hardness, tensile properties

1. Introduction

Low-activation vanadium (V) alloy is regarded as a candidate structural material for fusion reactor. To shorten the recycling periods of vanadium alloy after fusion reactor shutdown, high-activation impurities like cobalt, niobium, molybdenum etc. were reduced by refinement melting. Further improving the low-activation characteristic of V-Cr-Ti system is to reduce Ti concentration, which produces long-lived isotopes under neutron irradiation. On the other hand, Ti reduction degrades the strength of the alloy. Increasing Cr concentration is expected to compensate for the strength loss. High purity vanadium alloys containing about 300 mass ppm interstitial impurities (e.g., carbon, nitrogen, oxygen) with various levels of Ti and Cr concentration were developed. Aiming at revealing the precipitation and recrystallization behavior of the high purity V-Cr-Ti alloys, the effects of annealing temperature on microstructure and mechanical property of cold-rolled vanadium alloys were investigated.

2. Experimental

High purity V alloys with nominal chemical composition of V-4Cr-xTi (x=0, 0.1, 1, 2, 3, 4, in mass%) and V-yCr-1Ti (y=4, 6, 8, 10, 12, in mass%) were fabricated by arc-melting process. Button ingots were sealed, and hot forged in the temperature range of 1273 – 1473 K. Then, they were cold rolled to sheets with final thickness of about 0.25 mm. Discs and SSJ tensile specimens were punched out from the sheets. Thermal annealing was conducted at 873 - 1273 K for 1 h in a vacuum. Microstructure was characterized by scanning electron microscopy and transmission electron microscopy. Vickers hardness and tensile tests were performed at room temperature.

3. Conclusion

Hardness decreased with increasing annealing temperature to the minimum at 1173 K mainly due to recovery of dislocations and recrystallization, and then increased a little at 1273 K. Precipitation of Ti-CON was observed at 973 K for 1%Ti and above. Based on the microstructural analyses and Orowan's mechanisms, precipitation hardening increased up to 2%Ti, leveled off at 3%Ti, and decreased for 4%Ti after both 1173 K and 1273 K annealing, indicating 2~3%Ti addition results in more precipitation hardening than 1% and 4%. The effects of Cr concentration on the precipitation and tensile properties will be also reported and discussed.

低放射化フェライト鋼 F82H のクリープ特性に及ぼす試験片寸法の影響

Specimen size effects on creep properties of reduced-activation ferritic/martensitic steel F82H *長坂琢也^{1,2}, 申晶潔^{1,2}, 安堂正巳³, 加藤太一朗³, 野澤貴史³, 谷川博康³ ¹核融合科学研究所,²総合研究大学院大学,³量子科学技術研究開発機構

ゲージ部厚さを変化させた微小引張型試験片を用いて真空中高温クリープ試験を行ったところ、厚さの減少 とともに破断寿命が短くなる傾向が認められた。薄い試験片でクリープが大きいのは、表面近傍での拘束の 小さい転位の運動促進等で理解できる。標準試験片を用いた大気中試験の結果との比較からは、高温では表 面酸化によって破断寿命が低下する場合もあることが示唆された。

キーワード:ブランケット,微小試験技術,表面効果

1. 緒言

低放射化フェライト鋼 F82H は核融合炉ブランケットの第一候補構造材料である。材料の中性子照射実験 では、照射体積の制限等から試験片の微小化が必須である。微小試験法の標準化に向けた国内外の共同研究 において、試験片寸法効果の調査、共通材料を用いたラウンドロビン試験、そして微小試験法標準化のため のガイドラインの検討等がなされている。本研究では、原子炉照射で多くの使用実績がある SSJ 型微小試験 片の平行部の厚さを変化させて高温クリープ試験を行い、寸法効果を調査した。さらに、標準サイズ試験片 を用いたクリープ試験との比較から、表面の効果及び、試験雰囲気の効果について検討する。

2. 実験方法

F82H-IEA ヒートの 15 mm 厚板材 2W-22 を試料とした。試料の化学組成は Fe-7.71Cr-1.95W-0.091C-0.16V -0.02Ta -0.11Si -0.16Mn -0.002P -0.002S -0.006N である。最終熱処理条件は 1040°C×40 min の焼ならし及び 750°C×1 h の焼き戻しである。SSJ3 型を基本とし、厚さを 0.14~1.2 mm で変化させた微小引張型試験片 (SSJ) を作製した。一方同じ板材から JIS G0567 標準試験片 (STD) も作製した。それぞれのゲージサイズ は 5×1.2×0.14~1.2 mm 及び¢6×30 mm である。クリープ試験の温度は 550℃及び 650℃で、負荷荷重は 75~250 MPa である。試験雰囲気は SSJ では 10⁴ Pa 以下の真空中であるが、STD では大気中である。

3. 結果と考察

図に 650℃、120 MPa におけるクリープ曲線を示 す。厚さ 0.141 及び 0.268 mm の SSJ 試験片の破断時 間は約 200 h であり、0.525 mm 以上の試験片の 300~ 360 h より短かった。薄い試験片でクリープが大きい のは、表面近傍での拘束の小さい転位の運動促進等 で理解できる。一方、STD 試験片の破断時間も約 200 h であり、厚い試験片よりもむしろ薄いものに近く、 上記の単純な表面効果では理解できない。破面観察 によると、標準試験片では表面近傍に大気中酸化に よると思われる延性低下層が認められた。高温では



表面酸化の効果が大きいことを示唆している。講演では雰囲気効果も考慮して試験片寸法効果を議論する。

*Takuya Nagasaka^{1, 2}, Jingjie Shen^{1, 2}, Masami Ando³, Taichiro Kato³, Hiroyasu Tanigawa³, Takashi Nozawa³

¹National Institute for Fusion Science, ²The Graduate University for Advanced Studies, ³National Institutes for Quantum Science and Technology

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

[2L08-12] Tritium Engineering

Chair: Yasuhisa Oya (Shizuoka Univ.) Thu. Mar 17, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room L

[2L08] Continuous recovery experiment of tritium from liquid lithium-lead on the Liquid metal test loop (Oroshhi-2) *Fumito Okino¹, Yukinori Hamaji², Teruya Tanaka², Jyuro Yagi¹, Satoshi Konishi¹ (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Science)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L09] Study on the Permeation of the Hydrogen Isotopes between High Temperature and High Pressurized Water through the Metal *Akito Ipponsugi¹, Taku Matsumoto¹, Kazunari Katayama¹, Makoto Oya¹, Yoji Someya² (1. Kyushu University, 2. QST) Z:00 DM Z:45 DM

3:00 PM - 3:15 PM

[2L10] Tritium release behavior from neutron-irradiated molten salt FLiNaBe *Kazunari Katayama¹, Kaito Kubo¹, Toru Ichikawa¹, Akito Ipponsugi¹, Makoto Oya¹ (1. Kyushu Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L11] Tritium distribution in Be limiter tiles used in JET ITER-like wall experiments

*Sun Eui Lee¹, Yuji Hatano¹, Yasuhisa Oya², Suguru Masuzaki³, Masayuki Tokitani³, Mitsutaka Miyamoto⁴, Nobuyuki Asakura⁵, Hirofumi Nakamura⁵, Yasunori Iwai⁵, Takumi Hayashi⁵ (1. Univ. of Toyama, 2. Shizuoka Univ., 3. NIFS, 4. Shimane University, 5. QST) 3:30 PM - 3:45 PM

[2L12] Study on structural design of Li-loading module for T-production and Tcontainment performance test on HTTR

*Taisei Abe¹, Hideaki Matsuura¹, Yuki Koga¹, Kyoichi Nakagawa¹, Motomasa Naoi¹, Kanta Kitagawa¹, Kazunari Katayama¹, Teppei Otsuka², Shimpei Hamamoto³, Etsuo Ishitsuka³ (1. Kyushu Univ., 2. Kindai Univ., 3. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

液体金属テストループ(オロシー2)によるリチウム鉛からの トリチム連続回収試験 結果報告

Continuous recovery experiment of tritium from liquid lithium-lead on the Liquid metal test loop(Oroshhi-2) *興野 文人¹, 浜地 志憲², 田中 照也², 八木 重郎¹, 小西 哲之¹

¹京都大学エネルギー理工学研究所,²核融合科学研究所(NIFS)

液体方式ブランケットにおいてトリチウム増殖材として使用されるリチウム鉛からのトリチウム回収特性を 連続的に測定した。流動するリチウム鉛中ではトリチウムが液体金属の体積流量より1-2桁程早く輸送さ れる事を見出した。

キーワード:リチウム鉛,トリチウム,ブランケット,回収、拡散

1. 緒言

報告者らは液体方式ブランケットに於ける液滴トリチウム回収装置(VST)関連の研究を実施してきた。 NIFSに設置されている液体金属テストループ(オロシー2)を使用した連続回収試験の結果を報告する。

2. 試験詳細

2-1. シミュレーション

Fig.1 に液体金属ループのモデルを示す。液体金属を内部で完全混合される 10 個のブロックに分割した。ST(01)にてトリチウム(T)生成を拡散溶解で模擬、ST(09)にて VST 回収する。T はブロック内に滞留し隣接ブロックへの拡散移動は無視できるとした。流動を全ブロックの循環で模擬した。T 回収能力は体積流量×回収能率とし Fig. 2 に回収フラックス Mv の計算例を示す。



2-2. 試験装置

NIFS 所有オロシー2に溶解装置、回収装置、計測装置等を設置し連続流動 試験を実施した。リチウム鉛ループの体積流量は 0.2×10⁻³ m³ s⁻¹、1 サイクル 循環時間は 300 分。温度 350℃、以下詳細は会場で報告する。

2-3. 試験結果

Fig. 3 に回収フラックス実測値を示す。得られたステップ応答時定数はシミ ュレーションに対し溶解開始側で1桁、溶解終了側で2桁、短時間で定常状態 に達し大幅な差異を示した。以下詳細は会場で報告する。

2-4. 検討

シミュレーションで仮定した「溶融 T は液体金属の循環に伴われて移動 し静的な拡散は無視できる」とした仮定に誤りがある。層流での Taylor dispersion 理論[1]がオーダー的に一致し T が流動場で高速輸送される現象を 説明できる。保法

3. 結論

流動する液体金属中の T は体積流量に比して桁違いの高速で輸送される。 液体ブランケットの T 回収特性の評価に支配的な特性となる。

参考文献

[1] G. Taylor, Soc. Lond. A 1953 219, doi: 10.1098/rspa. 1953.0139.

^{*}Fumito Okino¹ Yukinori Hamaji² Teruya Tanaka² Jyuro Yagi¹ Satoshi Konishi¹

¹Institute of Advanced Energy, Kyoto University. ² National Institute for Fusion Science.



Fig. 2 シミュレーション結果



Fig. 3 回収 Flux 実測データ

高温高圧水間での金属壁を介した水素同位体移行挙動

Study on the Permeation of the Hydrogen Isotopes between High Temperature and High Pressurized Water through the Metal

*一本杉 旭人¹, 松本 拓¹, 片山 一成¹, 大宅諒¹, 染谷洋二² ¹九州大学 ²量研機構

インコネル管を介して、約300℃、約14MPaの条件下で、透過一次側トリチウム水から透過二次側軽水への トリチウム移行量を測定した。得られた結果に基づき、移行速度を評価するとともに、高温高圧水 - 金属間 での物質移動について議論した。

キーワード:高温高圧水、トリチウム透過、インコネル、腐食

1. 緒言

ブランケットから発電系へのトリチウム透過量の評価は、DT 核融合炉の安全性評価やトリチウム回収シス テムの設計において重要な評価である。水冷却型の核融合原型炉では、一次冷却材及び二次冷却材に加圧水 の使用が想定されているものの、熱交換器における加圧水間でのトリチウム透過に関する実験データは、十 分ではなく、物質移動現象についても明らかにされていない。そこで本研究では、熱交換器材料候補材であ るインコネルを介したトリチウム透過挙動を調べた。

2. 実験内容

九州大学アイソトープ総合センターにて、トリチウム透過実験装置を構築した。二重管構造になっており、 内側の片端封止を施したインコネル 600 管 (ϕ 6.35 × t0.5 × l400 mm) に約 0.1 MBq/cc のトリチウム水を注入 し、外側の SS316 管に蒸留水を注入した。ヘリウムガスと 300℃の飽和水蒸気圧の合計が約 14 MPa になる状 態を断続的に維持した。透過トリチウム濃度は、定期的にサンプリングした透過二次側の蒸留水を液体シン チレーションカウンターで計測することで定量した。実験終了後に、インコネル管の SEM-EDX 観察による 表面酸化状態を調べた。

3. 結果及び考察

トリチウム水を透過一次側に注水し、加熱開始約17日 後に二次側へのトリチウム透過を検出した。液相間での |透過挙動を気相間の透過と同じと仮定した場合の透過 係数を求め、文献[1,2]の外挿値と比較した。透過一次側の トリチウム分圧は300℃の飽和水蒸気分圧にトリチウム のモル分率をかけたもの(1.2×10⁻² Pa)と等しいとして計 算した。得られた透過係数は同じ温度での文献値と比較 して約5桁小さかった。実験終了後、一次側気相中トリ チウム化学形を調べたところ、HTO に加えて HT が検出 された。このことから、インコネル表面での HTO の還 元反応により生じたトリチウムの一部がインコネルに 溶解し、拡散・透過していると考えられる。実験後、イ ンコネル管内側は灰色に、外側は黒色に変色していた。 Table 1 に未使用試料と実験後使用の内側及び外側表面 SEM 画像を比較する。内側表面には、微小な粒子が堆積 したような不均一で粗い層の形成が見られた。一方、外 側表面には、粗い層に加えて、結晶性粒子の析出が見ら れた。インコネルの水中での酸化反応に関する知見より ¹³、インコネルの主成分である Ni が Ni(OH)₂となる過程

Table 1 未使用及び実験後試料の表面状態の比較



で、トリチウム水を還元したこと、SS316のFe原子がFe₃O₄として析出したことが推察できる。 透過二次側への軽水素の透過を調べるため、同様の軽水素透過実験装置を構築中である。透過一次側を軽 水で満たし、透過二次側をアルゴンガスでパージし、透過軽水素をガスクロマトグラフィーで計測すること で定量する。本発表では、トリチウム実験の結果に加えて、軽水素実験の結果を報告し、高温高圧水-金属界面での物質移動現象について議論をする。

参考文献

[1] T. Tanabe, et al., J. Nucl. Mater., 122&123 (1984) 1568-1572. [2] T. Takeda, et al., Nucl. Technol., 146 (2004) 83-95.

[3] N.S. McIntyre, et al., J. Electrochem. Soc., 126 (1979) 750–760.

* Akito Ipponsugi¹, Taku Matsumoto¹, Kazunari Katayama¹, Makoto Oya¹, and Yoji Someya²
¹Kyushu Univ. ²QST

中性子照射溶融塩 FLiNaBe からのトリチウム放出挙動

Tritium release behavior from neutron-irradiated molten salt FLiNaBe

*片山 一成 1, 久保 海斗 1, 市川 亨 1, 一本杉 旭人 1, 大宅 諒 1

1九大

石英管に真空封入した FLiNaBe およびチタン添加 FLiNaBe 試料を京大炉にて中性子照射し、九州大学にて、生成トリチウムの加熱放出実験を行った。トリチウムの多くは HT 或いは T₂ として放出された。Ti 転 化率の増加に伴い、TF の放出割合が減少することがわかった。

キーワード: トリチウム, 溶融塩, FLiNaBe, Ti

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおけるトリチウム挙動の把握は、核融合炉の安全性と燃料サイクル成立性の観点 から重要な課題である。溶融塩 FLiNaBe は、高温でも安定で MHD 圧損が小さく、有望な液体ブランケット 候補材料であるが^[1]、水素溶解度が小さいため、生成トリチウムの輸送過程において配管からのトリチウム透 過漏洩が懸念される。実効的な水素溶解度を高めるため、FLiNaBe へのチタン(Ti)添加が提案されている^[2]。 FLiNaBe からのトリチウム放出化学形は、構造材料の腐食やトリチウム回収系の設計、トリチウムバランス 評価に影響を及ぼすため、正しく理解しておく必要がある。本研究では、FLiNaBe 試料と Ti 添加 FLiNaBe 試 料を作製し、京都大学研究用原子炉にて、固体状態の試料に中性子照射を行った。その後、九州大学にて照 射試料を加熱し、溶融 FLiNaBe から放出されるトリチウムの化学形を調べた。

2. 実験内容

不活性ガス雰囲気において、フッ化リチウム(LiF)、フッ化ナトリウム(NaF)、フッ化ベリリウム(BeF₂)粉 末をニッケル製坩堝にて混合し、坩堝を加熱用のステンレス鋼製容器に設置した。不活性ガスを流通させな がら、500℃までの昇温と室温までの冷却を複数回繰り返し、粉末の溶融混合と不純物ガスの除去を行った。 作製した FLiNaBe の一部を抽出し、Ti を添加した後、再び溶融混合を行った。調整した試料を粉砕し、試料 粒子を石英管に真空封入した。石英管を緩衝材と共にポリエチレンキャプセルに封入し、中性子照射を行っ

た。照射フルーエンスは、1.65×10¹⁵ cm⁻² とした。照射後 試料は九州大学に移送し、トリチウム放出実験を行っ た。図1に実験装置概略図を示す^[3]。試料を充填したモ リブデン坩堝をステンレス鋼容器内もしくは石英容器 内に設置した。アルゴンガスを流通させながら加熱し、 放出されるトリチウムはトリチウム回収システムにて 捕集した。HTOは-70℃程度に冷却したコールドトラッ プに凝縮捕集し、TF は第1水バブラー(WB1)で捕集し た。HT は酸化銅で HTO に変換した後、第2水バブラ ー(WB2)で捕集した。コールドトラップは、ドライア イスとエタノールを充填することで低温を保持した。 試料の加熱終了後、コールドトラップを密封状態にし て室温まで昇温し、捕捉されていた HTO をアルゴンパ ージによって、別途用意した水バブラーに捕集した。

3. 結果·考察

表1に各試料から放出されたトリチウム放出化学形 を比較する。650℃にて Ti からの放出が見られるた め、600℃加熱の 5.0wt%試料については、Ti 中のトリ チウムは残留していると想定される。トリチウムの多 くは HT 或いは T₂として放出されることがわかった。 HTO の放出割合も比較的大きいが、試料表面に吸着 した水分量に影響されていると考えている。TF の割 合は、Ti 添加率の増加に伴って小さくなった。溶融塩



図 1 FLiNaBe からのトリチウム放出実験装置 表 1 FLiNaBe からのトリチウム放出化学形割合[%]

Ti wt%	TF	HT	HTO	加熱温度	
0	14.7	63.2	22.1	600~700 °C	
0.5	3.2	61.5	35.3	600~700 °C	
5.0	1.7	72.2	26.1	600 °C	

中のフッ素がチタンと結合することで TF の発生が抑制されていると考えられる。 参考文献

[1] A. Sagara, et al., Fusion Sci. Technol. 68 (2015) 303–307.
 [2] A. Sagara, et al., Fusion Eng. Des. 89 (2014) 2114–2120.
 [3] K. Kubo, et al., Fusion Eng. Des. 171 (2021) 112558.

*Kazunari Katayama¹, Toru Ichikawa¹, Kaito Kubo¹, Akito Ipponsugi¹, Makoto Oya¹ ¹Kyushu Univ. Tritium distribution in Be limiter tiles used in JET ITER-like wall experiments
 *Suneui Lee¹, Yuji Hatano¹, Yasuhisa Oya², Suguru Masuzaki³, Masayuki Tokitani³, Mitsutaka Miyamoto⁴, Nobuyuki Asakura⁵, Hirofumi Nakamura⁵, Yasunori Iwai⁵, Takumi Hayashi⁵, Anna Widdowson⁶, Marek Rubel⁷
 ¹Univ. of Toyama, ²Shizuoka Univ., ³NIFS, ⁴Shimane Univ. ⁵QST, ⁶Culham Centre for Fusion Energy,

⁷Royal Institute of Technology (KTH)

Tritium (T) distributions in Be tiles used in JET ITER-like wall (ILW) campaigns were examined. Outer limiter tiles showed the higher T content than inner and upper limiter tiles. T retention in Be tiles was determined by plasma exposure time and heat load from the plasma.

Keywords: JET-ILW, DT fusion reaction, DD fusion reaction, high energy triton, co-deposition, thermal desorption

JET in UK performed three ILW experimental campaigns (ILW-1 in 2011-2012, ILW-2 in 2013-2014 and ILW-3 in 2015-2016) with deuterium (D) discharge to test plasma-facing materials (PFMs) expected to be used in ITER: Be and W. Be is utilized as the main chamber limiters and W is used for divertor plates. During the ILW campaigns, 1.01 MeV T ions were produced by DD reactions and part of produced T was retained in the PFMs. In this study, T retention in Be limiter tiles used in ILW-1 (19 h plasma time), ILW-3 (23.4 h plasma time) or ILW-1,2,3 (all three campaigns, 62.4 h total plasma time) were investigated and compared.

After ILW-1 and ILW-3, the Be tiles were retrieved from similar positions of inner wall guard limiter (IWGL), outer poloidal limiter (OPL) and dump plate (DP). Castellation blocks were taken from the tiles as shown in Fig. 1. T retention in the castellation blocks was examined by imaging plate (IP) technique and β -ray induced X-ray spectrometry (BIXS) [1].

colored numbers next to the IP images show photo-stimulated luminescence (PSL) intensity proportional to T concentration. T retention in OPL was larger than that in IWGL and DP by orders of magnitudes, and it increased as plasma exposure time extended. The spectra of β -ray induced X-rays showed T penetrated up to ~6 µm corresponding to the range of 1.01 MeV T in Be. These results indicated that T retention of OPL increased with





fluence of high energy T ions. Contrary, in the cases of IWGL and DP, T retention in ILW-3 and ILW-1,2,3 tiles was comparable with or even smaller than that in ILW-1 tiles despite longer plasma exposure time. These observations suggested that desorption of T during operation was more significant for IWGL and DP than OPL, especially in ILW-3. It is plausible that IWGL and DP received higher heat loads than OPL and experienced higher temperatures in ILW-3 than in ILW-1. In conclusion, the T retention in PFSs was determined by the balance between implantation of high energy T ions and thermal desorption. On the sides of blocks which faced castellation grooves, T was retained in deposition layers consisting of Be, O and W. The T retention near the entrance of the grooves was sensitively dependent on the location in the tokamak as observed for PFS, while comparable T retention was observed regardless of location in the deeper regions.

[1] S. E. Lee et al., Fusion Eng. Des. 160 (2020) 111959

HTTR における T 製造及び T 閉じ込め性能確認試験用 Li 装荷体構造の検討

 Study on structural design of Li-loading module

 for T-production and T-containment performance test on HTTR

 *阿部 泰成¹, 松浦 秀明¹, 古賀 友稀¹, 中川 恭一¹, 直井 基将¹, 北川 堪大¹, 片山一成², 大塚 哲平³, 濱本 真平⁴, 石塚 悦男⁴, 後藤 実⁴, 中川 繁昭⁴, 染谷 洋二⁵, 日渡 良爾⁵, 飛田 健次⁶, 小西 哲之⁷

 1.2 九大, ³近大, ⁴JAEA, ⁵QST, ⁶東北大, ⁷京大

HTTR(高温工学試験研究炉)におけるトリチウム(T)製造試験を検討している。本研究では試験で使用する Ni 被覆 Zr の水素吸収性能を推定し、推定値をもとに、試験で T 製造と T 閉じ込め性能を確認するために必 要な Li 装荷体の構造を検討した。

キーワード: HTTR, T 製造, Ni 被覆 Zr, 水素吸蔵

1. 緒言

核融合原型炉の初期保有及びT循環試験に必要なTは人工的に製造す る必要があり、高温ガス炉で製造する手法を提案している[1]。製造した TはZrに吸収させて回収する。これまでの検討を踏まえたHTTR(高温工 学試験研究炉)[2]におけるT製造試験を計画しており、T製造の実証と 閉じ込め性能の確認を行う。本研究では、高温・酸化物との共存下で一 定時間保持したNi被覆Zr球に対して水素吸蔵実験を行い、水素吸収性 能を推定した。推定値をもとに、試験でT製造性能とT閉じ込め性能を 確認するために必要なLi装荷体の構造を検討したので報告する。

2. 実験及び計算モデル

HTTR の制御棒付近に装荷体を複数装荷する。照射条件は温度 873 K、 中性子束 5.9×10¹³/cm²/s、30 日間の照射後 90 日の冷却を 1 サイクルと して 3 サイクルを想定した。装荷体を図 1 に示す。装荷体は (a)Al₂O₃ 円 筒とする。円筒には(b)Ni 被覆(平均厚み 7 μm)を行った球状 Zr(平均直径 0.5 mm)及び (c)粉状の LiAlO₂を装荷し、Al₂O₃製の蓋で封止する。

Ni 被覆 Zr 球 100 粒を装荷した Al₂O₃ 円筒に、LiAlO₂を 3 mg 装荷し た試料を 2 個、装荷しない試料を 1 個それぞれ用意した。蓋を接着し 873 K で 3 日間加熱後、中の Ni 被覆 Zr を取り出し水素吸収実験を行っ た。実験で得られた Zr の拡散係数と溶解度係数を用いた拡散計算によ り T 流出量を評価した。Al₂O₃ の拡散係数、溶解度係数は文献 [3]から 引用した。T 製造量は MVP [4]を用いて評価した。なお T 計測施設の規 定より、装荷体 1 個あたりの T 製造量上限を 1.5 GBq (4.2 µg)とした。

3. 結果及び考察

図 2 に各試料に対する Ni 被覆 Zr の水素吸収曲線を示す。実験結果よ り、各試料で圧力変化に大きな差が確認された。これは、Ni 被覆 Zr 球に 個体差があることが原因と考えられる。LiAlO₂を 3 mg 入れた場合につい て 2 つの曲線の平均をとると、見かけの拡散係数は2.0 × 10⁻¹³ m²/s、溶解 度係数は800 mol/m³/Pa^{0.5}と推定された。得られた見かけの拡散係数は文 献値 [5]より約 3 桁小さい。LiAlO₂と共存下における Ni 被覆 Zr の見かけ の拡散係数は、文献値より 3 桁程低下することが報告されており [6]、本 実験でも同様な結果が得られた。見かけの溶解度係数は文献値 [5]と同程



図1 Li 装荷体

(a) Al₂O₃管 (b) Ni 被覆を行った Zr 球 (c) LiAlO₂粉末



図2 Al₂O₃円筒内(600℃)で3日間加熱し た後の Ni 被覆 Zr 粒の水素吸収 曲線

表 1 HTTR における T 製造及び T 閉 じ込め性能確認試験用 Li 装荷体例と その性能

装荷体番号	1	2	3
LiAlO ₂ [mg]	0.5	3	3
Zr粒数	2	2	10
T製造量 [MBq]	71.3	428	428
T流出量 [MBq]	0.97	6.02	1.11

度の値となった。今後、個体差の影響を見極めるためのさらなる追加実験が必要である。

現状得られている水素吸収性能を仮定した上で HTTR における T 製造及び T 閉じ込め性能確認試験用 Li 装荷体への LiAlO₂ 及び Ni 被覆 Zr 粒装荷量を評価した。表1に代表的な Li 装荷体の LiAlO₂ 及び Ni 被覆 Zr 粒装荷量、T 製造量及び T 流出量を示す。装荷体番号1と2では LiAlO₂装荷量のみが異なり、2と3では Zr 粒の数のみが異なる。照射試験では1、2、3のT 流出量を比較することで、T 製造及び T 閉じ込め性能が確認できると考えている。発表では追加の水素吸収実験結果、その他の候補装荷体の構造と試験内容について議論する。

参考文献

[1] H. Matsuura, et al.: Nucl. Eng. Des., 243 (2012) 95-101.
[2] S. Saito, et al., JAERI 1332 (1994).
[3] K. Katayama, et al., Fusion Sci. Tech., 68 (2015) 662-668.
[4] Y. Nagaya et al.: JAERI-1348, (2005).
[5] M. Someno: J. Jpn. Inst. Met., 24, pp. 249-253 (1960).
[6] 大塚哲平、他、原子力学会 2020 年春の年会 2L04

*Taisei Abe¹, Hideaki Matsuura¹, Yuki Koga¹, Kyoichi Nakagawa¹, Motomasa Naoi¹, Kanta Kitagawa¹, Kazunari Katayama², Teppei Otsuka³, Shinpei Hamamoto⁴, Etsuo Ishitsuka⁴, Minoru Goto⁴, Shigeaki Nakagawa⁴, Yoji Someya⁵, Ryoji Hiwatari⁵, Kenji Tobita⁶, Satoshi Konishi⁷ ^{1,2}Kyushu Univ., ³Kindai Univ., ⁴JAEA, ⁵QST, ⁶Tohoku Univ., ⁷Kyoto Univ. Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

[2L13-16] Fusion Instrument Engineering

Chair: Naoko Ashikawa (NIFS)

Thu. Mar 17, 2022 4:15 PM - 5:25 PM Room L

[2L13] Evaluation of Temperature Effect in Proton Irradiation on Critical Current Behavior of REBCO Tapes

*Yujie Ma¹, Satoshi Ito¹, Misako Miwa¹, Sho Toyama¹, Shigeo Matsuyama¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku University)

4:15 PM - 4:30 PM

[2L14] Buoyancy Force Direction Influence on Porous Cooling System Characteristics for Remountable High Temperature Superconducting Magnets *Bomain Wagner¹ Kobei Yuki¹ Satoshi Ito¹ Hidetoshi Hashizume¹ (1. Toboku Univ.)

*Romain Wagner¹, Kohei Yuki¹, Satoshi Ito¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku Univ.) 4:30 PM - 4:45 PM

[2L15] Joint Performance Evaluation of Curved REBCO Lap Joint for Segment-Fabrication of Fusion Magnets

*Zhang Qifan¹, Satoshi Ito¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku Univ.) 4:45 PM - 5:00 PM

[2L16] Application of Neutral Gas Pressure Calculation Method in Intermediate Flow to Linear Plasma Device

*Konan Yagasaki¹, Atsushi Okamoto¹, Takaaki Fujita¹, Minami Sugimoto¹, Shunya Higuchi¹,
Muneo Koike¹, Yangyi Ma¹ (1. Nagoya Univ.)
5:00 PM - 5:15 PM

Evaluation of Temperature Effect in Proton Irradiation on Critical Current Behavior of REBCO Tapes * Yujie Ma¹, Satoshi Ito¹, Misako Miwa¹, Sho Toyama¹, Shigeo Matsuyama¹ and Hidetoshi Hashizume¹ ¹ Tohoku Univ.

Abstract In this research, 4-mm-wide REBCO tapes were irradiated with proton at 80 K. For this work, proton irradiation was used to simulate neutron irradiation. For the discussion of critical current $I_{\rm C}$ behavior during magnet operation, evaluation of effect of irradiation temperature will be reported.

Keywords: High-temperature superconducting magnet, REBCO tape, Proton irradiation

1. Introduction

The ARC reactor [1], along with the design of FFHR-d1 [2] and so on, showed that the use of Rare-earth barium cooper oxide (REBCO) to design a high-field fusion magnet, where the REBCO will be exposed to neutrons. It is important to consider the effect of neutron irradiation on I_C behavior of REBCO. Although recent study [3] shows an initial rise of I_C with irradiation, followed by a drop at higher fluences by neutrons at room temperature. Till now, there was one case of cryogenic irradiation [4] with constant irradiation energy by proton irradiation. In this research, the influences made by different irradiation proton energy at cryogenic irradiation have been investigated as well.

2. Experimental method

4-mm-wide REBCO tapes were irradiated at the temperature of 80 K. Proton beam at 1.9 MeV (Lower energy pattern) and 2.4 MeV energy (Higher energy pattern) were irradiated. After once returning to room temperature, I_C at 77 K, 28 K and 22 K were measured by using the four-terminal method. External magnetic field *B* up to 5 T was applied in the c-axis direction for low temperature measurement (28 K, 22 K). For comparison of irradiation temperature, results at room temperature irradiation (300 K) [5] were compared.

3. Results and discussion

Fig. 1 shows the external magnetic field dependence and measuring temperature dependence of $I_{\rm C}$ at room temperature (300 K) and cryogenic (80 K) irradiations, where $I_{\rm C0}$ means $I_{\rm C}$ before irradiation. From the results, it has found out that under the same conditions except for irradiation temperature, $I_{\rm C}$ improvement is larger at cryogenic irradiation temperature compared with room temperature irradiation in high external field (> 1 T). Fig. 2 shows the data of two irradiation energy patterns at cryogenic irradiation. In this case, larger $I_{\rm C}$ improvement in high external field (> 1 T) of lower energy pattern has been found in comparison with those of higher energy pattern.



Measuring temperature l current (I_c/I_{co}) 1 1 2 1 1 1 2.4 Mev 22 K ● 28 K 0 77 K I_c improvement critical o 0.8 0.7 0.7 Fluence: 2×10¹⁵ cm-2, DPA=1.5×10-3 ş 1 2 3 4 5 0 6 B [T]

Fig. 1 External magnetic field and measuring temperature dependence of $I_{\rm C}$

Fig. 2 External magnetic field and measuring temperature dependence of $I_{\rm C}$

Reference [1] B. N. Sorbom et al., Fusion Eng. Des., 100 (2015) 378-405. [2] T. Goto et al., Plasma Fusion Res. Volume 7 (2012)
2405084. [3] M. Eisterer et al., Supercond. Sci. Technol. 23 (2010) 014009. [4] B. N. Sorbom, Doctor thesis of Massachusetts
Institute of Technology, 2017. [5] H. Yamamoto et al., The 68th JSAP spring Meeting 2021, 16p-P04-5.

Acknowledgement This work was partially supported by JSPS KAKENHI Grant Number 20H01884. The proton irradiation was performed at the Fast Neutron Laboratory, Tohoku University. The I_C measurement was carried out at the High Field Laboratory for Superconducting Materials, Institute for Material Research, Tohoku University (Project Number 202012-HMKGE-0202).

Buoyancy Force Direction Influence on Porous Cooling System Characteristics for Remountable High Temperature Superconducting Magnets

*Romain Wagner¹, Kohei YUKI¹, Satoshi ITO¹, Hidetoshi HASHIZUME¹ ¹Tohoku University

In this presentation, we will report the influence of buoyancy force direction on both pressure drop and heat transfer performance of a porous cooling system designed for remountable high-temperature superconducting (HTS) magnets. In addition, an improved heat transfer correlation taking into account this influence will be introduced. **Keywords:** Porous cooling system, Remountable HTS magnets, Pressure drop, Heat transfer

1. Introduction

As a method to solve the issue of joule heating at joint sections in helical fusion reactor using remountable HTS magnets, a porous cooling system has been studied [1]. To determine its characteristics, one-sided heating with a direction opposite to gravity was studied so far [1]. However, it has been proved that pool boiling heat transfer of a porous cooling system is influenced by heating orientation [2]. Hence, in this paper, we focus on buoyancy force direction influence on pressure drop and heat transfer performance with a unique flow direction perpendicular to gravity. Additionally, an improved heat transfer correlation for heat flux at Departure from Nucleate Boiling (DNB) was created.

2. Method

This study was performed using experiments consisting of heating one-sidedly a copper block using a Cartridge heater and at the same time cool it using liquid nitrogen (LN_2) through a porous media until reaching a steady state. The experiments were performed with saturated LN_2 , and a cubic bronze-particle sintered porous media with a low porosity of 26% and average particle diameter of 400 μ m. The flow channel is a rectangular channel with a cross-section of 10 x 10 mm except where the porous media is inserted which is 12 x 12 mm. Finally, six orientations were studied: 0°, 45°, 90°, 135°, 180°, and 270°.

3. Results

Fig. 1 shows the evolution of pressure drop with heating. A constant increase can be observed with a significant higher rate from onset of nucleate boiling (ONB) to DNB point. The cause has been identified as the double-phase region expansion which induces an increase of frictional pressure [3]. However, the buoyancy force direction did not have significant influence on pressure drop. It could be explained by the presence of the porous media which hinders bubbles movement.

Fig. 2 shows the heat flux at DNB point for various orientations and flow rates. Contrary to our expectations, 135° and 180° heating orientations show higher heat flux than 0° and 45°. Furthermore, 90° significantly show the highest heat flux. When the flow rate is reduced, the disparity between the orientations is reduced except for 0° heating direction which becomes significantly lower. At the moment, the reasons for such results could not be clearly defined. We are however assuming that the buoyancy force direction influence is strongly affected by the fluids' mechanics near the heat transfer surface. Finally, the buoyancy force direction influence was used to create improved heat transfer correlation for heat flux at DNB point. Acknowledgements: This work was partially supported by JSPSKAKENHI Grant Number 20H01884.

References: [1] H. Hashizume et al., *Nuclear Fusion*, 58 (2017) 026014. [2] M. S. El-Genk et al., *Energy conv. & management*, 49 (2008) 733 – 750. [3] R. A. Krishnan et al., *Int. J. Heat Mass Trans.*, 110 (2017) 276 – 293.





Figure 2 Extrapolations of experimental DNB heat flux

Joint Performance Evaluation of Curved REBCO Lap Joint for Segment-Fabrication of Fusion Magnets

*Zhang Qifan¹, Satoshi Ito¹ and Hidetoshi Hashizume¹

¹Tohoku Univ.

We performed bending and twisting testing of lap joint with REBCO tapes for segment-fabrication of high-temperature superconducting fusion magnets. Joint resistance and critical current characteristics under the testing are reported. **Keywords:** Remountable HTS magnet, High-temperature superconductor, Mechanical joint

1. Introduction

Bridge-type mechanical lap joint of simply stacked Rare-Earth Barium Copper Oxide (REBCO) conductors with indium foil insertion has been proposed for segment-fabrication of high-temperature superconducting (HTS) magnets especially for a heliotron-type fusion reactor [1]. Because fabrication of heliotron-type fusion reactor needs to bend and twist joint part to be helical shaped coil, the evaluation of bending and twisting characteristic of lap joint is necessary. The present study focuses on bending and twisting characteristic of lap joint of REBCO tapes in two fabrication procedures: 1) joint, twist, and bend (JTB) procedure 2) twist, bend and joint (TBJ) procedure.

2. Joint performance evaluation of bending and twisting characteristic of REBCO lap joint

4-mm-wide REBCO tapes were used for joint samples, whose critical current is 98 A at 77 K, self-field. 100-µmthick indium foil was used as joint interface material. We applied the pickling process [2] and heat treatment at 90°C [3] to complete fabricating process of the joint. The joint length, L_J , was 5 mm or 8 mm for each lap joint in joint and bend procedure. Fig. 1 shows results of joint and bend procedure. Fig. 1(a) shows the joint resistivity increased when $\varepsilon_b = 0.1-0.2\%$ with $L_J = 5$ mm, whereas no joint resistance increases with $L_J = 8$ mm. The joint resistivity also decreased from 42 n Ω cm² to 20 n Ω cm² compared with the previous study [4] by using pickling process [2] and has the same R_JS_J increases tendency about $\varepsilon_b = 0.1-0.2\%$ with $L_J = 5$ mm. Fig. 1(b) shows critical current deteriorated when bending strain about 0.4% with $L_J = 5$ mm and no deteriorate with $L_J = 8$ mm. Because the single lap joint is

obviously insufficient in the evaluation of the bending stress, the stacked lap joint experiment has been carried out. All samples maintain low resistance and no $I_{\rm C}$ deterioration until bend radius was 10 mm in bend and joint procedure. Twist characteristic is under experiment and will be presented at the conference.



Fig. 1. joint and bend procedure: (a) Joint resistivity as a function of bending strain and (b) critical current as a function of bending strain

Acknowledgment This work was partially supported by JSPS KAKENHI Grant Numbers 20H01884; and by NIFS Collaboration Research Program under grant no. NIFS19KECF026.

References [1] N. Yanagi et al., Nucl. Fusion 55 (2015) 053021. [2] R. Hayasaka et al., J. Phys.: Conf. Ser. 1559 (2020) 012034. [3] T. Nishio et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 26 (2016) 4800505. [4] S. Ito et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 27 (2017) 4600105.

中間流領域における中性粒子圧力分布計算手法の直線型プラズマ装置への適用

Application of Neutral Gas Pressure Calculation Method in Intermediate Flow to Linear Plasma Devices

*矢ヶ崎 誇楠, 岡本 敦, 藤田 隆明, 杉本 みなみ, 樋口 舜也, 小池 宗生, 馬 洋一

名古屋大学

原型炉のダイバータ排気経路において想定される中性粒子流れはコンダクタンスが圧力に非線形に依存す る中間流であったが、これを線形問題に帰着し圧力分布を求める計算手法を確立した。これを直線型プラズ マ実験装置 NUMBER に適用し、当該手法による計算と圧力実測値との比較検討を行った。

キーワード:中間流, Knudsen 数,非線形計算,ダイバータ排気,原型炉

1. 緒言

ダイバータ排気経路の検討は原型炉設計アクションプランのひとつであり^[1], この経路における中性粒子 流れは分子流と粘性流の間の領域である中間流が想定されている。同様に,本研究グループで開始された直 線型 ECR プラズマ実験装置 NUMBER を用いたダイバータ模擬実験においても,典型的な実験圧力における 真空容器内部の中性粒子流れは中間流が想定されている。線形方程式に帰着し求解が容易な分子流の圧力分 布計算と異なり,中間流ではコンダクタンスが非線形な圧力依存性を有し,圧力分布を求めるためにはモン テカルロ・シミュレーション等を適用する大規模な計算が必要であった。

2. 計算手法

粘性流における圧力分布計算を線形方程式 に帰着する手法と、中間流におけるコンダク タンスを分子流および粘性流の極限を用いて 近似する手法を確立した。これにより中間流 における圧力分布の線形計算が可能となり、 中性粒子流れの Knudsen 数に依らず圧力分布 を求めることができる計算コードの開発に成 功した。



また,実験装置 NUMBER では非接触プラズマの形成が企図されており,そのためダイバータ模擬領域への追加ガス供給が要請される。当該領域の圧力は 10 Pa 程度を予定しており,これは典型的な実験圧力より 2 桁程度高い圧力のため,適切なマスフローコントローラの設置とゲートバルブの開閉によって圧力を達成する必要がある。ゲートバルブの開閉によるコンダクタンスの変化は,実験的に得られた値をもとに再現してコードに搭載した。

3. 実験との比較

計算体系として NUMBER を設定し, 圧力計測点における実測値と比較した。図1に示す NUMBER は総延長 4.0 m, 内径 0.2 m の円筒形真空容器を有するプラズマ実験装置である。円筒形真空容器の封止された一端 (z = 0 m) から距離 z = 0.24 m の位置よりガスを導入する。また, 2 組のオリフィスとともに差動排気を構成する中間排気ポート (z = 0.85 m) と終端の排気ポートを有する。全ての排気ポートを動作させた条件で, He 流量を 2×10⁻³ – 5×10⁻² Pa m³ s⁻¹の範囲で変化させたところ, z = 1.98 m の位置に設置していたコールドカソードゲージによる実測値と計算値は圧力 0.1 – 0.3 Pa の範囲において 10%以内で一致した。より広範囲の圧力計測のためコールドカソードゲージをキャパシタンスゲージに置き換え,同様に比較した。詳細は講演にて議論する。

謝辞

本研究は, JSPS 科研費 JP19H01869 および日比科学技術振興財団の助成を受けたものである。

参考文献

[1] K. Okano, et al., Fusion Eng. Des. 136 (2018) 183-189

*Konan Yagasaki, Atsushi Okamoto, Takaaki Fujita, Minami Sugimoto, Shunya Higuchi, Muneo Koike, Yangyi Ma Nagoya Univ. Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion

[2L17-18] Plasma Engineering

Chair: Teppei Otsuka (Kindai Univ.) Thu. Mar 17, 2022 5:25 PM - 6:00 PM Room L

[2L17] Reduction of hydrogen wall recycling using boron powder in LHD

*Naoko Ashikawa^{1,2}, Tomoko Kawate^{1,2,3}, Zhen Sun⁴, Chenglong Li⁵ (1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, SOKENDAI, 3. National Astronomical Observatory of Japan, 4. Princeton Plasma Physics Laboratory, 5. Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences)

5:25 PM - 5:40 PM

[2L18] Design of Multui-purpose Compact Muon Catalyzed Fusion Reactors *Motoyasu Sato¹ (1. Chubudaigaku) 5:40 PM - 5:55 PM 2022年春の年会

LHDにおけるボロン粒子による中性水素ガス抑制効果

Reduction of hydrogen wall recycling using boron powder in LHD

*芦川直子^{1,2},川手朋子^{1,2,3}, Zhen SUN^{4,5} Chenglong Li⁵

¹核融合研,²総研大,³国立天文台,⁴PPPL,⁵ASIPP

核融合プラズマ運転で安定な密度維持をするため水素リサイクリングを能動的に制御する方法として不純物粒子ドロッパー(IPD)装置を使ったボロン粒子供給がある。ボロンによる水素軽減効果の比較実験として中性水素ガスを追加注入する実験を行い、その結果について報告する。

キーワード:壁リサイクリング抑制、水素プラズマ、LHD、ボロン粒子、不純物粒子ドロッパー

1. 緒言

核融合炉での実時間制御ツールの検討は急務である。不純物粒子ドロッパー(IPD)ではプラズマ放電中 に任意の量、時刻で粒子供給が可能で、複数の核融合装置で使用された実績がある。大型ヘリカル装置

(LHD)では、2019年よりマックスプランク・プラズマ物理研究所との共同研究に基づき IPD 装置の設置 および実験を開始した[1]。

本研究では、特にボロン粒子による水素プラズマのリサイクリング抑制メカニズムの理解に着目した。ボ ロンによる水素同位体補足効果の一例として、壁への成膜プロセス中に水素と結合、もしくはボロン膜表面 への水素粒子打ち込みに伴う水素との結合や化学スパッタリング効果が知られている。ボロン粒子落下に伴 う水素バルマー線の減少開始時刻をLHDプラズマ実験で確認すると、ボロンがプラズマ周辺領域で接触し た後、1秒以内に生じており、早い応答による相互作用である。ボロン粒子による水素軽減効果がイオン化 後に生じるのか、中性状態で寄与するのか、この問いを明らかにするため、プラズマ中へのボロン落下後に 中性水素ガスを追加注入する実験を行い、本発表では実験結果について報告する。

2. 実験

図に重水素プラズマに対してボロン粒子入射あり(#171049)、 ボロン粒子無し(#171051)を比較した放電波形を示す。#171049 では 4.0-4.2 秒間にボロン粒子を落下し、それらがプラズマ周辺 部へ到達するのは約 5.0 秒以降となり、ボロンに関する分光計 測(BVI, BII)の時間変化によってその応答を確認することがで きる。放電を通じて周期的にすべての信号が変動しているの

は、荷電交換粒子分光法を使用するために加熱装置である中性 粒子ビームを矩形波入射したためである。また、2つの放電で 図. LHD 重水素プラズマ放電へのボロン 粒子あり、無しに関する比較実験

は、6.5 秒に Super Sonic Gas Puffing (SSGP) により重水素ガスを間歇入射した。

ボロン粒子ありの放電では、BV 強度増加以降、放射損失量が軽減した。それに対し、ボロン粒子無しで は放電を通じて放射損失量が同レベルで維持された。また、ボロン無しの放電では、炭素不純物に伴う CIII および Dα強度が SSGP 入射以降に顕著に増加し、炭化水素発生が示唆されることが分かった。

3. 結論

重水素プラズマヘボロン粒子を落下した事後に対しても、短期間であれば中性水素軽減効果が得られることが明らかになった。詳細は会合で発表する。本研究はJSPS-CAS二国間交流事業に基づき実施された。

参考文献

[1] F. Nespoli, N. Ashikawa et al., Nuclear Materials and Energy (in press). https://doi.org/10.1016/j.nme.2020.100842.

*Naoko Ashikawa^{1,2}, Tomoko Kawate^{1,2,3}, SUN Zhen Sun4,5, Chenglong Li⁵

¹NIFS, ²SOKENDAI, ³NROJ, ⁴PPPL, ⁵ASIPP

Design of Multi-purpose Compact Muon Catalyzed Fusion Reactors

*Motoyasu Sato¹,

¹Chubu Univ., Center for Muon Science and Technology

Abstract

The new concept is proposed for a nuclear reactor using muon fusion neutrons. It is pressurized light water reactor having a muon catalyzed fusion that is surrounded by a neutron moderator on the outside, and a thin tube containing a neutron absorber on the outside with light water cooling sustem.

Keywords: 1. Muon Catalyzed Fusion, 2.PWR fusion reactor, 3. LLFP, 4. Subcritical Reactor, 5. light water breeder

1. Introduction

In this paper, we will discuss a concept of "multi-purpose compact muon catalyzed fusion reactor" that produces 28 MW fusion power. For this case study, we are applying conservative physics parameters based on the experiments in 1980th, i.e., catalysis cycle numbers were 150 and target density was $4.2 \times 10^{22} \text{ cm}^3$.

2. Multi-purpose Compact Muon Catalyzed Fusion Reactors

Fig.1 shows the core layout of the fast neutron MCF reactor. On the MCF, the size of the fusion core is very small, i.e., only several cm³, and putting on the center of the blanket. The first wall, made of 94 Zr shield plate, covers the muon source and the next layers are the full length of radial blanket assembly, whereas the pellets were loaded at the core height. The functions of the shields surrounding the core are as follows; the Zr shield reduces the fast neutron energy as slow as 5 MeV by the (n,2n) transmutation, and outer radial blanket assemblies absorbes neutron energy and shields neutrons and gamma rays from the reactor vessel. The pressurized light water retrieves thermal energy from the shield assemblies.

3. Conclusion

Note that, the fission fuels, such as isotopes of Uranium and Plutonium, are not loaded in. All the shielding and rods are heated by the fusion-oriented neutrons. It is a pure fusion device. However, if we mix a heavy isotope material, such as ²³⁸ U, in the shields, it is no more than the fission/fusion hybrid breeder operable in the light water. The concept will be applied to the development of the next generation reactors.



Fig.1 Schematic view of Cross-section of Multi-the Compact Muon Catalyzed Reactor 4. Reference: L.I. Ponomarev, Contemporary Physics, 1990 Vol.31, 4 pp219-245