

Mon. Mar 13, 2023

Room A

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

[1A01-06] Liquid Metal and Functional Materials

Chair: Teppei Otsuka (Kindai Univ.)

10:15 AM - 11:55 AM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[1A01] Formation behavior and adhesion strength of protective oxide layer on FeCrAl-ODS alloys

*Yoshiki Kitamura¹, Naoko Oono², Yoshimitsu

Hishinuma³, Masatoshi Kondo¹ (1. Tokyo Tech, 2.

Yokohama Natl. Univ., 3. NIFS)

10:15 AM - 10:30 AM

[1A02] Investigation on repair technique of functional coatings by recoating

*Tetsuma Ito¹, Hikaru Fujiwara¹, Kento Shirota¹,

Wataru Matsuura¹, Kheim Do Duy¹, Yuka Shimizu¹ (1.

Shizuoka University)

10:30 AM - 10:45 AM

[1A03] Fabrication and characterization of silica-based functional coating

*Yuka Shimizu¹, Hikaru Fujiwara¹, Kento Shirota¹,

Wataru Matsuura¹, Tetsuma Ito¹, Takumi Chikada¹

(1. Shizuoka Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[1A04] α -Al₂O₃ layer formation on inner surface of APMT tube for reduction of MHD pressure drop in liquid metal blanket manifold system

*Ryuhei Muto¹, Ryunosuke Nishio¹, Teruya Tanaka²,

Masatoshi Kondo¹ (1. Tokyo Tech, 2. NIFS)

11:00 AM - 11:15 AM

[1A05] Reduction of MHD pressure drop by electrical insulating α -Al₂O₃ layer on FeCrAl-ODS alloys in liquid breeder blankets of fusion reactors

*Ryunosuke Nishio¹, Teruya Tanaka², Naoko Oono³,

Masatoshi Kondo¹ (1. Tokyo Tech, 2. NIFS, 3.

Yokohama Natl. Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1A06] Lithium isotope distribution between liquid metal and ternary chloride molten salt

*Ryo Ito¹, Fu Nomoto¹, Shun Aratani¹, Keisuke Mukai¹,

Juro Yagi¹ (1. Kyoto Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1A07-11] Divertor and Superconducting

Materials

Chair: Satoshi Konishi (Kyoto Fusioneering)

2:45 PM - 4:10 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[1A07] High Accurate Evaluation of Deuterium and Helium Behavior in Tungsten by STEM-EELS

*Kohei Sano¹, Tomoya Sawae¹, Mitsutaka Haruta²,

Hiroki Kurata², Mitsutaka Miyamoto¹ (1. Shimane

Univ., 2. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A08] Effects of Mo or Zr Addition on Plasma Irradiation Resistance of W-Y₂O₃ Alloy

*Qiu Xu¹, Mitsutaka Miyamoto², Masayuki Tokitani³,

Koichi Sato⁴ (1. Institute for Integrated Radiation

and Nuclear Science, Kyoto University, 2. Shimane

University, 3. National Institute for Fusion Science, 4.

Kagoshima University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A09] Strain reduction in tungsten due to annealing and change in hydrogen isotope permeation behavior.

*Hiroki Yata¹, Kobayashi Makoto^{1,2}, Takuya

Nagasaka^{1,2} (1. The Graduate University for

Advanced Studies, 2. National Institute for Fusion

Science)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A10] Role of nuclear transmuted Re on tungsten by HD mixed plasma irradiation Hydrogen isotope permeation behavior for W-Re alloy by HD mixed plasma exposure

*Yuzuka Hoshino¹, Naoko Ashikawa², Yasuhisa Oya¹

(1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

3:30 PM - 3:45 PM

[1A11] Evaluation of irradiation defects in REBCO with first-principal calculation

*Kota Sakurai¹, Naoko Oono¹ (1. Yokohama Natl.

Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1A12-15] Neutron Multiplier and Solid Breeder

Materials

Chair: Qiu Xu (Kyoto Univ.)

4:10 PM - 5:15 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[1A12] In-situ observation of gas retention behavior in Be using TEM equipped with a mass

spectrometer

*Tomoya Nakao¹, Tomoya Sawae¹, Shinsuke Okubo¹, Mitsutaka Miyamoto¹ (1. Shimane Univ.)

4:10 PM - 4:25 PM

[1A13] Changes in Tritium Release Behavior of Li₂TiO₃-Li₄SiO₄ Mixed Ceramic Materials by Lead Addition Rate

*Asahi Sanfukuji¹, Qilai Zhou², Tan Guangfan³, Makoto Koayashi⁴, Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka Univ., 2. Wuhan University of Technology, 3. University of Science and Technology Beijing, 4. NIFS)

4:25 PM - 4:40 PM

[1A14] Effect of irradiation dose on tritium release behavior of neutron irradiated Li₂TiO₃-Li₄SiO₄ mixed ceramic

*Qilai Zhou^{1,2}, Asahi Sanfukuji¹, Tan Guangfan^{1,3}, Oya Yasuhisa¹ (1. Shizuoka Univ., 2. Wuhan Univ. of Technol., 3. The Univ. of Sci. and Technol. Beijing)

4:40 PM - 4:55 PM

[1A15] Comparison of tritium recovery behavior in Li₂TiO₃-Li₄SiO₄ ceramic pebbles and powder irradiated with neutron

*Guangfan Tan¹, sanfukuji asahi², hirata shiori², Qilai Zhou³, Yasuhisa Oya², Yingchun Zhang¹ (1. University of Science and Technology Beijing., 2. Shizuoka Univ., 3. Wuhan University of Technology.)

4:55 PM - 5:10 PM

Room C

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

[1C01-06] SA Analysis

Chair:Takahisa Matsuzaki(HGNE)

10:15 AM - 11:55 AM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[1C01] Development of SIMMER-V code system using new physical models

*Hiroataka Tagami¹, Shinya Ishida¹, Yoshiharu Tobita¹, Yasushi Okano¹, Hidemasa Yamano¹, Shigenobu Kubo¹, Frederic Payot², Laurent Saas², Laurent Trotignon², Pierre Gubernatis² (1. JAEA, 2. CEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1C02] Development of detailed fuel pin model in SIMMER-V code

*Shinya Ishida¹, Hiroataka Tagami¹, Yasushi Okano¹, Hidemasa Yamano¹, Shigenobu Kubo¹ (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1C03] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Building Under Severe Accident Conditions

*Fumitomo Onishi¹, Achihiro Hamano¹, Toshiharu Mitsuhashi¹, Atsuo Takahashi¹, Hirotaka Hadachi¹, Hideaki Koike¹ (1. AdvanceSoft)

10:45 AM - 11:00 AM

[1C04] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Reactor Containment Vessel and Building Under Severe Accident Conditions

*Atsuo Takahashi¹, Toshiharu Mitsuhashi¹, Fumitomo Onishi¹, Hirotaka Hadachi¹, Achihiro Hamano¹, Hideaki Koike¹ (1. AdvanceSoft Corporation)

11:00 AM - 11:15 AM

[1C05] Automatic pressure loss coefficient search of duct works for room heat up analysis

*MINGXI WEI¹, Daisuke Fujiwara¹, Kouta Tominaga¹ (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

11:15 AM - 11:30 AM

[1C06] Evaluation of the factors that prevent the reactor building of 1F2 from exploding

*Penghui Chai¹, Kenichirou Nozaki¹, Shouichi Suehiro¹, Takeshi Honda², Masato Mizokami², Shinya Mizokami², Kenji Owada² (1. TEPCO SYSTEMS COOPRATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1C07-10] FP Behavior

Chair:Taizo Kanai(CRIEPI)

2:45 PM - 3:50 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[1C07] Study on Formation Behavior of Gaseous Iodine during SFR Severe Accidents

*Hiroshi Seino¹, Toshiki Kondo¹, Daisuke Doi¹, Shin Kikuchi¹ (1. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[1C08] Study on Formation Behavior of Gaseous Iodine during SFR Severe Accidents

*Daisuke Doi¹, Toshiki Kondo¹, Shin Kikuchi¹, Hiroshi Seino¹ (1. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[1C09] Study on Formation Behavior of Gaseous Iodine

during SFR Severe Accidents

*Toshiki Kondo¹, Shin Kikuchi¹, Daisuke Doi¹, Hiroshi Seino¹ (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C10] Evaluation of FP behavior Models in SAs

*Hidetoshi Karasawa¹, Shuuhei Miwa¹, Chiaki Kino² (1. JAEA, 2. IAE)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1C11-14] FCVS

Chair: Xiaoyu Zheng (JAEA)

3:50 PM - 4:55 PM Room C (11 Bldg.2F 1106)

[1C11] Advanced Filtered Containment Venting System by Ionic Liquid

*Daiki Nunokawa¹, Kazuo Tominaga¹, Sohei Fukui¹ (1. HGNE)

3:50 PM - 4:05 PM

[1C12] Advanced Filtered Containment Venting System by Ionic Liquid

*Sohei Fukui¹, Yoichi Wada¹, Daiki Nunokawa¹, Kazuo Tominaga¹ (1. HGNE)

4:05 PM - 4:20 PM

[1C13] Advanced Filtered Containment Venting System by Ionic Liquid

*Taizo Kanai¹, Sohei Fukui², Daiki Nunokawa², Yoichi Wada², Kazuo Tominaga² (1. CRIEPI, 2. HGNE)

4:20 PM - 4:35 PM

[1C14] Development of a filter vent system to prevent exposure to radioactive noble gases

*Takahisa Matsuzaki¹, Daiki Nunokawa¹, Motoi Tanaka¹, Kazuaki Kito¹, Tadashi Fujii¹, Yasutaka Aoki², Yasuyuki Asami³ (1. HGNE, 2. TOSHIBA ESS, 3. TEPCO HD)

4:35 PM - 4:50 PM

Room D

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

[1D01-08] Radiation Shielding

Chair: masahiro yoshida (NUSTEC)

2:45 PM - 4:55 PM Room D (12 Bldg.2F 1222)

[1D01] Shielding design for gas bremsstrahlung of the electron storage ring at NanoTerasu

*Hiroki Matsuda¹, Masayuki Hagiwara¹, Akihiro

Takeuchi¹, Toshiro Itoga², Hiroyuki Konishi¹ (1. QST, 2. JASRI)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D02] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete (21)

*Mikihiro Nakata¹, Yukio Sakamoto², Masahiro Yoshida³, Koji Oishi⁴, Hidenori Kawano² (1. NDC, 2. ATOX, 3. NUSTEC, 4. JER)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D03] Evaluation of the effect of random storage in clearance measurement containers on the radioactivity conversion factor (2)

*Masato Watanabe¹, Toshio Kuzuya² (1. Chubu Electric Power, 2. Techno Chubu)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D04] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Tetsuro Matsumoto¹, Akihiko Masuda¹, Eunji Lee², Toshiya Sanami², Takahiro Oyama², Tsuyoshi Kajimoto³, Noriaki Nakao⁴, Robert Froeschl⁵, Elpida Iliopoulou⁵, Angelo Infantino⁵ (1. AIST, 2. KEK, 3. Hiroshima Univ., 4. Shimizu, 5. CERN)

3:30 PM - 3:45 PM

[1D05] Validation experiments in V&V for shielding analysis codes

*Shinji GOKO¹, Maho KAWAGUCHI¹, Tetsuro MATSUMOTO², Akihiko MASUDA², Seiya MANABE², Hideki HARANO², Osamu SATO³, Koichi OKUNO⁴, Toshiya SANAMI^{5,6} (1. NRA, 2. AIST, 3. NUCLTECH, 4. HAZAMA ANDO, 5. KEK, 6. SOKENDAI)

3:45 PM - 4:00 PM

[1D06] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Eunji Lee¹, Tetsuro Matsumoto², Akihiko Masuda², Toshiya Sanami¹, Nobuhiro Shigyo³, Tsuyoshi Kajimoto⁴, Noriaki Nakao⁵, Robert Froeschl⁶, Elpida Iliopoulou⁶, Angelo Infantino⁶ (1. KEK/SOKENDAI, 2. AIST, 3. Kyushu Univ., 4. Hiroshima Univ., 5. Shimizu, 6. CERN)

4:00 PM - 4:15 PM

[1D07] Characterization of neutrons emitted from fuel debris

*Taichi Matsumura¹, Masahiro Sakamoto¹, Kenichi Terashima¹, Eka Sapta Riyana¹, Keisuke Okumura¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:15 PM - 4:30 PM

[1D08] Construction of a dose rate evaluation system using point cloud data

*Tsutomu Okamoto¹, Takeshi Sugita¹ (1. NAIS)

4:30 PM - 4:45 PM

Room F

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1F01-03] Safety Culture & Future Technology

Chair: Tetsuo Sawada (former Tokyo Institute of Technology)

2:45 PM - 3:35 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[1F01] Generational Differences in Safety Climate

Assessment of Nuclear Industry Employees

*Tsukasa Teraguchi¹ (1. Institute of Nuclear Safety System)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F02] Changes in the Safety Climate at Nuclear Power Plants

*Hirokazu Fukui¹ (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F03] Applicability of SMR Technology in Japan

Reactor - Thermal Application -

*Yutaro Aoki¹, Glenn Harvel² (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1F04-06] Communication

Chair: Ryuichi Yamamoto (none)

3:35 PM - 4:25 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[1F04] Analysis of energy-related posts in social media

*MIKIHITO TADA¹ (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

3:35 PM - 3:50 PM

[1F05] Analysis of topics for deepening the discussion over nuclear power generation

*Nao Shiino¹, Makoto Takahashi¹ (1. Tohoku Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1F06] Approach for Care and Better Communication to Health Risk of Radiation

*Reiko Kuwagaki¹, Motoko KOSUGI², Tomoko TSUCHIYA³ (1. CRIEPI, 2. Shizuoka Univ., 3. TONeRiCo)

4:05 PM - 4:20 PM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1F07-10] Social Survey

Chair: Yoshihito Takeda (Hokkaido Univ.)

4:25 PM - 5:30 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[1F07] Survey research of Fukui Prefecture High School Student's Mindset/Attitude Towards Atomic Energy 2021&2022

Yuno MORI¹, Yuri IMAIZUMI¹, *Yukinori ASAI¹, Tetsuo SAWADA (1. Fukuiminami Highschool)

4:25 PM - 4:40 PM

[1F08] Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in Europe

*Shinichi Oiso¹ (1. INSS)

4:40 PM - 4:55 PM

[1F09] 10-year Trajectories of awareness after Fukushima accident

*Tomohiro Fujita¹ (1. INSS)

4:55 PM - 5:10 PM

[1F10] Trends in Public Opinion on the Use of Nuclear Energy after the Fukushima Daiichi Nuclear Disaster

*Yoshihiko SHINODA¹ (1. Fukushima Prefectural Center for Environmental Creation)

5:10 PM - 5:25 PM

Room G

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

[1G01-07] Decommissioning of Accident NPP

Chair: Yukihiro IGUCHI (Univ. of Fukui)

10:00 AM - 11:55 AM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[1G01] Current Status of "the Cooperative Research

Division on Innovative Technologies for 1F Decommissioning in the Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning, Tohoku University"

*Takayuki Aoki¹, Koji Dozaki¹, Yutaka Watanabe¹ (1. Tohoku University)

10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Yuka Morinaga¹, Daisuke Minato¹, Keisuke Matsumoto², Shinichiro Uematsu², Toru Nagaoka¹, Naoko Watanabe², Tamotsu Kozaki² (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1G03] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Keisuke Matsumoto¹, Kyoya Watanabe¹, Shinichiro Uematsu¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato², Toru Nagaoka² (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)
10:30 AM - 10:45 AM

[1G04] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Koike Hiromichi¹, Uematsu Shinichiro¹, Watanabe Naoko¹, Kozaki Tamotsu¹, Morinaga Yuka², Minato Daisuke², Nagaoka Toru² (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)
10:45 AM - 11:00 AM

[1G05] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Tomoki Miura¹, Katsufumi Hashimoto¹, Takafumi Sugiyama¹, Yingyao Tan¹ (1. Hokkaido Univ.)
11:00 AM - 11:15 AM

[1G06] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Daisuke Kawasaki¹, Nishino Nishino¹, Naoko Watanabe², Yoshikazu Koma³ (1. Univ. of Fukui, 2. Hokkaido Univ., 3. JAEA)
11:15 AM - 11:30 AM

[1G07] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Naoko Watanabe¹, Satoshi Yanagihara², Daisuke Kawasaki², Yoshikazu Koma³, Tamotsu Kozaki¹ (1. Hokkaido Univ., 2. Univ. of Fukui, 3. JAEA)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1G08-11] Evaluate Technology on Decommissioning

Chair:Naoko Watanabe(Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[1G08] A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities
*Yukihiro IGUCHI¹, Daisuke KAWASAKI¹, Satoshi YANAGIHARA¹ (1. University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G09] Development of Risk Informed Aging Management Program in Decommissioning
*Masao Uesaka¹, Kenta Murakami² (1. Nagaoka University of Technology, 2. The University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G10] Development of Technologies for Virtual Reality Simulation under Remote Operation for Decommissioning of Nuclear Power Plants
*Hiroshi Seki¹, Takayasu Kasahara¹, Katsuhiko Hirano², Takahiro Nagai² (1. Hitachi, 2. HGNE)
3:15 PM - 3:30 PM

[1G11] Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants II
*Tomohisa Gotou^{1,3}, Glenn Harvel², Yutaro Aoki¹, Takeyoshi Sunagawa¹ (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ., 3. Taihei Dengyo Ltd.)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1G12-15] Measurement Technology on Decommissioning

Chair:Daisuke Kawasaki(Univ. of Fukui)
3:50 PM - 5:00 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[1G12] Development of Clearance Measurement Method by Plastic Scintillation Fiber
*Yasushi Nagumo¹, Yuri Yoshihara¹, Kiyotaka Ueda², Yoichi Tsunoda² (1. Hitachi, 2. HGNE)
3:50 PM - 4:05 PM

[1G13] Evaluation of Exposure Dose using Recordings of Avatar Movement in XR
*Hiroko Nakamura Miyamura¹, Tomoki Sato¹, Yoshiaki Numata¹, Yasuhiro Tobita¹, Ayako Iwata¹, Masahiko Machida¹ (1. JAEA)
4:05 PM - 4:20 PM

[1G14] ORIGEN and ORGEN-S activation libraries produced from JENDL-5
*Chikara Konno¹, Mami Kochiyama¹, Hirokazu Hayashi¹ (1. JAEA)
4:20 PM - 4:35 PM

[1G15] Study on the identification of R&D tasks necessary for the establishment of non-destructive inspection technique using terahertz waves

*Koji Dozaki¹, Tadao Tanabe², Sho Fujii³, Tomoya Nishiwaki¹, Takayuki Aoki¹ (1. Tohoku University, 2. Shibaura Inst. of Tech., 3. National Institute of Technology, Kisarazu College)
4:35 PM - 4:50 PM

Room H

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

[1H01-05] Isotope Separation

Chair: Shuichi Hasegawa (UTokyo)

10:30 AM - 11:55 AM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[1H01] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Mai Fukumori¹, Kaede Yamada¹, Makoto Hasegawa¹, Takashi Tsunada², Kenya Tanaka², Tadafumi Kishimoto³ (1. ATOX, 2. Pesco, 3. Osaka Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1H02] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Tadafumi Kishimoto¹, Izumi Ogawa², Kenji Matsuoka¹, Takao Fukumoto¹, Ryuta Hazama³, Makoto Hasegawa⁴, Mai Fukumori⁴, Takanobu Shiraiishi⁵, Tomohiko Kawakami⁵, Takehiko Tsukahara⁶ (1. Research Center for Nuclear Physics, Osaka University, 2. Fukui University, 3. Osaka Sangyo University, 4. ATOX CO.LTD, 5. KAKEN CO.LTD, 6. Tokyo Institute of Technology)

10:45 AM - 11:00 AM

[1H03] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Naoki Horiguchi¹, Horiguchi¹, Hiroyuki Yoshida¹, Yoshihiro Kitatsuji¹, Mai Fukumori², Makoto Hasegawa², Tadafumi Kishimoto³ (1. JAEA, 2. ATOX, 3. Osaka Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1H04] Applicability Evaluation of Simulated Moving Bed Process for Separation of Lithium Isotopes

*Shotaro Kato¹, Shun Komura¹, Toshimasa Ohashi¹, Takahiko Sugiyama¹ (1. Nagoya Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1H05] Evaluation of Separative Performance of Water-Hydrogen Chemical Exchange Column Packed with Hydrophobic Platinum Catalyst Supported on Porous Silica Beads

*Yuka Nakane¹, Toshimasa Ohashi¹, Takahiko

Sugiyama¹ (1. Nagoya Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1H06-10] Separation and Recovery of Actinide Elements

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka University of Technology)

2:45 PM - 4:10 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[1H06] Fundamental Study on Carbonate-based Simple Reprocessing Utilizing Photochemical Reactivity of UO_2^{2+}

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1H07] Recycling Double-headed 2-pyrrolidone Derivatives through Conversion of Recovered Uranyl Nitrate Deposits to Yellowcake in NUMAP Reprocessing

*Ryoma Ono¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H08] Development of Advanced Adsorbent for Uranium Recovery from Seawater Based on Uranyl Coordination Chemistry

*Koma Ito¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H09] Batchwise multi-stage extraction using ADAAM extractant for mutual separation of Am and Cm

*Yuji Sasaki¹, Masashi Kaneko¹, Hideya Suzuki¹, Yasutoshi Ban¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1H10] Separation of Am by a mixed solvent of two extractants (ADAAM and B-TONAADA) in the SELECT process

*Hideya Suzuki¹, Kojiro Shimojo¹, Satoshi Nakamura¹, Tatsuya Emori¹, Tatsuya Kurosawa¹, Mitsunobu Shibata¹, Tomohiro Kawasaki¹, Ban Yasutoshi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1H11-13] Adsorption on Soil, Analytical Technique

Chair: Yuji Sasaki (JAEA)

4:10 PM - 5:00 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

- [1H11] Effect of Chemical Interaction of Carboxylic Acids on Cs(I) Adsorption Behavior onto Soil Minerals
*TAEYI NAM¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech)
4:10 PM - 4:25 PM
- [1H12] Development of analytical method of ¹²⁹I and ³⁶Cl for radioactive rubbles
*Yuki Ohta¹, Kiyoko Kurosawa¹, Yoshiaki Motoki¹, Van-Khoai Do¹, Takahiro Furuse¹ (1. JAEA)
4:25 PM - 4:40 PM
- [1H13] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
*ZhuoRan Ma¹, Takaharu Tatsuno¹, Yoshiya Homma², Kenji Konashi², Tatsuya Suzuki¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ.)
4:40 PM - 4:55 PM

Room I

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

[1I01-03] Vitrification 1

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

10:00 AM - 10:50 AM Room I (13 Bldg.1F 1313)

- [1I01] Elucidation of fine alloy behavior in molten glass
*Koya Yamazaki¹, Naoki Tarumi¹, Isamu Sato¹, Haruka Tada², Haruaki Matsuura¹ (1. Tokyo City University, 2. IHI Corporation)
10:00 AM - 10:15 AM
- [1I02] Evaluation of oxygen partial pressure dependence of oxidation and evaporation behavior of insoluble residues (noble metal precipitation) in high-level radioactive waste
*Yuki Oiwa¹, Isamu Sato¹, Haruaki Matsuura¹, Koya Yamazaki¹, Naoki Tarumi¹, Sayaka Chiba¹, Haruka Tada² (1. TCU, 2. IHI)
10:15 AM - 10:30 AM
- [1I03] Evaluation of nitric acid dissolution behavior of insoluble residue simulated alloys
*Sayaka Chiba¹, Koya Yamazaki¹, Haruaki Matsuura¹, Isamu Sato¹, Haruka Tada² (1. TCU, 2. IHI)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[1I04-07] Vitrification 2

Chair:Tetsuji Yano(Tokyo Tech)

10:50 AM - 11:55 AM Room I (13 Bldg.1F 1313)

- [1I04] MoO₃ solubility and durability of simulated radioactive waste glass containing V₂O₅
*Minako Nagata¹, Toshiaki Ohira¹, Toru Sugawara¹ (1. Akita University, Graduate School of Engineering Science)
10:50 AM - 11:05 AM
- [1I05] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF
*Seima Suzuki¹, Hikaru Ohtaka¹, Yasufumi Usui², Yoshin Morigaki², Ryosuke Ito² (1. JAEA, 2. IHI)
11:05 AM - 11:20 AM
- [1I06] Investigation of chemical state of uranium contained in borosilicate glass
*Nanako Katsuoka¹, Takayuki Nagai¹, Yoshihiro Okamoto¹, Takehiko Inose², Daisuke Akiyama³, Akira Kirishima³, Nobuaki Sato³ (1. JAEA, 2. Inspection Development, 3. Tohoku Univ.)
11:20 AM - 11:35 AM
- [1I07] Effect of metal-supported catalyst on the hydrothermal decomposition of solvent degradation products in reprocessing process
*Mayu Shimosawa¹, Tatsuya Horimai², Kiyoshi Anzai², Norio Kanehira², Tetsuo Honma¹ (1. NIT Hachinohe College, 2. JNFL)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[1I08-11] Vitrification 3

Chair:Fumihiko Kanayama(JAEA)

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

- [1I08] Solidification of Radioactive Cs in Fly Ash Washing Water by Indrum Vitrification Technology
*Shinta Watanabe¹, Kenji Takeshita¹, Miki Harigai¹, Kazuo Utsumi¹, Junichi Munezawa² (1. Tokyo Tech., 2. Envirotech development)
2:45 PM - 3:00 PM
- [1I09] Solidification of Radioactive Cs in Fly Ash Washing Water by Indrum Vitrification Technology
*Kenji Takeshita¹, Shinta Watanabe¹, Kazuo Utsumi¹, Junichi Munezawa² (1. Tokyo Tech, 2. Envirotech Development)
3:00 PM - 3:15 PM
- [1I10] Basic Research Programs of Vitrification

Technology for Waste Volume Reduction

*HIDENORI KAWASHIMA¹, Yasufumi Usui¹, Norio Kanehira², Masayuki Takeuchi³, Yoshihiro Okamoto³, Tsuyoshi Usami⁴ (1. IHI, 2. JNFL, 3. JAEA, 4. CRIEPI)
3:15 PM - 3:30 PM

[1111] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Tomofumi Sakuragi¹, Ryo Hamada¹, Miki Harigai¹, Hidekazu Asano¹, Kota Kawai², Mariko Regalado², Naoki Kondo², Oniki Toshiro³, Ryosuke Ito³ (1. RWMC, 2. MRI, 3. IHI)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1112-16] Vitrification 4

Chair:Ryo Hamada(RWMC)
3:50 PM - 5:10 PM Room I (13 Bldg.1F 1313)

[1112] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Toru Sugawara¹, Toshiaki Ohira¹, Ryou Souma², Kouhei Oowaku², Takeshi Tsukada², Norio Kanehira² (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)
3:50 PM - 4:05 PM

[1113] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Tetsuji Yano¹, Mizuto Saito¹, Hiroyuki Kadono¹, Tetsuo Kishi¹, Ryou Souma², Kohei Oowaku², Takeshi Tsukada¹, Norio Kanehira² (1. Tokyo Tech, 2. JNFL)
4:05 PM - 4:20 PM

[1114] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Kunihiko Nakano¹, Atsumi Miyajima¹, Haruka Tada¹, Toshiro Oniki¹ (1. IHI)
4:20 PM - 4:35 PM

[1115] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Tsuyoshi Usami¹, Kazuyoshi Uruga¹ (1. CRIEPI)
4:35 PM - 4:50 PM

[1116] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Daisuke Kaminaga¹, Hiroki Fukumoto¹, Tomohiro Agou¹, Yasunori Miyazaki², Yuichi Sano², Masayuki Takeuchi² (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA)
4:50 PM - 5:05 PM

Room J

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

[1J01-04] Computational Science &Engineering 1

Chair:Yoritaka Iwata(Kansai Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room J (13 Bldg.2F 1321)

[1J01] On predictability of POD-based ROM in Lagrangian particle methods

*Guangtao Duan¹, Shuo Li¹, Mikio Sakai¹ (1. University of Tokyo)
2:45 PM - 3:00 PM

[1J02] Numerical Investigation on the Self-Leveling Behavior of a Core Debris Bed

*Rui Li¹, Mikio SAKAI¹ (1. UTokyo)
3:00 PM - 3:15 PM

[1J03] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita¹ (1. INSS)
3:15 PM - 3:30 PM

[1J04] Fused LASSO for radiation sources estimation

*Susumu Yamada¹, Masahiko Machida¹ (1. JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1J05-07] Computational Science &Engineering 2

Chair:Masaaki Suzuki(Chukyo Univ.)
3:50 PM - 4:40 PM Room J (13 Bldg.2F 1321)

[1J05] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Kenichi Tada¹, Hiroshi Akie¹, Tomohiro Kamiya¹, Yasunobu Nagaya¹, Hiroyuki Yoshida¹ (1. JAEA)
3:50 PM - 4:05 PM

[1J06] Systematic understanding of adsorption reaction on clay minerals by experiments and *ab initio* calculations at the atomic level

*Akiko Yamaguchi^{1,2}, Yoshio Takahashi¹, Masahiko Okumura² (1. UTokyo, 2. JAEA)
4:05 PM - 4:20 PM

[1J07] Microscopic and Mesoscopic analysis of eutectic melting in Fe/B4C system

*Mitsuhiro Itakura¹, Hiroki Nakamura¹, Okumura Masahiko¹ (1. JAEA)
4:20 PM - 4:35 PM

Room K

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

[1K01-04] Analysis Method 1

Chair:Motomu Suzuki(CRIEPI)

10:15 AM - 11:20 AM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[1K01] Development of particle transport calculation method based on analytical collision probability

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

10:15 AM - 10:30 AM

[1K02] A Study on a Data-Driven Neutron Transport Calculation Method Using Proper Orthogonal Decomposition (POD)

*Shunya Teratani¹, Masato Ito¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya University)

10:30 AM - 10:45 AM

[1K03] A study on the finding algorithm for POD expansion order based on Wilks' method

*Masato Ito¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Yasuhiro Kodama², Hiroaki Nagano² (1. Nagoya Univ., 2. NFI)

10:45 AM - 11:00 AM

[1K04] Development of Real-Time 3D Fine Mesh Kinetics Calculation Method Based on POD

*Kaito Ito¹, Kosuke Tsujita², Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ., 2. NEL)

11:00 AM - 11:15 AM

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

[1K05-06] Analysis Method 2 (Monte Carlo)

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)

11:20 AM - 11:55 AM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[1K05] Development of the Functional Expansion Tally Method Expanded by Numerical Basis Functions Extracted by Singular Value Decomposition

*Ryoichi Kondo¹, Yasunobu Nagaya¹ (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[1K06] Development of a deep penetration calculation method combining proper orthogonal decomposition and Monte Carlo methods

*Kaito Mori¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹ (1. Nagoya Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1K07-08] Analysis Method 3

Chair:Tomoaki Watanabe(JAEA)

2:45 PM - 3:20 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[1K07] Development of a method to treat the energy variable in neutron transport calculations based on Discrete Wavelet Transform

*Yuya Suzuki¹, Willem van Rooijen¹ (1. University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K08] A resonance calculation of HTGR fuel with double heterogeneity using the RSE method

*Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹, Satoshi Takeda², Hiroki Koike³, Kazuya Yamaji³, Koji Asano³ (1. Nagoya Univ., 2. Osaka Univ., 3. MHI)

3:00 PM - 3:15 PM

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

[1K09-11] Analysis Code Development 1

Chair:Sin-ya Hohara(Kindai Univ.)

3:20 PM - 4:10 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[1K09] Diffusion theory-based α -eigenvalue calculation using GPU

*Hibiki Yamaguchi¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

3:20 PM - 3:35 PM

[1K10] Development of Core Calculation System for BWR composed Open Computer Code

*Mizuki Ito¹, Naoto Aizawa¹, Kazuaki Yamanaka², Takashi Nakui², Fumito Kubo², Ryohei Takasugi² (1. Tohoku Univ., 2. TOiNX)

3:35 PM - 3:50 PM

[1K11] Nuclear data sensitivity analysis for a sodium shielding experiment based on generalized perturbation theory

*Shuhei Maruyama¹, Tomohiro Endo², Akio Yamamoto² (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

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

[1K12-14] Analysis Code Development 2

Chair:Yuichi Yamane(JAEA)

4:10 PM - 5:00 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[1K12] Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

*Masato Yamamoto¹, Hiroki Koike¹, Koji Asano¹, Satoshi Takeda², Takanori Kitada², Toshikazu Takeda³

(1. MHI, 2. Osaka Univ., 3. Univ. of Fukui)

4:10 PM - 4:25 PM

[1K13] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

*Kazuya Yamaji¹, Hiroki Koike¹, Koji Asano¹, Satoshi Takeda², Akio Yamamoto³ (1. MHI, 2. Osaka Univ., 3. Nagoya Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1K14] A three dimensional direct heterogeneous full core calculation of a fast reactor by the GENESIS code based on the LEAF method

*Kazuo Takino¹ (1. JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM

Room L

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

[1L01-04] Modular HTGR

Chair:Naoki Mizuta(JAEA)

10:00 AM - 11:10 AM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[1L01] Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Seiji Fujiwara¹, akito nagata¹, Tetsu Suzuki¹, Kenichi Tanabe², Daisuke Sadahiro (1. TOSHIBA ESS, 2. Fuji Electric)

10:00 AM - 10:15 AM

[1L02] Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Akito Nagata¹, Kazuo Arie¹, Yasushi Tsuboi¹, Tetu Suzuki¹, Seiji Fujiwara¹, Takuro Tobo¹, Kenya Takiwaki¹, Kenichi Tanabe², Kazutaka Ohashi², Daisuke Sadahiro² (1. TOSHIBA ESS, 2. Fuji Electric)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L03] Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Tetsu Suzuki¹, Seiji Fujiwara¹, Akito Nagata¹, Shingo Wakasaki¹, Atsuko Matsuda¹, Yasuko Oyamatsu¹ (1. TOSHIBA ESS)

10:30 AM - 10:45 AM

[1L04] Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Kenichi Tanabe¹, Masaaki Nakano¹, Kazutaka Ohashi¹, Daisuke Sadahiro¹, Seiji Fujiwara², Tetsu Suzuki², Akito Nagata² (1. Fuji Electric, 2. TOSHIBA ESS)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[1L05-07] HTGR with Hydrogen Generator

Chair:Akito Nagata(TOSHIBA ESS)

11:10 AM - 12:00 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[1L05] Development of Large-Scale Hydrogen

Production Technology Utilizing Very High Temperature Part 2

*Naoki Mizuta¹, Katsunori Ishii¹, Keisuke Morita¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takanori Yasuda¹, Hiroki Noguchi¹, Yasunobu Nomoto¹, Atsushi Shimizu¹, Hiroyuki Sato¹, Sakaba Nariaki¹ (1. JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM

[1L06] Development of Large-Scale Hydrogen

Production Technology Utilizing Very High Temperature Part 2

*Katsunori Ishii¹, Naoki Mizuta¹, Keisuke Morita¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takanori Yasuda¹, Hiroki Noguchi¹, Yasunobu Nomoto¹, Atsushi Shimizu¹, Hiroyuki Sato¹, Nariaki Sakaba¹ (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[1L07] Development of Large-Scale Hydrogen

Production Technology Utilizing Very High Temperature Part 2

*Motohiro Nakagiri¹, koji asano¹, takao ito¹, takeshi matsuo¹, hiroyuki iwabuchi¹, hiroyuki onishi¹, yu kinori usui¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1L08-10] Advanced Reactor Design System with AI

Chair:taro kan(MFBR)

2:45 PM - 3:35 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[1L08] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach

through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Yasuhiro ENUMA¹, Masanori YOSHIKAWA¹, Yuki KONDO¹, Ryuta HASHIDATE¹, Akiyuki SEKI¹, Kenji YOKOYAMA¹, Shigeru TAKAYA¹, Rika MITSUMOTO¹, Taira HAZAMA¹ (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L09] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach

through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Masaaki Tanaka¹, Norihiro Doda¹, Erina Hamase¹,
kazuo Yoshimura¹, Toshiki Ezure¹, Akiyuki Seki¹, Kenji
Yokoyama¹, Masashi Miyazaki¹, Shigeo Ohki¹ (1.
JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

- [1L10] Development of Advanced Reactor Knowledge-
and AI-aided Design Integration Approach
through the whole plant lifecycle, ARKADIA
*Yasushi OKANO¹, Akihiro UCHIBORI¹, Mitsuhiro
AOYAGI¹, Masateru SONEHARA¹, Shinya ISHIDA¹, Joji
SOGABE¹, Takashi TAKATA² (1. JAEA, 2. UTokyo)
3:15 PM - 3:30 PM

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

[1L11-14] Design Technology for Advanced
Reactor 1

Chair: Masaaki Tanaka(JAEA)

3:35 PM - 4:40 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

- [1L11] Advancement of detailed core bowing analysis
code for fast reactor
*Hirokazu Ohta¹, Takanari Ogata¹, Kouji Kusumi¹,
Kazuya Ohgama², Hidemasa Yamano², Satoshi
Futagami², Naoki Nakagawa³, Ryo Kawabata³,
Hiromichi Gima³, Shinichiro Matsubara³ (1. CRIEPI, 2.
JAEA, 3. MHI)
3:35 PM - 3:50 PM
- [1L12] Advancement of detailed core bowing analysis
code for fast reactor
*Naoki Nakagawa¹, Ryo Kawabata¹, Hiromichi Gima¹,
Shinichiro Matsubara¹, Hirokazu Ohta³, Takanari
Ogata³, Kouji Kusumi³, Kazuya Ohgama², Hidemasa
Yamano², Satoshi Futagami² (1. MHI, 2. JAEA, 3.
CRIEPI)
3:50 PM - 4:05 PM
- [1L13] Study on design optimization of a homogeneous
two-region core utilizing Bayesian optimization
*Kazuki Kuwagaki¹, Kenji Yokoyama¹ (1. JAEA)
4:05 PM - 4:20 PM
- [1L14] Design of a low sodium void reactivity core
concept of tank-type sodium-cooled fast
reactor
*Takashi Hasegawa¹, Taro Kan², Hiroyuki Moriwaki²,
Minako Tokizaki², Hidemasa Yamano³, Kazuya Takano³
(1. MHI NSE, 2. MFBR, 3. JAEA)
4:20 PM - 4:35 PM

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

[1L15-17] Design Technology for Advanced
Reactor 2

Chair: Tomomi Otani(MFBR)

4:40 PM - 5:30 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

- [1L15] Development of failure mitigation technologies
for improving resilience of nuclear structures
*Naoto Kasahara¹, Kazuyuki Demachi¹, Takuya Sato¹,
Masakazu Ichimiya¹, Hidemasa Yamano², Izumi
Nakamura³ (1. The University of Tokyo, 2. JAEA, 3.
NIED)
4:40 PM - 4:55 PM
- [1L16] Development of failure mitigation technologies
for improving resilience of nuclear structures
*Sho Hasegawa¹, Yiji Ye¹, Masakazu Ichimiya¹, Naoto
Kasahara¹ (1. UTokyo)
4:55 PM - 5:10 PM
- [1L17] Development of failure mitigation technologies
for improving resilience of nuclear structures
*Kazuyuki Demachi¹, Satoshi Abe¹, Shi Chen¹, Kenichi
Kurisaka² (1. UTokyo, 2. JAEA)
5:10 PM - 5:25 PM

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

[1A01-06] Liquid Metal and Functional Materials

Chair: Teppei Otsuka (Kindai Univ.)

Mon. Mar 13, 2023 10:15 AM - 11:55 AM Room A (11 Bildg.1F 1101)

- [1A01] Formation behavior and adhesion strength of protective oxide layer on FeCrAl-ODS alloys
*Yoshiki Kitamura¹, Naoko Oono², Yoshimitsu Hishinuma³, Masatoshi Kondo¹ (1. Tokyo Tech, 2. Yokohama Natl. Univ., 3. NIFS)
10:15 AM - 10:30 AM
- [1A02] Investigation on repair technique of functional coatings by recoating
*Tetsuma Ito¹, Hikaru Fujiwara¹, Kento Shirota¹, Wataru Matsuura¹, Kheim Do Duy¹, Yuka Shimizu¹ (1. Shizuoka University)
10:30 AM - 10:45 AM
- [1A03] Fabrication and characterization of silica-based functional coating
*Yuka Shimizu¹, Hikaru Fujiwara¹, Kento Shirota¹, Wataru Matsuura¹, Tetsuma Ito¹, Takumi Chikada¹ (1. Shizuoka Univ.)
10:45 AM - 11:00 AM
- [1A04] α -Al₂O₃ layer formation on inner surface of APMT tube for reduction of MHD pressure drop in liquid metal blanket manifold system
*Ryuhei Muto¹, Ryunosuke Nishio¹, Teruya Tanaka², Masatoshi Kondo¹ (1. Tokyo Tech, 2. NIFS)
11:00 AM - 11:15 AM
- [1A05] Reduction of MHD pressure drop by electrical insulating α -Al₂O₃ layer on FeCrAl-ODS alloys in liquid breeder blankets of fusion reactors
*Ryunosuke Nishio¹, Teruya Tanaka², Naoko Oono³, Masatoshi Kondo¹ (1. Tokyo Tech, 2. NIFS, 3. Yokohama Natl. Univ.)
11:15 AM - 11:30 AM
- [1A06] Lithium isotope distribution between liquid metal and ternary chloride molten salt
*Ryo Ito¹, Fu Nomoto¹, Shun Aratani¹, Keisuke Mukai¹, Juro Yagi¹ (1. Kyoto Univ.)
11:30 AM - 11:45 AM

FeCrAl-ODS 合金の保護性酸化被膜形成挙動と密着強度に関する研究

Formation behavior and adhesion strength of protective oxide layer on FeCrAl-ODS alloys

*北村嘉規¹, 大野直子², 菱沼良光³, 近藤正聡¹

¹東京工業大学, ²横浜国立大学, ³核融合科学研究所

FeCrAl-ODS 合金上に形成する α - Al_2O_3 被膜は保護性被膜として期待されている。 α - Al_2O_3 保護性被膜の形成挙動と緻密組織、密着強度に関する研究を実施した。

キーワード: 酸化被膜, FeCrAl 合金, マイクロスクラッチ試験, 密着強度

1. 緒言 原子炉の構造材料の耐環境性は、保護性酸化被膜の形成により劇的に改善する。保護性酸化被膜は、熱力学的安定性、緻密さ、密着強度により性能が決まる。 Al_2O_3 は、高温蒸気、液体金属などの様々な環境において優れた熱力学的安定性を有している。FeCrAl 合金は 1273 K 付近で予備酸化処理を施すことで表面に保護性 α - Al_2O_3 被膜を形成する。本研究の目的は、FeCrAl-ODS 合金が形成する α - Al_2O_3 被膜の緻密さと密着強度を明らかにすることである。

2. 実験条件 APMT (Fe-21Cr-5Al-3Mo), NF12 (Fe-12Cr-6Al-ZrODS), SP10 (Fe-14Cr-6Al-ZrODS) を対象として予備酸化処理を 1273-1373 K, 2-10 時間の大気下で実施した。予備酸化処理後、酸化被膜の形成に伴う試験片の重量増加を測定し、XRD および STEM/EDS により酸化被膜の性状を明らかにした。さらに、マイクロスクラッチ試験により酸化被膜の密着強度を評価し、剥離する際の臨界荷重と被膜状態の関係性を明らかにした。マイクロスクラッチ試験は、スタイラス径が 15 μm 、スクラッチ速度が 5 $\mu\text{m}/\text{s}$ 、印加荷重速度が 1 mN/s の条件で実施した。

3. 実験結果・考察 予備酸化処理時間が 2 時間から 10 時間においても FeCrAl 合金の表面に α - Al_2O_3 被膜が形成することが XRD 分析によりわかった。図 1 に予備酸化処理(1273 K, 10 時間)により SP10 上に形成した厚さ約 1 μm の α - Al_2O_3 被膜断面の STEM/EDS マッピング像を示す。ODS 合金に添加されている活性元素が α - Al_2O_3 被膜の粒界や母材との界面に偏析していることがわかった。これらが膜内の酸素の拡散経路として機能し、膜厚増加に寄与していると考えられる。図 2 に α - Al_2O_3 被膜に対するマイクロスクラッチ試験の結果を示す。APMT よりも ODS 合金の方が高い密着強度を有している事がわかった。ODS 合金の被膜母材界面の凹凸高さの大きさを調べたところ、図 3 のように ODS 合金が APMT より大きいことがわかった。こうしたことから凹凸形状が大きいほど、 α - Al_2O_3 被膜の密着強度が増加することがわかった。

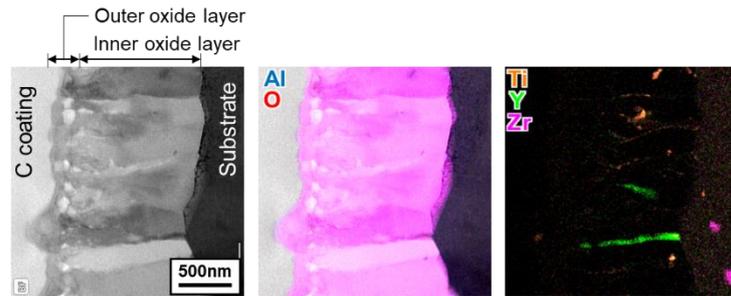


図 1. 予備酸化処理 (1273 K, 10 時間) により SP10 上に形成した α - Al_2O_3 被膜の断面 STEM/EDS マッピング像

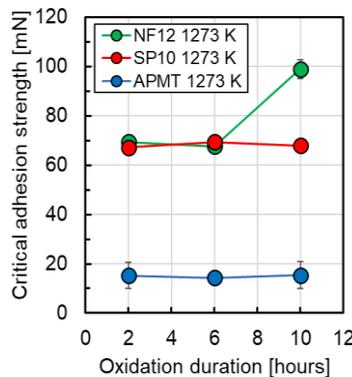


図 2. 1273 K の予備酸化処理により FeCrAl 合金上に形成した α - Al_2O_3 被膜の密着強度

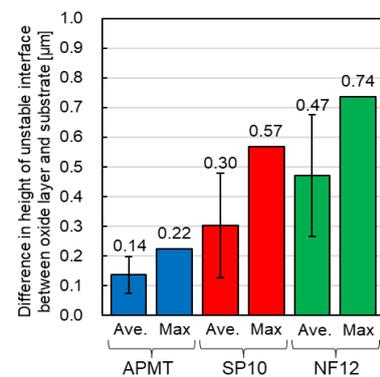


図 3. 1273 K, 10 時間酸化処理後の Al_2O_3 被膜と母材界面の凹凸高さの測定結果

*Yoshiki Kitamura¹, Naoko Oono², Yoshimitsu Hishinuma³, Masatoshi Kondo¹

¹Tokyo Tech., ²Yokohama Natl. Univ., ³NIFS.

再成膜による機能性被覆の修復技術の検討

Investigation on repair technique of functional coatings by recoating

*伊藤 鉄馬¹、藤原 輝¹、城田 賢渡¹、松浦 航¹、Do Duy Kheim¹、清水 悠加¹、近田 拓未¹

¹ 静岡大学

核融合炉ブランケットでの適用が検討されている機能性被覆に対して熱応力による損傷を与えた後に再成膜し、被覆の密着性および水素同位体透過挙動を調べることを通して、再成膜による修復手法を検討した。

キーワード: 修復、透過、被覆、密着性、再成膜

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおいてトリチウムの透過漏洩を抑制するために、構造材料表面に機能性被覆を施す研究が進展し、これまでセラミックスを用いた被覆が高い水素同位体透過低減性能やトリチウム増殖材との共存性を示した[1,2]。一方、ブランケットでの長時間の運転において、被覆は熱サイクル、照射損傷、および腐食等により劣化する可能性があり、状況に応じて定期点検時に修復や交換が想定されるが、損傷を受けた被覆の修復技術の検討は皆無である。そこで本研究では、損傷を与えた被覆に対して再成膜による修復手法の検討を行った。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H を基板として用い、機能性被覆として酸化ジルコニウム (ZrO_2) 被覆を有機金属分解法で作製した。被覆試料に対して、赤外線ゴールドイメージ炉を用いて室温から 625 °C の温度範囲で昇降温による熱負荷を与えた後、再成膜を行った。その後、重水素透過試験およびスクラッチ試験、走査型電子顕微鏡 (SEM) やレーザー顕微鏡による表面観察を行い、再成膜後の水素同位体透過低減性能および密着性、表面状態を評価した。

3. 結果・考察

図に成膜後[2]、損傷後および修復後の ZrO_2 被覆に対する重水透過フラックスの温度依存性を示す。損傷後の透過フラックスは成膜後の透過フラックスと比べ 1 桁程度上昇し、損傷導入による被覆の透過低減性能の劣化が確認された。一方、修復後の透過フラックスは損傷後のものと比べ 2 桁程度低下しており、修復による被覆の透過低減性能の回復が確認された。発表では、SEM およびレーザー顕微鏡による表面・断面観察結果、スクラッチ試験による修復後被覆の密着性についても併せて報告する。

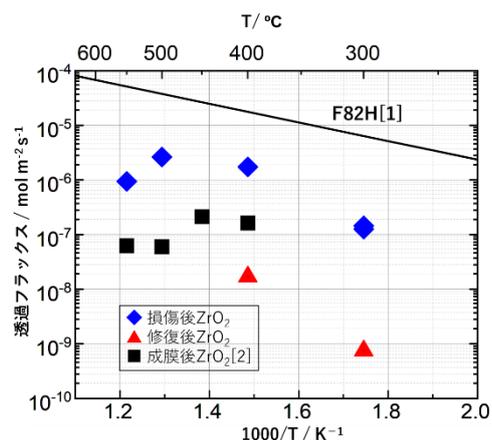


図 損傷後および修復後の ZrO_2 被覆に対する重水素透過フラックスの温度依存性

参考文献

[1] T. Chikada *et al.*, Nucl. Fusion 51 (2011) 063023 (5pp).

[2] M. Matsunaga *et al.*, J. Nucl. Mater. 511 (2018) 537–543.

*Tetsuma Ito¹, Hikaru Fujiwara¹, Kento Shirota¹, Wataru Matsuura¹, Kheim Do Duy¹, Yuka Shimizu¹, Takumi Chikada¹

¹Shizuoka Univ.

二酸化ケイ素を主成分とする機能性被覆の作製と特性評価

Fabrication and characterization of silica-based functional coating

*清水 悠加¹, 藤原 輝¹, 城田 賢渡¹, 松浦 航¹, 伊藤 鉄馬¹, 近田 拓未¹

¹静岡大学

核融合炉におけるトリチウムの透過漏洩を低減するために設置が検討されている機能性被覆の研究として、酸素拡散係数の小さい二酸化ケイ素を主成分とするセラミックス被覆の作製および特性評価を実施した。

キーワード: トリチウム, 透過, 被覆, 二酸化ケイ素

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおけるトリチウムの透過漏洩の解決策として、配管等の表面にトリチウム透過低減被覆を施すことが検討され、セラミックス材料を中心として研究が進められている。これまでに様々なセラミックス被覆が高い水素同位体透過低減性能を示した一方で、被覆中の酸素拡散による劣化が問題となっている[1]。そこで本研究では、酸素拡散係数の小さい二酸化ケイ素を主成分とする機能性被覆の作製、および試料分析と重水素透過試験を実施することを通して、最適な成膜条件と水素同位体透過低減被覆としての適応性を調査した。

2. 実験手法

SUS430 を基板として用い、市販のホーロー液をディップコートで成膜した後、アルゴンと水素の混合ガス中で 600 °C ~ 850 °C、10 ~ 60 分焼成した。各試料に対して、電界放出型走査電子顕微鏡 (FE-SEM) による表面・断面観察、およびエネルギー分散型 X 線分析法 (EDX) による元素分析を行った。さらに、ガス透過法による重水素透過試験を導入圧力 10 ~ 80 kPa、試験温度 400 ~ 700 °C の条件で実施した。

3. 結果・考察

図に、650 °C および 700 °C で熱処理を行った被覆試料の表面 SEM 像を示す。650 °C で熱処理した試料では多数の空隙がみられたのに対し、700 °C の試料では緻密な表面構造を示した。この結果から、650 °C 以下の熱処理温度では、ホーローの成分が十分に融解しなかったと考えられ、平滑な被覆表面を得るためには 700 °C 以上の温度が必要であることが明らかになった。また、断面観察から、膜厚は 10 ~ 20 μm であった。850 °C、10 分で焼成した被覆試料の重水素透過試験では、試験中に透過低減性能が向上し、最終的に未被覆鋼材に対して重水素透過を 3 桁低減した。発表では、焼成パラメータを変化させた被覆試料の結果についてもあわせて報告する。

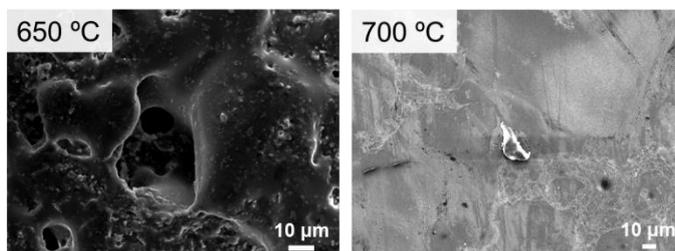


図 650 °C および 700 °C で熱処理を行った被覆試料の表面 SEM 像

参考文献

[1] T. Chikada *et al.*, Corros. Sci. 182 (2021) 109288

*Yuka Shimizu¹, Hikaru Fujiwara¹, Kento Shirota¹, Wataru Matsuura¹, Tetsuma Ito¹, Takumi Chikada¹

¹Shizuoka Univ.

APMT 円管の内壁に形成された α -Al₂O₃ 被膜による MHD 圧力損失低減の検討

α -Al₂O₃ layer formation on inner surface of APMT tube for reduction of MHD pressure drop in liquid metal blanket manifold system

*武藤 龍平¹, 西尾 龍乃介¹, 田中 照也², 近藤 正聡³,

¹東京工業大学工学院機械系, ²核融合科学研究所,

³東京工業大学ゼロカーボンエネルギー研究所

核融合炉の液体増殖材である液体リチウム鉛合金(LiPb)が通過するブランケットマニフォールド部において、MHD 圧力損失を抑制する必要がある。APMT (Fe-21Cr-5Al-3Mo)の円管内壁に形成された約 1.4 μm の α -Al₂O₃ 被膜の導電率を、室温から 582 $^{\circ}\text{C}$ の条件で計測した結果、低い導電率を有していることがわかった。APMT の配管内壁に α -Al₂O₃ 被膜を形成させることにより MHD 圧力損失を十分に低減できることを数値シミュレーションにより明らかにした。

キーワード：核融合炉、液体ブランケット、MHD 圧力損失、FeCrAl 合金、 α -Al₂O₃ 被膜

1. 緒言 核融合ブランケット内の液体 LiPb はマニフォールドを通じて出入りする。核融合炉内の液体 LiPb が通過する流路では強磁場下での大きな MHD 圧力損失が課題である。既往研究によって FeCrAl 合金である APMT(Fe-21Cr-5Al-3Mo)の平板上に予備酸化処理で形成される α -Al₂O₃ 被膜が MHD 圧力損失を十分に低減できることが分かってきた。しかし、予備酸化処理によって APMT の円管内壁に形成される α -Al₂O₃ 被膜の MHD 圧力損失の低減効果は明らかにされていない。本研究の目的は APMT 円管の内壁に形成された α -Al₂O₃ 被膜によるマニフォールドでの MHD 圧力損失の低減効果を明らかにすることである。

2. APMT 円管内壁に形成された α -Al₂O₃ 被膜の分析

APMT 円管試験片のサイズは内径 12 mm、管厚 1.5 mm、長さ 10 mm である。1100 $^{\circ}\text{C}$ 、10 時間の大気下での予備酸化処理を行い、試験片の表面に α -Al₂O₃ 被膜を形成させた。SEM/EDX での表層断面分析を行って 1.4 μm の α -Al₂O₃ 被膜が形成されたことが分かった。また、予備酸化処理中に被膜が剥離して別の酸化物が局所的に形成されていることが分かった。図 1 に導電率測定装置の概念図を示す。APMT 円管内壁の α -Al₂O₃ 被膜の温度が室温から 582 $^{\circ}\text{C}$ までの範囲で導電率測定を行った。図 2 に導電率測定の結果を示す。測定された導電率にはばらつきが得られた。 α -Al₂O₃ 被膜が剥離していた箇所による影響が考えられる。582 $^{\circ}\text{C}$ の時の導電率が既往研究の同条件の予備酸化処理で形成された APMT 平板上の α -Al₂O₃ 被膜の導電率とよく一致していた。

3. α -Al₂O₃ 被膜による MHD 圧力損失抑制効果の検証

α -Al₂O₃ 被膜がない時とある時の 10 T の磁場下を 1 m/s で直交する 582 $^{\circ}\text{C}$ の液体 LiPb 流れのシミュレーションを行った。流路のサイズは内径 210 mm、管厚 30 mm、長さ 400 mm とした。分析に基づいて α -Al₂O₃ 被膜の厚さは 1.4 μm 、導電率は 2.5×10^{-7} S/m とした。流路内壁に α -Al₂O₃ 被膜がない時の MHD 圧力損失は 19 MPa/m であった。被膜がある時は 0.1 MPa/m であった。APMT 円管内壁に形成された α -Al₂O₃ 被膜が MHD 圧力損失を十分に低減できることが明らかとなった。

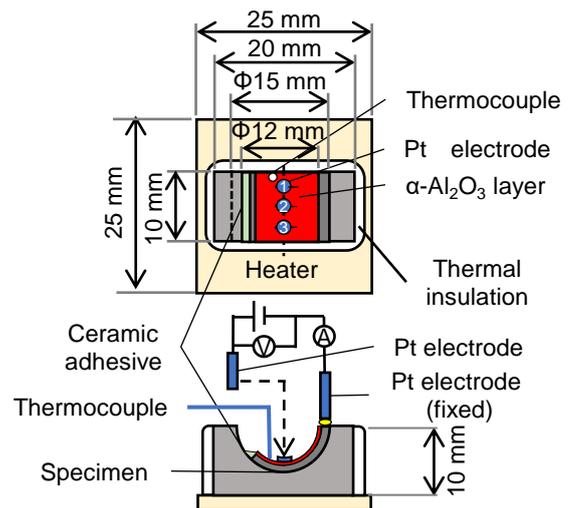


図 1 導電率測定概念図

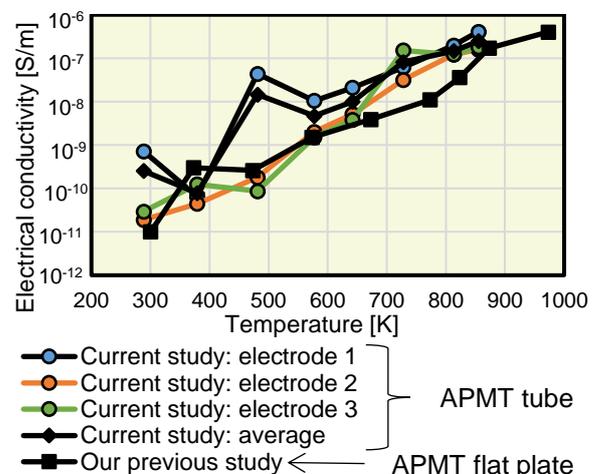


図 2 APMT 円管の内壁に形成された α -Al₂O₃ 被膜と平板上に形成された α -Al₂O₃ 被膜の導電率の比較

*Ryuhei Muto¹, Ryunosuke Niishio¹, Teruya Tanaka² and Masatoshi Kondo¹

¹Tokyo Institute of Technology, ²National Institute for Fusion Science

核融合炉液体増殖ブランケットにおける FeCrAl-ODS 合金上の α -Al₂O₃ 被膜による MHD 圧力損失抑制効果に関する研究

Reduction of MHD pressure drop
by electrical insulating α -Al₂O₃ layer on FeCrAl-ODS alloys in liquid breeder blankets of fusion reactors

*西尾 龍乃介¹, 田中 照也², 大野 直子³, 近藤 正聡⁴

¹東京工業大学工学院機械系, ²核融合科学研究所,
³横浜国立大学大学院工学研究院, ⁴東京工業大学科学技術創成研究院

核融合炉液体鉛リチウム鉛 (LiPb) ブランケットでは強磁場下で発生する MHD 圧力損失が課題である。LiPb ブランケットの候補構造材料である ODS FeCrAl 合金上に形成される α -Al₂O₃ 被膜は MHD 圧力損失を抑制するために十分な電気絶縁性能を持つことを明らかにした。更に、矩形管流路断面のアスペクト比を変化させることによって、MHD 圧力損失を抑制できる可能性があることを明らかにした。

キーワード:

核融合炉、液体金属ブランケット、MHD 圧力損失、電磁流体力学、FeCrAl-ODS 合金、酸化被膜

1. 緒言 核融合炉液体鉛リチウム鉛 (LiPb) ブランケットでは、強磁場下における MHD 圧力損失が課題である。ブランケット流路内面に形成した酸化被膜の電気絶縁性による MHD 圧力損失抑制が考案されている。液体 LiPb ブランケットの候補材料とされる ODS FeCrAl 合金 (FeCrAl-ODS) は、1273K 程度の気中での酸化処理により α -Al₂O₃ 被膜を形成する。本研究では、FeCrAl-ODS 上に形成される α -Al₂O₃ 被膜の電気絶縁性を検証し、 α -Al₂O₃ 被膜が形成した薄肉 FeCrAl-ODS 管を流路にインサクションすることによる MHD 圧力損失抑制効果を数値計算により明らかにした。また α -Al₂O₃ 被膜で電気絶縁された矩形管のアスペクト比を変化させることによる MHD 圧力損失の変化を検証した。

2. FeCrAl-ODS 合金上に形成された α -Al₂O₃ 被膜の導電率測定

FeCrAl-ODS 試験片 (NF12: Fe-12Cr-6Al, SP10: Fe-14Cr-7Al) に対して 1273 K 及び 1373 K の気中における予備酸化処理 (10 時間) を行い、試験片表面に α -Al₂O₃ 被膜を形成させた。FeCrAl-ODS 上に形成された α -Al₂O₃ 被膜の厚さは 1 - 3 μ m 程度であり、FeCrAl 合金である Kanthal®APMT 上に形成した被膜と比べて厚膜化していた。大気雰囲気下で試験片表面の酸化被膜の導電率を室温から 1073K の温度範囲で測定した。図 1 に電気伝導率の測定結果を示す。FeCrAl-ODS 上に形成された α -Al₂O₃ 被膜は、LiPb ブランケットの運転温度域とされる 573 K - 1073 K においても MHD 圧力損失抑制に十分に有効な電気絶縁性を有していた。

3. 流路形状による MHD 圧力損失への影響の検証

図 2 に示した完全に電気絶縁された矩形管に LiPb が流れたときの MHD 圧力損失を、解析解[1]を用いて導出した。表 1 に解析条件を示す。矩形管のアスペクト比 ($d \equiv a/b$) に対する MHD 圧力損失の変化を検証した。図 3 にアスペクト比に対する MHD 圧力損失の変化を示す。 $B = 10$ T のとき、圧力損失はアスペクト比の増加とともに減少する傾向を示した。 $d = 1$ から $d = 16$ とすることで、MHD 圧力損失は電気絶縁された後からさらに 74%ほど抑制できる可能性があることが示唆された。

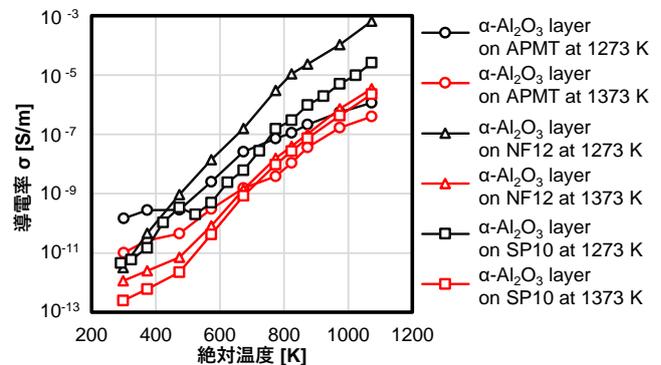


図 1 α -Al₂O₃ 被膜の導電率測定結果

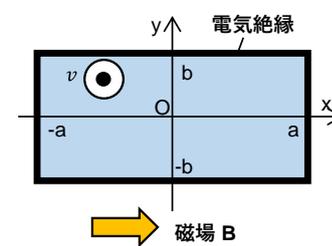


図 2 電気絶縁された矩形管

表 1 解析条件

流体	PbLi
温度	450 °C
平均流速 v	2 m/s
磁場 B	0, 1, 10 T
断面積	0.01 m ²

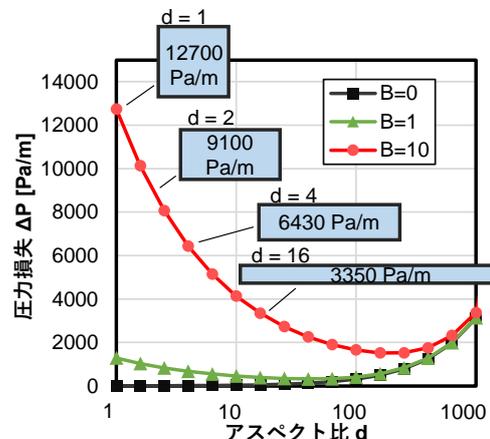


図 3 アスペクト比に対する MHD 圧力損失の変化

[1] J. A. Shercliff, Math. Proc. Camb. Philos. Soc. **49** (1953) 136-144.

^{*}Ryunosuke Nishio¹, Teruya Tanaka², Naoko Oono³ and Masatoshi Kondo¹

¹ Tokyo Institute of Technology, ² National Institute for Fusion Science, ³ Yokohama National University

液体金属と3元系塩化物溶融塩間におけるリチウム-6同位体の平衡分配

Lithium isotope distribution between liquid metal and ternary chloride molten salt

*伊藤 諒¹, 野本 楓¹, 荒谷 舜¹, 向井 啓祐^{1,2}, 八木 重郎^{1,2}

¹京都大学エネルギー科学研究科, ²京都大学エネルギー理工学研究所

液体金属 Li もしくは Li-Pb と 3 元系塩化物溶融塩 LiCl-KCl-CsCl の二液相間で ⁶Li 同位体を平衡分配させ、Q-ICP-MS 測定により Li 同位体比の詳細分析を行う。

キーワード：同位体効果, 同位体濃縮, リチウム, リチウム鉛, 液体金属, 溶融塩, 核融合ブランケット

1. 緒言

核融合炉におけるトリチウム燃料サイクル確立のために、環境負荷の小さいリチウム-6 (⁶Li) 同位体濃縮技術の開発が求められる。新手法として、当研究グループでは液体金属と溶融塩を用いた二液相間での化学交換法を提案しており、リチウム (Li) もしくは Li-Pb 共晶合金 (Li-Pb) と共晶 LiCl-KCl を用いる体系において、375°Cでの液体金属相への⁶Liの濃縮が示唆された[1]。本研究では、溶融塩相に共晶 LiCl-KCl-CsCl を用い、Li の同位体効果を検討する。

2. 実験

Li もしくは Li-Pb を共晶 LiCl-KCl-CsCl (LiCl 57.5 -KCl 13.3 -CsCl 29.2

mol.%) とともにキャプセル (SUS316L 製) に封入し、高温環境下で回転 $\alpha = \frac{([\text{}^6\text{Li}]/[\text{}^7\text{Li}])_{\text{液体金属}}}{([\text{}^6\text{Li}]/[\text{}^7\text{Li}])_{\text{溶融塩}}}$ (1)

攪拌試験を行う。図 1 に示す通り、キャプセルは電気炉内に設置され、

4 rpm かつ一定温度 (液体金属と溶融塩の融点以上とする) で 12 時間回転する。キャプセル内で液体金属と溶融塩が接液し、⁶Li は二液相間で平衡分配される。水溶処理後に四重極型誘導結合プラズマ質量分析 (Q-ICP-MS) により液体金属相と溶融塩相それぞれの Li 同位体比を測定して、式 (1) で定義される分離係数を算出する。予備試験として、本試験同様のキャプセルに LiCl-KCl-CsCl を封入し、共晶点測定を行った。

3. 結果

予備試験の結果を図 2 に記す。過去に報告された値 (265 °C) [2]の付近に共晶点に相当するプラトー (263°C) を確認した。この結果を踏まえて、本試験では 263 °C を上回る温度 4 点 (275 °C から 50 °C 毎) で回転攪拌試験を行い、本体系における ⁶Li 同位体濃縮効果及びその温度依存性を報告する。

参考文献

[1] R. Ito et al., Fusion Sci. Technol. submitted

[2] H. Ito et al., J. Chem. Eng. Data 46, 1203-1205, 2001

*Ryo Ito¹, Fu Nomoto¹, Shun Aratani¹, Keisuke Mukai^{1,2} and Juro Yagi^{1,2}

¹Graduate School of Energy Science, Kyoto University, ²Institute of Advanced Energy, Kyoto University

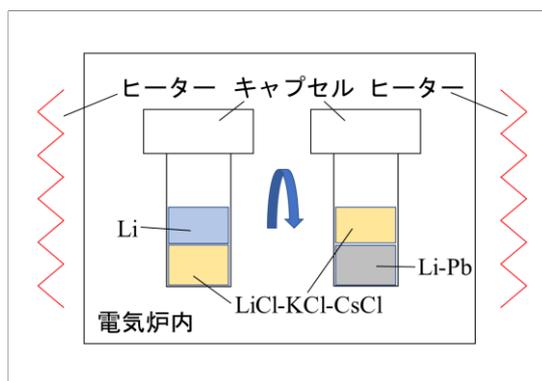


図 1 二液接触式回転攪拌装置の模式図

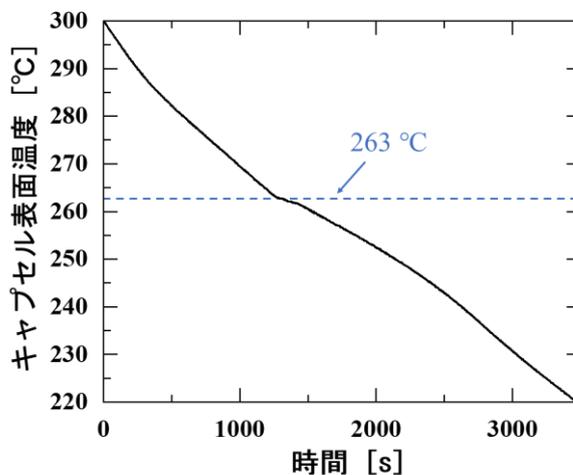


図 2 LiCl-KCl-CsCl 封入キャプセルの徐冷下における外壁温度

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

[1A07-11] Divertor and Superconducting Materials

Chair:satoshi konishi(Kyoto Fusioneering)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 4:10 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[1A07] High Accurate Evaluation of Deuterium and Helium Behavior in Tungsten by STEM-EELS

*Kohei Sano¹, Tomoya Sawae¹, Mitsutaka Haruta², Hiroki Kurata², Mitsutaka Miyamoto¹ (1. Shimane Univ., 2. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A08] Effects of Mo or Zr Addition on Plasma Irradiation Resistance of W-Y₂O₃ Alloy

*Qiu Xu¹, Mitsutaka Miyamoto², Masayuki Tokitani³, Koichi Sato⁴ (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 2. Shimane University, 3. National Institute for Fusion Science, 4. Kagoshima University)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A09] Strain reduction in tungsten due to annealing and change in hydrogen isotope permeation behavior.

*Hiroki Yata¹, Kobayashi Makoto^{1,2}, Takuya Nagasaka^{1,2} (1. The Graduate University for Advanced Studies, 2. National Institute for Fusion Science)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A10] Role of nuclear transmuted Re on tungsten by HD mixed plasma irradiation Hydrogen isotope permeation behavior for W-Re alloy by HD mixed plasma exposure

*Yuzuka Hoshino¹, Naoko Ashikawa², Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

3:30 PM - 3:45 PM

[1A11] Evaluation of irradiation defects in REBCO with first-principal calculation

*Kota Sakurai¹, Naoko Oono¹ (1. Yokohama Natl. Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

STEM-EELS によるタングステン中の重水素,ヘリウム挙動の高精度評価

High Accurate Evaluation of Deuterium and Helium Behavior in Tungsten by STEM-EELS

*佐野航平¹, 澤江伴弥¹, 治田充貴², 倉田博基², 宮本光貴¹

¹島根大学, ²京都大学

ヘリウム予照射後に重水素照射したタングステン薄膜試料中の各ガス原子の存在状態および補足位置を STEM-EELS を用いて定量的に評価した。

キーワード：ガス保持特性, 微細組織, ヘリウムバブル, 重水素, タングステン

1. はじめに タングステンは将来の核融合炉ダイバータ材料として利用が予定されている。これまで、欠陥形成に寄与の大きいヘリウムを予照射したタングステンにおいて重水素保持量が大幅に増加するなど、ヘリウムが水素保持挙動に多大なる影響をもたらすことが報告されているが、決定的な知見は依然として得られていない。本研究では、タングステン中の重水素, およびヘリウムの存在状態および捕捉位置をモノクロメータ搭載低加速原子分解能分析電子顕微鏡(STEM-EELS, 京都大学)により定量的に評価した。

2. 実験方法 イオン銃直結型透過型電子顕微鏡を用いて、室温で 3 keV-He⁺予照射後, 3 keV-D₂⁺を 1×10^{21} atoms/m²まで薄膜タングステンに照射し, その場観察した。その後 STEM-EELS により, 室温から 100 K 刻みで昇温して各温度帯での重水素, およびヘリウムの存在位置を高い空間分解能で定量的に評価した。

3. 結果・考察 図にヘリウム予照射後, 重水素照射したタングステンを等時焼鈍した際の, 各温度における(a)高角度散乱円環暗視野像(HAADF), および(b)重水素, (c)ヘリウムの濃度分布像を示す。HAADF 像中の黒いコントラストはヘリウム予照射に起因したヘリウムバブルを示す。重水素マッピングからバブル内に明瞭に高濃度の重水素が存在することが明らかとなり, 保持量の増加に寄与したと考えられた。バブル内の重水素濃度は温度の上昇に伴い低下し, 473K 程度で放出されたことが分かった。一方, ヘリウムは昇温によりバブル内の濃度が上昇しており, バブル外に多くのヘリウムが捕獲されており, 温度を上昇させることでより安定な捕捉サイトとなるバブル内に蓄積していく様子が確認された。本発表では, 昇温脱離実験の結果とあわせて, バブル内の重水素, ヘリウムの定量評価の結果も報告する。

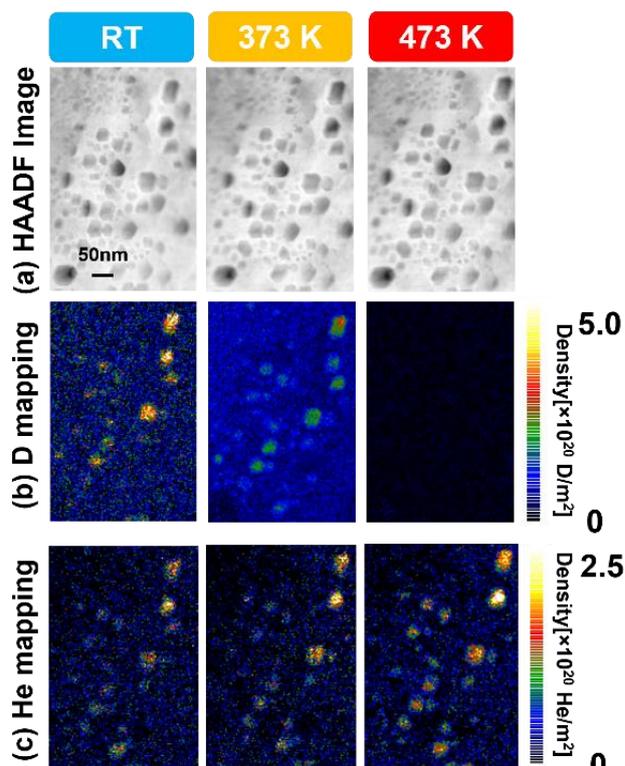


図. ヘリウム予照射後, 重水素照射したタングステンの昇温下における (a)高角度散乱円環暗視野像と(b)重水素, および (c)ヘリウムの濃度分布像。

*Kohei Sano¹, Tomoya Sawae¹, Mitsutaka Haruta², Hiroki Kurata², Mitsutaka Miyamoto¹

¹Shimane Univ., ²Kyoto Univ.

W-Y₂O₃合金の耐プラズマ照射性に及ぼす Mo または Zr の添加効果

Effects of Mo or Zr Addition on Plasma Irradiation Resistance of W-Y₂O₃ Alloy

*徐 虬¹, 宮本 光貴², 時谷 政行³, 佐藤 紘一⁴

¹京都大学複合研, ²島根大学, ³核融合研, ⁴鹿児島大学

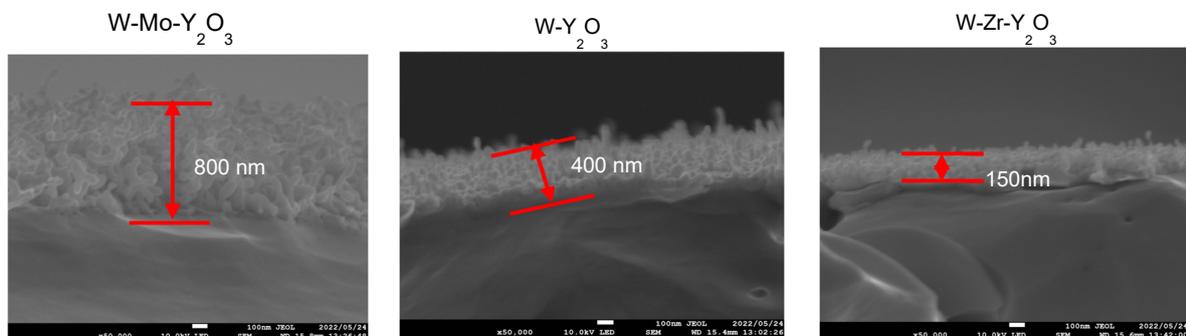
本研究では、Mo または Zr を添加した W-Y₂O₃ 合金にヘリウム、重水素プラズマを照射し、タングステン合金の表面損傷に及ぼす Mo または Zr の添加効果を調べた。

キーワード：タングステン合金, プラズマ, ヘリウム, 重水素

1. 緒言：タングステンは融点が高い、スパッタ率が低い、水素蓄積が少ない利点があるため、プラズマ対向材料として注目されている。一方、低温脆化、再結晶脆化及び照射脆化がタングステンの使用の問題点となっている。これら脆化に関する問題を解決するために、近年、われわれは放電プラズマ焼結する方法を用いて、Y₂O₃ 酸化物などを添加した 673K 以上の温度で 10% の伸びが有するタングステン合金の開発を成功した。また、W-Y₂O₃ の力学特性をさらに改良するため、Mo または Zr を添加した W-Y₂O₃ 合金を開発した。本研究では、これらの合金の重水素、ヘリウムプラズマ照射特性について調べた。

2. 実験：液相ドーピング法及び放電プラズマ焼結する方法（SPS）でタングステン合金 W-Y₂O₃ 及びそれに Mo または Zr を添加したものを作製した。作製途中に 50% の冷間加工の工程を入れた。これらの合金から厚み 1mm、辺長 10mm の四角形の板試料を切り出した。その後、表面を鏡面研磨した。これらの試料に D、He 及び D+He (1:1) の 3 種類のプラズマ照射(2.7×10²⁵ イオン/m²)を行った。試料温度はおよそ 1000K であった。照射後に、SEM により表面損傷の観察を行った。

3. 結果・考察：D プラズマ照射による W 合金の損傷が主にスパッタリングであった。一方、He プラズマ照射によりいずれの合金においても、fuzz ナノ構造が形成された。純タングステンに比べ、Mo を添加した W-Y₂O₃ 合金の fuzz ナノ構造の厚みが殆ど変わらなかった。W-Y₂O₃ 合金の fuzz ナノ構造の厚みは純タングステンの半分であった。これに対して、Zr を W-Y₂O₃ 合金に添加すると、fuzz ナノ構造の厚みが純タングステンの 1/5 になった。これについては、Zr の添加により微細化された Y₂O₃ ナノ粒子が He 原子を分散し、He バブルが成長しにくくなった。従って、fuzz ナノ構造層が薄くなると考えられる。また、D+He 混合プラズマによる W 合金の表面損傷は主にその中の He プラズマによるものであった。



謝辞：本件は JSPS 科研費 20K03900 の助成を受けたものです。

*Qiu Xu¹, Mistutaka Miyamoto², Masayuki Tokitani³, Koichi Sato⁴

¹Kyoto Univ., ²Shimane Univ., ³National Institute for Fusion Science., ⁴Kagoshima Univ.

アニーリングによるタングステン内のひずみの減少と水素同位体の透過量の変化

Strain reduction in tungsten due to annealing and change in hydrogen isotope permeation behavior.

*矢田裕貴¹, 小林真^{1,2}, 長坂琢也^{1,2}

¹総合研究大学院大学, ²核融合科学研究所

タングステン中における水素同位体の透過挙動を明らかにすることを目的に、タングステン薄膜に熱処理をして透過実験を行った。熱処理によって透過の開始が早くなることと、透過速度が定常になった段階において熱処理による影響がないことが分かった。

キーワード：水素同位体, 透過挙動, 熱処理

1. 緒言

D-T 核融合発電において、水素同位体が炉内の材料に蓄積することは核融合の燃料となるトリチウムを失うことになり、また材料にも影響を及ぼす。本研究では、タングステン薄膜をアニール処理した場合の水素同位体透過挙動の変化について調べることで、タングステン内のひずみと、そのひずみにトラップされる水素同位体の関係を明らかにすることを目的に研究を行った。

2. 実験

実験にはニラコ社製の厚さ 25 μm のタングステンを使った。試料は2種類用意し、一方は 10^{-6}Pa の超真空下、温度 1173 K で6時間、熱処理を行い試料内のひずみを減少させた。もう一方は熱処理をしないまま使用した。その後、2つの試料を核融合科学研究所に設置された水素同位体吸蔵透過試験装置を用い、超真空下で 800 K から 950 K の範囲で試料温度を制御した。続いて、タングステン薄膜の片方に重水素ガスを所定の圧力で曝露し、薄膜試料の裏面から脱離した重水素ガスを四重極型質量分析計で計測した。

3. 結果・考察

2つの試料について、重水素ガスの透過速度の時間変化を比較したところ、熱処理をした試料の方が透過の開始が早いことが分かった。この差異は熱処理によって試料内部のひずみの量が変化したことに起因すると考察された。図は、温度の逆数を関数に定常状態の重水素の透過速度をプロットしたものである。この図から、温度の逆数に対して重水素の透過速度は指数関数的に変化するが、2種類の試料間で明白な差異は無く、ひずみ量の変化の影響はなかった。

以上の結果から、タングステン中のひずみによって重水素がトラップされるため、重水素の透過の開始時間が変化したものの、定常状態下では、ひずみによる重水素の捕獲が飽和して、透過速度には影響を与えないということが分かった。

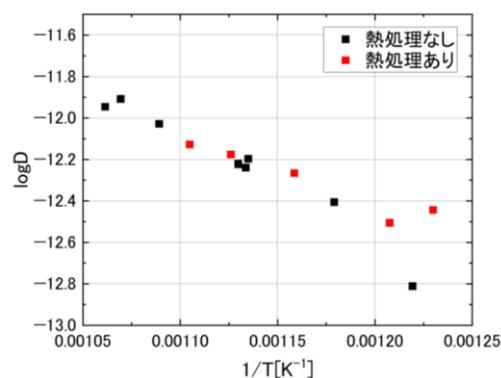


図 熱処理をした場合としていない場合の透過速度 D と温度 T の関係

*Hiroki Yata¹, Makoto Kobayashi^{1,2} and Takuya Nagasaka^{1,2}

¹ The Graduate University for Advanced Studies., ² National Institute for Fusion Science

タングステン—レニウム合金における HD 混合プラズマ照射による 水素同位体透過挙動

Role of nuclear transmuted Re on tungsten by HD mixed plasma irradiation
hydrogen isotope permeation behavior for W-Re alloy by HD mixed plasma exposure

*星野 柚香¹, 平田 詩織², 芦川直子^{3,4}, 大矢 恭久¹

¹静岡大学, ²静岡大学院, ³核融合研, ⁴総研大

タングステン—10%レニウム(W-10%Re)試料に H (水素) D (重水素) 混合プラズマを照射し、その水素同位体透過挙動をタングステン(W)試料と比較することで水素同位体透過挙動に及ぼす Re 添加効果を評価した。種々の H:D 比で HD プラズマ照射を行った結果、W-10%Re は H:D 比 20:80 の際に HD の透過量が最大となり、W とは透過過程における H と D の同位体効果の違いが影響したと考えられる。

キーワード: タングステン, レニウム, HD 混合プラズマ照射

1. 緒言

核融合炉では重水素とトリチウムによる核融合反応を利用してエネルギーを得る。プラズマ対向材として考えられている W は核融合反応から生じた中性子との核反応により一部がレニウム(Re)に核変換する。そのため W-Re 合金における水素同位体透過挙動を評価することは実環境での水素同位体透過挙動評価に必要である。本研究では W-10%Re に対し HD 混合プラズマ照射を行い、W-Re 合金の水素同位体透過挙動を評価した。

2. 実験

実験には直径 6 mm^φ、厚さ 0.5 mm^t の W-10%Re 合金を使用した。静岡大学に設置した線形 RF プラズマ駆動装置(PDP)を用いて HD 混合プラズマ駆動透過実験を 723 K~873 K まで行った。13.56 MHz の RF 電源で最大出力 3 kW を使い、1 Pa のガス圧のもと、550 W の放電電力でプラズマを生成した。プラズマフラックスはダブルラングミュアプローブによって測定した電流—電圧(I-V)特性から算出した。HD 混合プラズマフラックスは $1.0 \times 10^{-2} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ とし、透過した H₂, HD, D₂ は重水素標準リークで校正した質量分析器にて測定した。プラズマ中の HD 比はプラズマ分光測定を用いて決定した。

3. 結論

図 1 に W-10%Re に対して温度 823 K で H:D 比を変えながら HD プラズマを照射した際の透過フラックスを示す。プラズマ照射時に H:D 比を H:D = 100%:0% から始め、D の比率を増やして最終的に H:D = 0%:100% となるように変化させた。透過フラックスは H,D とともにそれぞれのガス比の増減に合わせて変化した。また、HD の透過フラックスは H:D 比が 20 : 80 の時に最大であった。このことは透過過程に及ぼす同位体効果が W とは異なる可能性が考えられ、D:H 比が高いプラズマ照射で高い HD 放出が起きたと示唆される。発表では W と W-10%Re における H:D = 50%:50% プラズマ照射時の拡散係数、定常透過フラックスを含めて議論する。

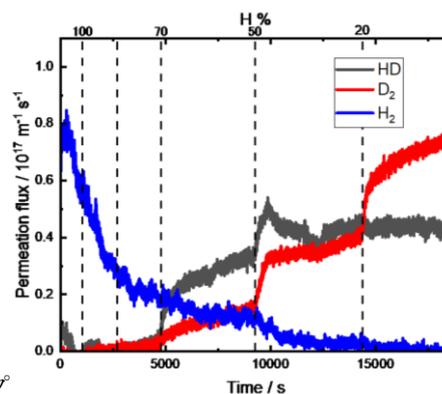


図 1 HD プラズマ照射時の透過フラックス

参考文献

[1] Y. Oya et al., “Hydrogen isotope effect on plasma driven permeation for neutron damaged”, 13th International Conference on Tritium Science and Technology (2022).

*Yuzuka Hoshino¹, Shiori Hirata², Naoko Ashikawa^{3,4} and Yasuhisa Oya¹

¹Fac. Sci., Shizuoka Univ., ²Grad. Sch. Integrated Sci. Tech., Shizuoka Univ., ³National Institute for Fusion Science.

第一原理計算による REBCO 中の照射欠陥の評価

Evaluation of irradiation defects in REBCO with first-principal calculation

*櫻井 洸太¹, 大野 直子¹

¹横浜国大

希土類元素(RE)の異なる複数の銅酸化物超伝導体 $\text{REBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$ (REBCO)に酸素空孔やアンチサイト欠陥を導入して第一原理計算を行った。イオン半径の大きい Sm や Eu では、アンチサイト欠陥は形成しやすいが、緩和時の原子移動が小さく、結晶構造や特性への影響が小さいと考えられる。

キーワード：第一原理計算、超伝導体、照射欠陥

1. 緒言

核融合炉の将来的な利用を考えた時に、高温・高磁場環境で使用できる高温超伝導マグネットの適用は不可欠であるが、実用化のためには中性子照射環境における劣化を克服する必要がある。銅酸化物系の超伝導体である $\text{REBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$ (REBCO)は、照射によるアモルファス化のほかに、O1 原子の変位による正方晶転移や CuO_2 面近傍の酸素原子位置の乱れによって超伝導特性が失われると考えられる¹。このため弾き出し損傷が REBCO の結晶構造に及ぼす影響を詳しく調査することは重要である。これまで第一原理計算によって YBCO に照射欠陥を導入した場合の欠陥形成エネルギー等を評価した報告が存在するが²、他の希土類元素を用いた REBCO の報告は未だなされていない。本研究では複数種類の REBCO を対象とし、照射下で想定される欠陥を導入した際の欠陥形成エネルギーや、欠陥導入に伴う電子状態の変化を評価することを目的とした。

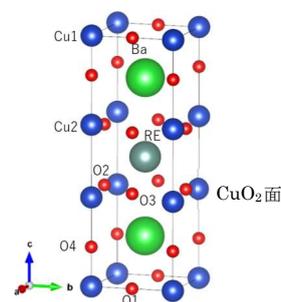


図1 REBCO の結晶模型

2. 実験方法

REBCO(RE=Y, Sm, Eu, Dy, Ho, Er, Tm, Lu)の $3 \times 3 \times 1$ スーパーセルを初期構造とし、酸素欠損やアンチサイト欠陥を導入して第一原理計算による構造緩和を行った。周期境界条件、USPP 擬ポテンシャルを適用し、平面波カットオフエネルギー60 Ry、電荷密度カットオフエネルギー480 Ry、サンプル k 点は $2 \times 2 \times 2$ とした。

3. 結果及び考察

RE と Ba のアンチサイト欠陥を緩和した構造において、RE ごとのイオン半径³と欠陥形成エネルギーを図2に示す。Ba のイオン半径に近く置換しやすい Sm や Eu ではアンチサイト欠陥が形成しやすくなる。酸素空孔の場合、形成エネルギーに大きな違いは見られなかった。緩和した際のスーパーセル内の原子の移動は Sm や Eu で小さい傾向が見られ、結晶構造ないし特性へ与える影響が小さいと考えられる。

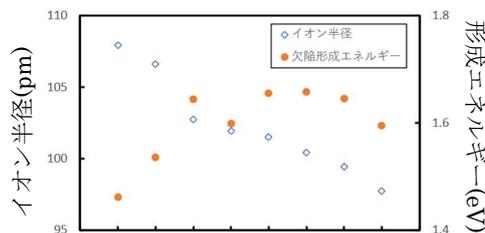


図2 RE のイオン半径およびアンチサイト欠陥形成エネルギー

参考文献

- [1] Y. Koike, *Materia Japan* 2006; 45: 527-534.
- [2] R L Gray et al. 2022 *Supercond. Sci. Technol.* 35 035010.
- [3] Shannon R D. *Acta Cryst.* A32(1976)751-67.

*Kota Sakurai¹, Naoko Oono¹

¹Yokohama Natl. Univ.

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

[1A12-15] Neutron Multiplier and Solid Breeder Materials

Chair: Qiu Xu (Kyoto Univ.)

Mon. Mar 13, 2023 4:10 PM - 5:15 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[1A12] In-situ observation of gas retention behavior in Be using TEM equipped with a mass spectrometer

*Tomoya Nakao¹, Tomoya Sawae¹, Shinsuke Okubo¹, Mitsutaka Miyamoto¹ (1. Shimane Univ.)

4:10 PM - 4:25 PM

[1A13] Changes in Tritium Release Behavior of Li_2TiO_3 - Li_4SiO_4 Mixed Ceramic Materials by Lead Addition Rate

*Asahi Sanfukuji¹, Qilai Zhou², Tan Guangfan³, Makoto Koayashi⁴, Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka Univ., 2. Wuhan University of Technology, 3. University of Science and Technology Beijing, 4. NIFS)

4:25 PM - 4:40 PM

[1A14] Effect of irradiation dose on tritium release behavior of neutron irradiated Li_2TiO_3 - Li_4SiO_4 mixed ceramic

*Qilai Zhou^{1,2}, Asahi Sanfukuji¹, Tan Guangfan^{1,3}, Oya Yasuhisa¹ (1. Shizuoka Univ., 2. Wuhan Univ. of Technol., 3. The Univ. of Sci. and Technol. Beijing)

4:40 PM - 4:55 PM

[1A15] Comparison of tritium recovery behavior in Li_2TiO_3 - Li_4SiO_4 ceramic pebbles and powder irradiated with neutron

*Guangfan Tan¹, sanfukuji asahi², hirata shiori², Qilai Zhou³, Yasuhisa Oya², Yingchun Zhang¹ (1. University of Science and Technology Beijing., 2. Shizuoka Univ., 3. Wuhan University of Technology.)

4:55 PM - 5:10 PM

質量分析計直結型透過型電子顕微鏡による Be 中のガス放出挙動のその場観察

In-situ observation of gas retention behavior in Be using TEM equipped with a mass spectrometer

*中尾 智也, 澤江 伴弥, 大久保 慎高, 宮本 光貴

島根大学

イオン銃直結型透過型電子顕微鏡 (TEM) に四重極形質量分析計 (QMS) を導入した装置 (TEM-QMS) を構築し, ベリリウム中の動的なガス放出挙動を微細組織変化と直接関連付けて評価した.

キーワード: ベリリウム, 微細組織, ガス保持特性

1. 緒言

プラズマ対向材料中のガス保持, 放出挙動の理解は, 燃料密度制御や炉の安全性に関わる重要な課題である. これまでの実験では, 昇温脱離法 (TDS) によるガス放出挙動の測定や, 透過型電子顕微鏡 (TEM) による昇温時の微細組織観察を個別の装置で相補的に行い, ガス保持特性を微細組織変化と間接的に結びつけて理解してきた. 本研究では, イオン銃直結型 TEM に四重極形質量分析計 (QMS) を導入した装置 (TEM-QMS) を構築し, ベリリウム中の動的なガス放出挙動を微細組織変化と直接関連付けて評価することを目指した.

2. TEM-QMS の構築

イオン銃直結型 TEM への QMS の導入にあたり, TDS が成立する十分なガス排気速度の確保, ガス放出量の定量評価手法の確立, 残留ガスに対する QMS 検出感度の向上, TEM の像質に与える影響の最小化などの克服すべき課題が挙げられた. 各課題に対し, 条件の最適化や, 適切な機器を整えるなどの試行錯誤を行い, 直径 3mm の小さな TEM 試料においても十分な放出ガス検出感度を有する TEM-QMS を構築した.

3. 結果・考察

構築した TEM-QMS を用いて, 重水素とヘリウムをそれぞれ照射したベリリウム試料の評価を行なった. 図に室温で重水素照射 (3keV-D_2^+) したベリリウムを TEM-QMS を用いて昇温した際の (a) 重水素放出スペクトルと (b) 微細組織変化を観察した結果を示す. 500 K, および 800 K 付近に重水素放出ピークが見られ, この結果は従来のバルク試料を用いた TDS 測定による結果と概ね一致していた. これは TEM 内の $\phi 3\text{ mm}$ の小さな試料においてもガス放出を感度よく測定できることを示している. 微細組織変化の観察からは, 重水素, およびヘリウム照射後の試料では, いずれもバブルの形成が見られ, ガス放出ピーク温度付近でその消失がとらえられた. さらに, 重水素とヘリウムのバブル消失挙動には違いが見られ, 重水素は徐々にバブルの収縮が起こり消失したのに対し, ヘリウムはバブルの移動を伴い瞬間的に消失した. 本発表では, 組織変化に伴うガス放出挙動の相違についても報告する.

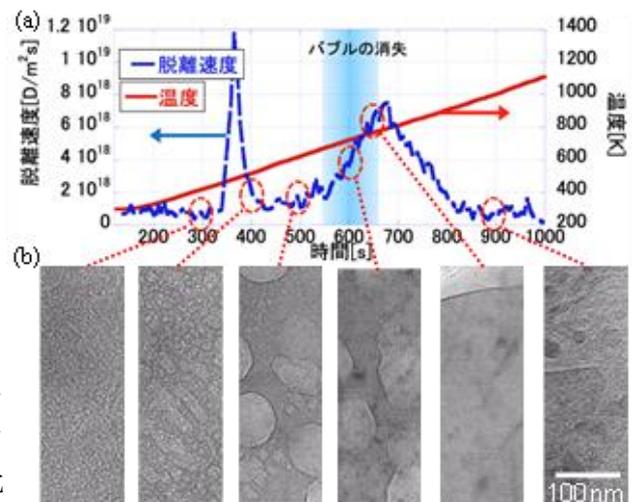


図1 室温で重水素照射後 Be 試料を昇温した際の (a) ガス放出の時間変化と (b) 微細組織変化

*Tomoya Nakao, Tomoya Sawae, Shinsuke Okubo and Mitsutaka Miyamoto

Shimane Univ.

Li₂TiO₃-Li₄SiO₄ 混合セラミックス材の鉛添加率による トリチウム放出挙動の変化

Changes in Tritium Release Behavior of Li₂TiO₃-Li₄SiO₄ Mixed Ceramic Materials
by Lead Addition Rate

*三福寺 旭¹, 周 啓来², Tan Guangfan³, 小林 真⁴, 大矢 恭久¹

¹ 静岡大, ² 武漢理工大, ³ 北京科技大, ⁴ 核融合研

鉛添加量の異なる Li₂TiO₃-Li₄SiO₄ 鉛混合セラミックス材料に対し京都大学研究用原子炉(KUR)にて中性子照射を行い、鉛添加量によるトリチウム放出挙動への影響を評価した。照射欠陥を等時加熱アニーリング実験において評価した結果、鉛添加量が 5wt%では 500 K 前後で二段階の欠陥消滅挙動が見られた。鉛添加量 2wt%ではこのような変化は見られなかったため、鉛添加量の増加することによりトリチウム放出挙動が変化する可能性があると考えられる。

キーワード: 固体ブランケット, トリチウム, 炉工学

1. 緒言

核融合炉では重水素とトリチウムによる核融合反応を利用してエネルギーを得る。自然界にトリチウムはほとんど存在しないため、核融合炉内でトリチウムを生成し、回収・利用する必要がある。固体トリチウム増殖材の候補として考えられている Li₂TiO₃-Li₄SiO₄ 混合セラミックスに中性子増倍材である鉛を加えることによりトリチウム生成量の増加や効率的な回収が期待される。本研究ではこれらの試料に対して中性子照射を行い、トリチウム放出挙動と、トリチウム放出挙動に影響を与える照射欠陥の消滅挙動を評価した。

2. 実験

実験には武漢理工大学にて調整された Li₂TiO₃-Li₄SiO₄-2wt%Pb、Li₂TiO₃-Li₄SiO₄-5wt%Pb を使用した。京都大学研究用原子炉(KUR)にて、フラックスは $5.50 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 、フルエンスは $3.96 \times 10^{16} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ の条件下で中性子照射した試料を用い、昇温速度を 10、20、30 K min⁻¹ と変化させ、昇温離脱法(TDS)にてトリチウム放出挙動を評価した。さらに、電子スピン共鳴法(ESR)にて、等温加熱アニーリング実験および等時加熱アニーリング実験を行い欠陥種の同定およびその消滅挙動を評価した。

3. 結論

図 1 に Li₂TiO₃-Li₄SiO₄-5wt%Pb に対して 723 K まで 25 K 間隔で昇温した後に ESR 測定を行い評価した照射欠陥量を示す。各温度での加熱時間は 5 分間である。主要な照射欠陥として、酸素空孔に電子が 1 つ捕捉された状態である E' -center が検出された。アニーリング実験の結果、E' -center は 500 K 付近で急激に消滅するものの、その一部は 700 K 付近まで試料中に残留するという 2 段階の消滅挙動を示した。E' -center はトリチウムの捕獲サイトと考えられているため、上記の消滅挙動はトリチウムの放出と関連すると考えられる。発表では鉛添加量を変化させた試料の TDS および ESR の結果を含めて議論する。

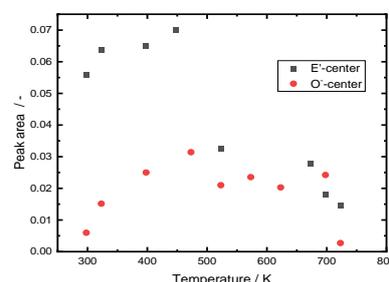


図 1 ESR 等時加熱アニーリング実験結果

* Asahi Sanfukuji¹, Qilai Zhou², Tan Guanagfan³, Makoto Kobayashi⁴ and Yasuhisa Oya¹

¹Fac. Sci., Shizuoka Univ., ²Wuhan Univ. Technol., ³Univ. Sci. Technol. Beijing, ⁴National Inst. Fusion Sci.

中性子照射した $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ 混合セラミックにおけるトリチウム放出挙動に及ぼす照射量影響

Effect of irradiation dose on tritium release behavior of neutron irradiated $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ mixed ceramic

*周 啓来^{1,2}, 三福寺 旭¹, 譚 広繁^{1,3}, 大矢 恭久¹

¹静岡大学, ²武漢理工大学, ³北京科技大学

核融合炉固体トリチウム増殖材の候補であるリチウムセラミックに対して、中性子照射フルエンス及びフラックスを制御し、トリチウム放出挙動を検討した。照射フラックスが増加するとトリチウム放出温度範囲は狭くなる一方、フルエンスが増えると共にトリチウム放出は低温側にシフトすることがわかっていった。

キーワード: トリチウム増殖材, 核融合, 中性子照射, 水素同位体, リチウムセラミック

1. 緒言

リチウムセラミックは D-T 核融合反応によって生じた中性子と核反応してトリチウムを増殖する。先行研究により Li_2TiO_3 と Li_4SiO_4 は同一中性子照射条件では、異なったトリチウム放出温度、速度および量を持つ [1]。そこで、二つの材料を混合することで、トリチウム放出挙動を制御することが期待できる。そのために、 $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ 混合セラミック中のトリチウム移行挙動の理解が不可欠である。本研究では、 $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ を用いて中性子照射を行い、照射量変化による材料中のトリチウム放出挙動を検討した。

2. 実験

$\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ 粉末試料は溶液燃焼合成法により作製し、空気中に 923 K で 2 時間煅焼して水分および炭酸ガスを除去する。その後、アルゴン雰囲気中でポリ袋に封入して、京都大学研究用原子炉 (KUR) の炉心付近に導入し中性子照射を行った。KUR の出力は 5 MW の時、照射フラックスは $2.75 \times 10^{13} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 、照射時間をコントロールしてフルエンスは $8.25 \times 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ および $9.9 \times 10^{16} \text{ n cm}^{-2}$ に達した。KUR の出力は 1 MW の時、フラックスは $5.5 \times 10^{12} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ に下がって、フルエンスは $3.96 \times 10^{16} \text{ n cm}^{-2}$ にした。照射した試料を静岡大学にて昇温脱離法 (TDS) により種々の昇温速度で 1113 K まで加熱してトリチウム放出挙動を評価した。

3. 結論

図 1 は中性子照射した $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ のトリチウム - TDS スペクトルを示す。昇温速度は 30 K min^{-1} である。幅広い温度範囲で放出した TDS スペクトルは低フラックスで照射した試料のトリチウム放出結果である。また、フラックスを $2.75 \times 10^{13} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ に上げると、スペクトルの幅は狭くなった。さらに、同一フラックスで、フルエンスを $9.9 \times 10^{16} \text{ n cm}^{-2}$ に増加するとスペクトル形状が変化しないものの、トリチウム放出が低温側にシフトすることが示された。このことから、中性子フラックス及びフルエンスの増加に伴いトリチウムは低温側に集中して放出することが示唆された。

参考文献

[1] Zhou Q, et al. Journal of Nuclear Materials, 2019, 522: 286-293.

*Qilai Zhou^{1,2}, Asahi Sanfukuji¹, Guangfan Tan^{1,3}, Yasuhisa Oya¹

¹Shizuoka Univ., ²Wuhan Univ. of Technol., ³The Univ. of Sci. and Technol. Beijing

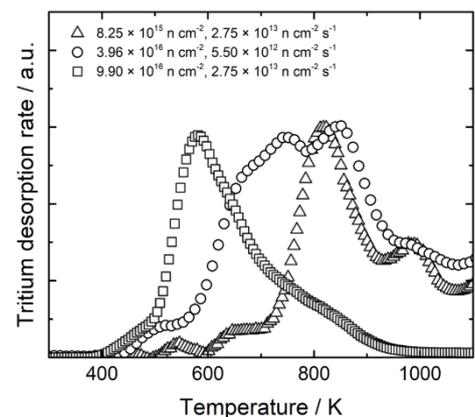


図 1 トリチウム - TDS スペクトル

Comparison of tritium recovery behavior in $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ ceramic pebbles and powder irradiated with neutron

*Guangfan Tan¹, Asahi Sanfukuji², Shiori Hirata², Qilai Zhou³, Yasuhisa Oya²,

Yingchun Zhang¹

¹Univ. of Sci. and Technol. Beijing, ²Shizuoka Univ. ³Wuhan Univ. of Technol.

Comparison of tritium release behavior for $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ ceramic pebbles and powder was investigated by Thermal Desorption Spectroscopy and Liquid Scintillation Counter. It was found that the tritium release temperature and activation energy of $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ ceramic pebbles and powder are different, and the diffusion process mainly controls the tritium migration.

Keywords: $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$, Tritium release, Neutron irradiation, Diffusion coefficient, activation energy

1. Introduction

As an advanced tritium breeder material, the biphasic $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ ceramic pebbles have been paid wide attention for its high lithium content, good tritium release performance, low neutron activation behavior, and excellent mechanical property [1]. At present, the tritium release of lithium-based ceramics is mainly studied in powder, which cannot reflect the actual tritium release behavior of ceramic pebbles filled in the blanket. In this paper, the tritium recovery properties in powder and pebble of $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ biphasic ceramic irradiated with neutron were investigated, respectively. This experimental result will provide new theoretical guidance for the tritium release behavior of breeder material in the future.

2. Experiment

The $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ ceramic was neutron irradiated with thermal power of 1MW by using the pneumatic tubes 2 (Pn-2) at Kyoto University Research Reactor, which is a light-water moderated tank-type reactor. After neutron irradiation, the samples were sent to Shizuoka University for tritium release. The total tritium (HT and HTO) and tritium gas (HT) release performance for $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ ceramic were investigated by TDS from R.T.-1113 K with a heating rate of 30 K.

3. Conclusion

The major chemical form of released tritium for all the samples by TDS was tritiated water (HTO), but the release behavior was quite different among the samples. Fig. 1 shows the tritium TDS spectra for $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ powder with different heating rates of 10 K/min, 20 K/min, and 30 K/min, respectively. Two major release peaks can be seen for all tritium TDS spectra at different heating rates. In terms of 30 K/min, peak 1 can be clearly seen at 729 K, which can be attributed to the tritium diffusion process. With the heating rate decreasing, the tritium desorption peak was shifted toward the lower temperature side. Moreover, the experiment also found that the tritium for ceramic pebbles was larger than that of powder under the same heating rate.

References

[1] Q. Zhou, et al., J. Nucl. Mater., 522 (2019) 286-293.

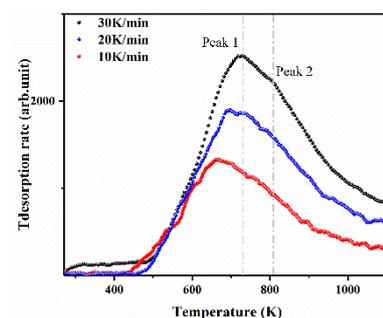


Fig. 1 Tritium release curves for $\text{Li}_2\text{TiO}_3\text{-Li}_4\text{SiO}_4$ ceramic as a function of heating rate.

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

[1C01-06] SA Analysis

Chair:Takahisa Matsuzaki(HGNE)

Mon. Mar 13, 2023 10:15 AM - 11:55 AM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[1C01] Development of SIMMER-V code system using new physical models

*Hiroataka Tagami¹, Shinya Ishida¹, Yoshiharu Tobita¹, Yasushi Okano¹, Hidemasa Yamano¹, Shigenobu Kubo¹, Frederic Payot², Laurent Saas², Laurent Trotignon², Pierre Gubernatis² (1. JAEA, 2. CEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[1C02] Development of detailed fuel pin model in SIMMER-V code

*Shinya Ishida¹, Hiroataka Tagami¹, Yasushi Okano¹, Hidemasa Yamano¹, Shigenobu Kubo¹ (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1C03] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Building Under Severe Accident Conditions

*Fumitomo Onishi¹, Achihiro Hamano¹, Toshiharu Mitsuhashi¹, Atsuo Takahashi¹, Hiroataka Hadachi¹, Hideaki Koike¹ (1. AdvanceSoft)

10:45 AM - 11:00 AM

[1C04] Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Reactor Containment Vessel and Building Under Severe Accident Conditions

*Atsuo Takahashi¹, Toshiharu Mitsuhashi¹, Fumitomo Onishi¹, Hiroataka Hadachi¹, Achihiro Hamano¹, Hideaki Koike¹ (1. AdvanceSoft Corporation)

11:00 AM - 11:15 AM

[1C05] Automatic pressure loss coefficient search of duct works for room heat up analysis

*MINGXI WEI¹, Daisuke Fujiwara¹, Kouta Tominaga¹ (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

11:15 AM - 11:30 AM

[1C06] Evaluation of the factors that prevent the reactor building of 1F2 from exploding

*Penghui Chai¹, Kenichirou Nozaki¹, Shouichi Suehiro¹, Takeshi Honda², Masato Mizokami², Shinya Mizokami², Kenji Owada² (1. TEPCO SYSTEMS COOPRATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

11:30 AM - 11:45 AM

新物理モデルを用いた SIMMER-V コードシステムの開発

(1) SIMMER-V 開発計画とコード概要

Development of SIMMER-V code system using new physical models

(1) Planning of SIMMER-V development and outline of code

* 田上 浩孝¹, 石田 真也¹, 飛田 吉春¹, 岡野 靖¹, 山野 秀将¹, 久保 重信¹, Frederic PAYOT², Laurent SAAS², Laurent TROTIGNON², Pierre GUBERNATIS²

¹JAEA, ²CEA

JAEA では、詳細燃料ピンモデルを中心に新たな物理モデルを導入したナトリウム冷却高速炉(SFR)のシビアアクシデント解析コード SIMMER-V を仏国 CEA と共同で開発している。本報告では、開発計画の枠組みと解析コード概要を紹介する。

キーワード: ナトリウム冷却高速炉, シビアアクシデント, 炉心損傷事故, SIMMER-V コード

1. 緒言

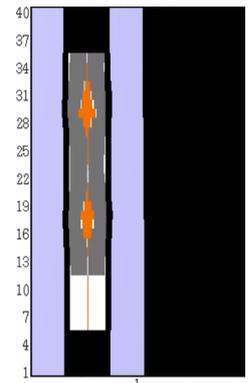
SFR における従来の炉心損傷事故(CDA) 解析では、燃料ピン破損を扱う起因過程は SAS4A、炉心損傷領域拡大を扱う遷移過程は SIMMER-III あるいは SIMMER-IV コードを用いてきたが、将来の解析に向けて、詳細ピンモデルを備えることにより両過程の事象推移を一貫して解析できるシビアアクシデント解析コード SIMMER-V の開発を日仏共同で進めている。ここでは、SFR 開発に係る日仏協力の実施取決め (2020 年～2024 年) に基づき、SIMMER-V 解析コードの開発計画とコード概要を述べる。

2. 開発計画

主なタスクはコード管理、高速化、モデル開発、Verification & Validation (V&V)、利便性の向上、関連プラットフォーム開発である。2020 年は各タスクのロードマップを作成するとともに、SIMMER-V 開発のスタートポイントとなるバージョン 2020 を作成した。2021 年からは、コード管理、モデル開発、V&V を中心に進めており、後述の新物理モデルを含めた実機評価のための機能を備えたプロトタイプ SIMMER-V バージョン 2022 を完成させた。2024 年末までに種々のコード改良を行い、大型非均質炉心を含めた多様な炉心に対応する CDA 解析コードの開発を目指している。

3. コード概要

SIMMER-V は 3 次元コード SIMMER-IV をベースにして新モデルを導入している。特徴的な物理モデルは燃料ピンの熔融破損挙動を詳細に解析できるピンモデル (DPIN3) と、燃料同位体の空間分布を詳細に解析する燃料同位体(Pu-vector)モデルであり、開発をほぼ完了した。DPIN3 は燃料ピンの機械的破損をモデル化するとともに、SAS4A ではピン内容融キャビティーが一カ所のみとされているのに対して、軸方向に複数のキャビティーの形成を可能とした。Pu-vector は燃料同位体の質量比をトレーサーとして解くことで、質量保存式の成分数を増加させることなく、燃料同位体分布の解析を高精度化し、熱流動と核計算との連成解析の精度を上げた。新物理モデル導入により、SAS4A で解析不能であった軸方向非均質炉心の解析を可能にした。



軸方向複数キャビティー (オレンジ色) の計算例

4. 結言

2022 年末において実機評価のための機能を備えたコードのプロトタイプの開発が完了した。今後は日仏共同で実機適用解析や DPIN3 の V&V を実施して、コードの完成度を高めていく。

謝辞: 本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の菅谷正昭氏に感謝いたします。

*Hiroataka Tagami¹, Shinya Ishida¹, Yoshiharu Tobita¹, Yasushi Okano¹, Hidemasa Yamano¹, Shigenobu Kubo¹, Frederic Payot², Laurent Saas², Laurent Trotignon², Pierre Gubernatis²

¹JAEA., ²CEA

SIMMER-V コードの詳細燃料ピンモデルの開発 (2) 燃料ピンの熱的挙動に関する検証

Development of detailed fuel pin model in SIMMER-V code

(2) Verification of fuel pin thermal behavior

*石田 真也¹, 田上 浩孝¹, 岡野 靖¹, 山野 秀将¹, 久保 重信¹

¹JAEA

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故解析コード SIMMER-V の開発の中心となる詳細燃料ピンモデルの開発を進めている。本報告では当該モデルの熱的挙動に関連するモデルの概要と検証結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，炉心損傷事故，SIMMER-V コード，検証

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故の評価に際し、事故の起因過程から遷移過程までの一貫解析を可能とするとともに多様な炉心にも適用できるようにするため、日仏協力のもとで SIMMER-V の開発を進めている。本報告ではこの開発の中心となる詳細燃料ピンモデル (DPIN3) [1] の熱的挙動に係るモデル開発の概要と検証結果について報告を行う。

2. 熱的挙動に関連するモデル開発 起因過程から遷移過程までの一貫解析を可能とするため、燃料ピン内の熱に関連した物理現象の模擬に必要な径方向の熱伝導及び熱伝達に係る計算モデルと熔融キャビティに係る計算モデルを新たに導入した。熔融キャビティに関してはキャビティ内部での熱流動を解くことにより、中心空孔を通じた熔融燃料の流出や燃料破損後の冷却材流路への燃料噴出を模擬できるようになった。

3. 検証解析の結果 DPIN3 の伝熱や変形に係る各モジュールは互いに関連し、あるモジュールの計算が他のモジュールの計算に大きく影響するため、DPIN3 の検証ではそれらを分離した形で解析できるように検証用の問題を設定し、モジュール毎に検証を進めることとした。まずは燃料ピン内の径方向の伝熱挙動に係るモジュールの検証解析として、熱的な挙動に着目した解析を実施した。具体的には、これまで既存の解析コードでの解析経験が豊富な CABRI 炉内試験の体系をベースとして軸方向ブランケットを除く等の簡略化を施した解析体系を構築し、過渡条件として炉心出力と冷却材入口温度を変動させて燃料及び被覆管の温度変化を解析し、起因過程を解析する既存の解析コードでの解析結果と比較を行った。このとき、いずれの解析においても変形挙動や FP ガス挙動が解析に影響しないように解析条件を設定した。比較の結果、DPIN3 は既存の解析コードと同様に熱的な挙動を捉えることが示された (図 1)。以上の結果から、DPIN3 では燃料ピンの熱的挙動に係るモデルが正しく実装されていることを確認した。

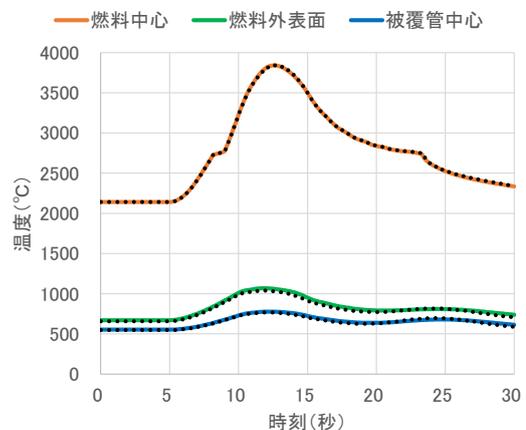


図 1 温度推移の比較

(実線：DPIN3、破線：既存解析コード)

4. 結言 DPIN3 の熱的挙動に係るモジュールの検証を行い、熱的挙動に係るモデルが正しく実装されていることを確認した。今後は、引き続き既存の解析コードとの比較を通じて DPIN3 の各モジュールの検証を進める。その後、CABRI 試験解析による妥当性確認、大型非均質炉心の解析を通じた実機適用性の検討を進め、高速炉の安全評価ツールとしての信頼性を向上させていく。

謝辞：本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の高橋一彦氏、菅谷正昭氏に感謝いたします。

参考文献 [1] 石田 他, 原子力学会 2021 年秋の大会, 2E08, (2021).

*Shinya Ishida¹, Hiroataka Tagami¹, Yasushi Okano¹, Hidemasa Yamano¹, Shigenobu Kubo¹

¹JAEA

過酷事故時の原子炉格納容器・原子炉建屋の安全性解析コード BAROC の開発 (1)ISP-47/ThAI 国際標準問題に対する検証解析

Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

(1) Analysis for International Standard Problem ISP-47/ThAI on Containment Thermal Hydraulics

*大西史倫¹, 浜野明千宏¹, 三橋利玄¹, 高橋淳郎¹, 波田地洋隆¹, 小池秀耀¹

¹アドバンスソフト株式会社

自社開発した格納容器/原子炉建屋熱流動解析コード BAROC を用いて、ISP-47/ThAI 国際標準問題^[1]の圧力、温度、ヘリウム濃度、水蒸気凝縮などの 3 次元挙動を解析した。検証解析により実験結果を概ね表現する結果が得られた。

キーワード：BAROC、過酷事故、国際標準問題、ISP-47/ThAI、3 次元圧縮性流体解析、多成分ガス、ヘリウム、水蒸気凝縮

1. 緒言

昨年原子力学会春の年会で BAROC コードを用い福島第一原子力発電所 1 号機相当の原子炉建屋内の水素漏洩解析を報告し、先行文献^[2]と概ね一致する結果が得られたことを報告している。さらに BAROC コードの性能・適用性を確認すべく、ISP-47/ThAI 国際標準問題に対する検証解析を実施した。

2. ISP-47/ThAI 国際標準問題の解析

公開情報に基づき、直径 3.2m、高さ 9.2m、体積 60m³ の円筒形状のモデルを作成し、円筒形状を約 10 万メッシュで格子分割した。1 メッシュのサイズは幅 0.1m の立方体とした。初期条件として圧力は大気圧、気体成分は空気、温度 293K とし、外壁から外気への放熱、水蒸気の凝縮を考慮した。現象として 0～7,700 秒までの圧力、温度、ヘリウム濃度、水蒸気凝縮などの 3 次元挙動を解析した。流入条件は 0～2,700 秒まで濃度 100%のヘリウムガスが 5.5m 位置から上向きに 0.59g/s で流入し、水蒸気は 2 か所から流入し 2,700～4,700 秒までが 5.0m 位置から上向きに 32g/s 流入し、もう一方は 4,700～5,700 秒まで 1.8m 位置から中心方向に 35g/s で流入するとした。検証解析により実験結果を概ね表現できることを確認した。

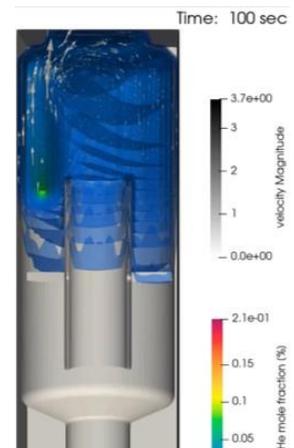


図 1 ヘリウム濃度分布
解析結果

3. 結論

格納容器/原子炉建屋熱流動解析コード BAROC を用いて、国際標準問題である ISP-47/ThAI の検証解析を実施した。解析の結果 0～2,700 秒間の挙動は実験値と概ね一致する結果が得られた。また、水蒸気が流入する 2,700～5,700 秒間では流入した水蒸気と外壁との間で凝縮が発生し、実験値と同様に内部圧力が低下する結果が得られた。実験終了時の 7,700 秒後には実験結果と同様のヘリウムが成層化する計算結果が得られた。

参考文献

- [1] International Standard Problem ISP-47 on Containment Thermalhydraulics, Final Report, NEACSNIR(2007).
[2] 福島第一原子力発電所事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第 5 回進捗報告」について(添付資料 1-10).

* Fumitomo Onishi¹, Achihiro Hamano¹, Toshiharu Mitsuhashi¹, Atsuo Takahashi¹, Hiroataka Hadachi¹, and Hideaki Koike¹

¹AdvanceSoft Corporation

過酷事故時の原子炉格納容器・原子炉建屋の安全性解析コード BAROC の開発

(2) FP エアロゾル挙動の詳細解析

Development of a CFD Compressible Fluid Dynamics Simulation Code: BAROC for Safety Analysis of Containment Vessel and Reactor Building Under Severe Accident Conditions

(2) Detailed Analysis of FP aerosol behavior

*高橋淳郎¹, 三橋利玄¹, 大西史倫¹, 波田地洋隆¹, 浜野明千宏¹, 小池秀耀¹

¹アドバンスソフト株式会社

自社開発した格納容器/原子炉建屋熱流動解析コード BAROC に、核分裂生成物 (FP) エアロゾル粒子の凝集モデルと重力沈降モデルを組み込み、FP エアロゾル粒子の拡散、沈着挙動解析を福島第一原子力発電所 1 号機の原子炉建屋の 3 次元モデルを対象に行なった事例について報告する。

キーワード: BAROC、3 次元圧縮性流体解析、過酷事故、セシウム挙動、エアロゾル沈着、格納容器、原子炉建屋、トレーサー

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故により発生、漏洩したセシウムの挙動については原子炉建屋等での高い放射線量による調査の困難性から未だ不明な点が残されている。本報告では、BAROC に新たにエアロゾル粒子の凝集モデルや重力沈降モデルを組み込み、原子炉建屋内でのより詳細なセシウムエアロゾルの流動や沈着挙動を解析した。

2. セシウム挙動解析

エアロゾル粒子の凝集モデルはポピュレーションバランス法を使用し、重力沈降モデルについては重力、浮力、流体抗力を考慮した重力沈降速度を対流拡散方程式に組み込んだ。水素、水蒸気とともに原子炉格納容器の上蓋のシールドプラグから原子炉建屋内に漏洩したと仮定したセシウムエアロゾルの流動や沈着挙動を解析した。

3. 結果

図 1 に原子炉建屋内の壁面に沈着したセシウム分布の一例を示す。漏洩箇所のシールドプラグ直上付近の建屋の天井に多くのセシウムが沈着していることが確認された。また、エアロゾル粒子の凝集モデルにより粒径が成長し、凝集を考慮しない場合より沈着が促進されることも確認された。今後は定量的な実験との比較検証を通じて凝集モデルや沈着モデルの改良により、より精度の高い解析を目指し BAROC の開発と解析を進めていく予定である。

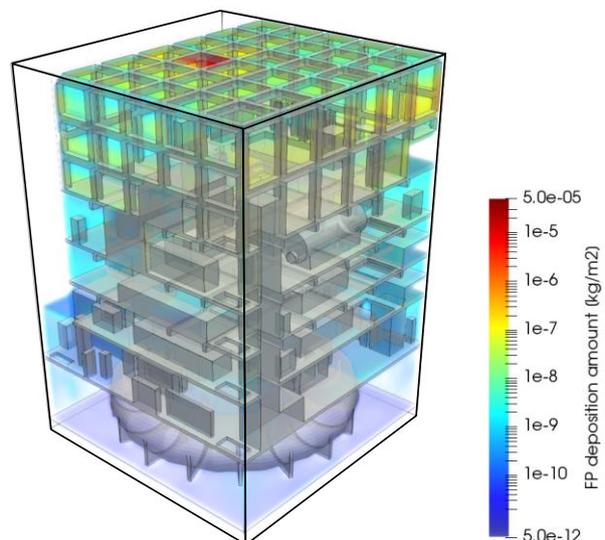


図 1 原子炉建屋内でのセシウム沈着分布

*Atsuo Takahashi¹, Toshiharu Mitsuhashi¹, Fumitomo Onishi¹, Hirotaka Hadachi¹, Achihiro Hamano¹, and Hideaki Koike¹

¹AdvanceSoft Corporation

建屋室温評価における空調系圧損係数の自動探索手法に関する検討

Automatic pressure loss coefficient search of duct works for room heat up analysis

*魏 明喜¹, 藤原 大資¹, 富永 浩太¹

¹株式会社テプコシステムズ

GOTHIC 室温評価において換気空調系をモデル化する場合、系統全体の膨大な流路に対する圧損係数を調整し、定格風量を実現する組み合わせを探索する必要がある。これに対し、本検討では GOTHIC の制御系機能を利用し、短時間に各流路の圧損係数を自動探索する手法を開発した。

キーワード：PRA、建屋室温評価、GOTHIC、換気空調系、圧損係数

1. 緒言 PRA では建屋換気空調系不動作時の室温上昇に伴う機器健全性評価が必要となり、米国 EPRI からは熱水力解析コード GOTHIC を用いて体系全体を詳細にモデル化する室温評価手法が提示されている。体系のモデル化においては、図面情報、機器・系統仕様書に基づき、区画、構造物、ヒートシンク、流路等を GOTHIC に入力し、換気空調系については定格風量を実現するダクト圧損係数を適切に設定する必要がある。通常、ダクト経路のモデル化では、流路断面積、流路長さ、曲がり部等の膨大な幾何情報を収集し、これに基づき圧損係数を設定した上で、定格風量を実現するための圧損係数チューニングを行うことが考えられるが、この各圧損係数の同時チューニングが作業上のハードルとなる。これに対し、本検討では定格風量を実現する圧損係数の組み合わせを容易に得るため、GOTHIC の制御系機能を用いた自動探索手法を開発した。

2. 圧損係数の自動探索手法について 定格風量を実現する経路圧損を自動探索するため、一般的な機器制御に用いられている PI 制御を適用した。GOTHIC 制御系機能では任意の計算式定義が可能であり、その計算結果である制御変数を経路圧損のチューニング係数として使用することができる。PI 制御式を左記に示す。 $C(t)$ は時刻 t における初期圧損係数に対する制御量であり、

$W(t)$ は逐次の風量解析結果、 W_t は定格流量、 A 及び B は
$$C(t) = A \left[\left(\frac{W(t) - W_t}{W_t} \right) \right] + B \left[\int_0^t \left(\frac{W(t) - W_t}{W_t} \right) dt \right] + 1$$
 ゲインである。

続いて、圧損係数自動探索過程のイメージを図 1 に示す。探索過程では各経路圧損がバランスせず風量解析が振動するものの、制御系機能により速やかに定格風量に収束する。振幅が過大となる場合は風量が送排風機の QH 曲線の範囲を一時的に逸脱することで GOTHIC 計算が停止する状況が想定され、これについては PI 制御のゲインを調整することで回避可能となる。

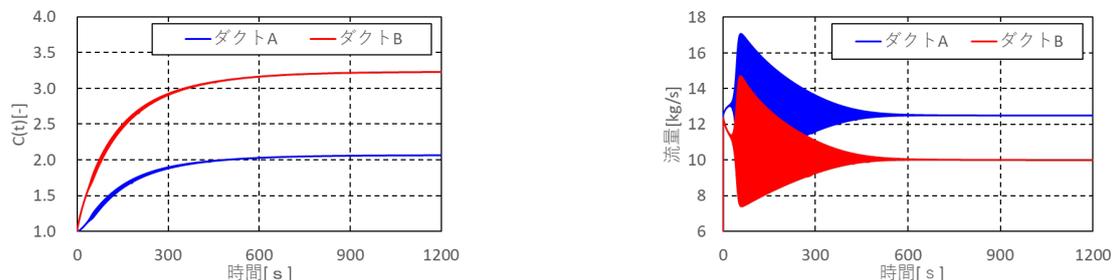


図 1 圧損係数自動探索過程のイメージ図

3. まとめ 本検討では GOTHIC の制御系機能を利用し、各経路の圧損係数を自動探索する手法を開発した。本手法の開発は GOTHIC による建屋室温評価モデルの精緻化の負荷を大幅に軽減するものであり、より一層の PRA 評価手法の高度化、及びリスク情報活用に資するものと期待される。

*Mingxi Wei¹, Daisuke Fujiwara¹, Kouta Tominaga¹

¹TEPCO SYSTEMS CORPORATION

福島第一原子力発電所 2号機原子炉建屋で水素爆発が起きなかった理由の検討

Evaluation of the factors that prevent the reactor building of 1F2 from exploding

*チャイ プンフイ¹, 野崎 謙一郎¹, 末廣 祥一¹,
本多 剛², 溝上 暢人², 大和田 賢治², 溝上 伸也²
¹TEPCO SYSTEMS, ²東京電力 HD

格納容器圧力などの観測事実に基づき、2号機原子炉建屋への水素漏えい状況を想定し、熱流動解析コードGOTHICを用いて、ブローアウトパネル（BOP）開放による2号機原子炉建屋内のガス組成分布への影響を評価し、2号機において水素爆発が起きなかった理由について考察した。

キーワード：福島第一原子力発電所 2号機、水素爆発、GOTHIC、建屋内水素分布、ブローアウトパネル

1. 緒言 1号機及び3号機と同様にシビアアクシデントに至った2号機の原子炉建屋において水素爆発が起きなかった要因として、2号機原子炉建屋5階のBOPが開いていたことで、建屋内の換気が進み、水素濃度が抑えられた可能性が考えられる。下記の解析を通じて、この可能性を検証した。

2. 解析結果 格納容器圧力、SGTS配管中の線量率などの観測事実に基づき、1号機の格納容器ベントガスが2号機原子炉建屋に逆流した条件、及び2号機格納容器から原子炉建屋へ漏えいした条件を想定した。また、BOPは1号機の爆発時の衝撃の影響で開いたと仮定した。これらの条件により、熱流動解析コードGOTHICを用いて2号機原子炉建屋内のガス組成分布をシミュレーションした。その結果、BOPが開いたことで建屋内の換気が進み、水素濃度が抑えられる様子が見られた。

図1にシールドプラグ経由の漏えいがある状態におけるBOPを通過する断面での流れの解析結果の一例を示す。シールドプラグから漏えいしたガスは5階天井まで上昇した後に壁付近で下降し、その一部がBOPの上側から排出されている。BOPの下側からは外気が流入しており、建屋内の換気が進んでいる。これは、事故後に撮影されたBOPの写真において、上半分に湯気が見られ、下半分には見られない傾向とも整合する。

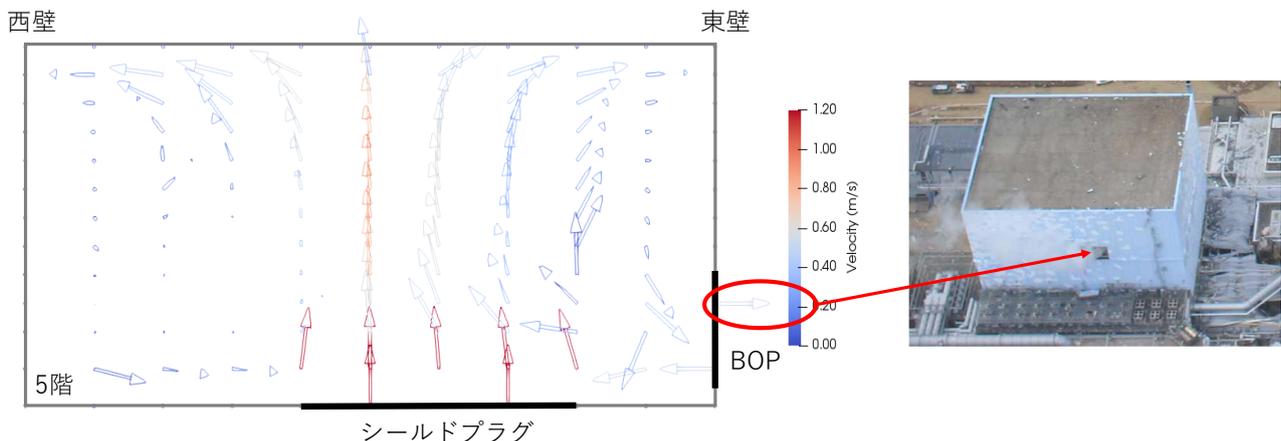


図1.原子炉建屋5階における流れの解析結果の一例（左）／BOPの写真（右）^[1]

3. 結論 2号機では原子炉建屋5階のBOPが開いていたことにより、建屋内の換気が進み、水素濃度が抑えられたことで水素爆発を免れた可能性について解析を通じて検証した。

[1] 東京電力 HD, “福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告”, 2022年11月

*Penghui Chai¹, Kenichiro Nozaki¹, Shoichi Suehiro¹, Takeshi Honda², Masato Mizokami², Kenji Owada², Shinya Mizokami²

¹TEPCO SYSTEMS CORPORATION, ²Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

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

[1C07-10] FP Behavior

Chair: Taizo Kanai (CRIEPI)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 3:50 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[1C07] Study on Formation Behavior of Gaseous Iodine during SFR Severe Accidents

*Hiroshi Seino¹, Toshiki Kondo¹, Daisuke Doi¹, Shin Kikuchi¹ (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C08] Study on Formation Behavior of Gaseous Iodine during SFR Severe Accidents

*Daisuke Doi¹, Toshiki Kondo¹, Shin Kikuchi¹, Hiroshi Seino¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C09] Study on Formation Behavior of Gaseous Iodine during SFR Severe Accidents

*Toshiki Kondo¹, Shin Kikuchi¹, Daisuke Doi¹, Hiroshi Seino¹ (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C10] Evaluation of FP behavior Models in SAs

*Hidetoshi Karasawa¹, Shuuhei Miwa¹, Chiaki Kino² (1. JAEA, 2. IAE)

3:30 PM - 3:45 PM

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時における ガス状ヨウ素の生成挙動に関する研究 (1) 研究開発の全体概要

Study on Formation Behavior of Gaseous Iodine during SFR Severe Accidents

(1) Overview of Research and Development

*清野 裕¹, 近藤 俊樹¹, 土井 大輔¹, 菊地 晋¹

¹原子力機構

ナトリウム冷却高速炉のソースターム研究の一環として、気相中におけるガス状ヨウ素の生成挙動に着目した研究を実施している。その全体概要として、研究計画及び令和3年度までの主な進捗状況について報告する。

キーワード: ナトリウム冷却高速炉, シビアアクシデント, ソースターム, ガス状ヨウ素

1. 緒言

被ばく評価上の重要核種であり、かつハロゲンに属するヨウ素は、アルカリ金属であるナトリウム (Na) と容易に反応してヨウ化ナトリウム (NaI) となる。このため、Na 冷却高速炉のシビアアクシデントにおいて、Na 中を經由して雰囲気へ移行したヨウ素は、主に NaI のエアロゾルとして存在するが、雰囲気条件によっては、その一部が非エアロゾル状 (ガス状) のヨウ素としてふるまうとの知見もある[1]。しかし、ガス状ヨウ素の生成挙動 (生成条件や生成割合等) の詳細については不明であるため、これを解明するための研究開発を令和2年度より開始している。ここでは、本研究開発の全体概要として、研究計画及び令和3年度までの主な進捗状況について報告する。

2. 全体概要

2-1. 研究計画

本研究は、主に①化学平衡計算及び②熱分析測定で構成される。前者では、熱力学データベース MALT 等を使用した化学平衡計算を行い、ガス状ヨウ素の生成挙動を推定する (令和2~3年度)。一方、後者では、これを実験的に確認するため、示差走査熱量測定装置 (DSC) 及び加熱発生ガス質量分析装置 (TPD-MS) を使用した熱分析測定を実施する (令和2~4年度)。

2-2. 令和3年度までの主な進捗状況

雰囲気中の酸素濃度や温度をパラメータとした化学平衡計算を行い、NaI 自体は昇温とともに主に気体へ相変化する事、NaI の酸化反応によりわずかにガス状ヨウ素が生成される可能性があることを確認した。また、不活性雰囲気において NaI を試料とした DSC 測定を行った結果及び測定後の試料の材料分析から、660°C以上で見られる熱的变化は熱分解ではなく、相変化に起因することが示唆された。

3. 結言

本研究の開始に際し、全体概要について報告した。今後は酸素雰囲気での熱分析測定 (主に TPD-MS) 等を行い、ガス状ヨウ素の生成条件等を解明する予定である。なお、本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和3年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 加藤ら, PNC TN9420 94-005 (1994).

*Hiroshi Seino¹, Toshiki Kondo¹, Daisuke Doi¹ and Shin Kikuchi¹

¹Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時における ガス状ヨウ素の生成挙動に関する研究 (2) 化学平衡計算によるヨウ素挙動の予備評価

Study on Formation Behavior of Gaseous Iodine during SFR Severe Accidents

(2) Preliminary Evaluation of Behavior of Iodine by Chemical Equilibrium Calculations

*土井 大輔¹, 近藤 俊樹¹, 菊地 晋¹, 清野 裕¹

¹原子力機構

ナトリウム冷却高速炉のソースターム研究の一環として、気相中におけるガス状ヨウ素の生成挙動に着目した研究を実施している。本報告では、この生成挙動を推定するために、ギブスの自由エネルギー最小化法に基づいて、雰囲気中酸素濃度や温度等をパラメーターとした化学平衡計算を実施した結果について報告する。

キーワード: ナトリウム冷却高速炉, シビアアクシデント, ソースターム, ガス状ヨウ素

1. 緒言 ナトリウム (Na) 冷却高速炉のシビアアクシデントにおいて、被ばく評価上の重要核種であるヨウ素は、Na 等のエアロゾルに随伴して雰囲気中を移行すると見なされているが、非エアロゾル状 (ガス状) ヨウ素を検出した実験結果も報告されている[1]。しかし、ガス状ヨウ素の生成条件や生成割合等といった生成挙動について十分に解明されていない。また、数値計算による研究例は空気雰囲気相当下に限られ[2]、多様な雰囲気条件下でのガス状ヨウ素生成挙動の検討に至っていない。このため、雰囲気中酸素濃度や温度等をパラメーターとした化学平衡計算により、気相中におけるガス状ヨウ素の生成挙動の予備的な評価を行う。

2. 化学平衡計算によるガス状ヨウ素の生成挙動評価

2-1. 評価方法・条件 熱力学データベース MALT for Windows 及び付属の多元系化学平衡計算ソフトウェア gem を使用し、ガス状ヨウ素 (原子状ヨウ素 I(g)、分子状ヨウ素 I₂(g)) 生成量の温度依存性を評価した。金属 Na プール中で熱力学的に安定なヨウ化ナトリウム (NaI(s,l)) [1]及び雰囲気成分を初期物質とし、雰囲気成分はアルゴンベース酸素濃度 0-21vol%、温度範囲は 100-1000°C とした。

2-2. 評価結果 図 1 に各化学種の生成割合 (初期 NaI 物質質量に対する各化学種の物質質量) の温度及び雰囲気中酸素濃度依存性を示す。不活性 (アルゴン) 雰囲気下で NaI(s,l) は昇温とともに主に気体 (NaI(g)) に状態変化し、ガス状ヨウ素の生成割合は僅か (10%以下) であることがわかった。また、酸素含有雰囲気下でも同様に NaI(s,l) は主に NaI(g) に状態変化するが、ガス状ヨウ素の生成割合は酸素濃度上昇とともに増加し、ガス状ヨウ素は NaI の酸化反応で生じることが示唆された。

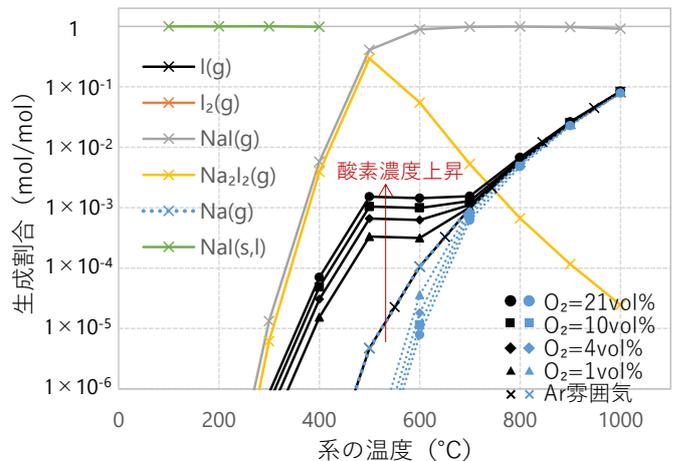


図 1 各化学種生成割合の温度及び酸素濃度依存性

3. 結論 熱力学的安定性の観点から、NaI は昇温とともに主に気体へ状態変化するものの、NaI の酸化反応によりわずかにガス状ヨウ素が生成される可能性が示唆された。なお、本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した結果である。

参考文献 [1] 加藤ら、PNC TN9420 94-005 (1994). [2] 中桐ら、JNC TN9400 2003-069 (2003).

*Daisuke Doi¹, Toshiki Kondo¹, Shin Kikuchi¹ and Hiroshi Seino¹

¹Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時における ガス状ヨウ素の生成挙動に関する研究

(3) 不活性雰囲気におけるヨウ化ナトリウムの熱的挙動

Study on Formation Behavior of Gaseous Iodine during SFR Severe Accidents

(3) Thermal behavior of sodium iodide in inert atmosphere

*近藤 俊樹¹, 菊地 晋¹, 土井 大輔¹, 清野 裕¹

¹原子力機構

ナトリウム冷却高速炉のソースターム研究の一環として、気相中におけるガス状ヨウ素の生成挙動に着目した研究を実施している。本発表では、この生成挙動を実験的に把握するため、その第一段階として実施した、不活性雰囲気におけるヨウ化ナトリウムの熱分析の結果について報告する。

キーワード: ナトリウム冷却高速炉, シビアアクシデント, ソースターム, ガス状ヨウ素

1. 緒言

ヨウ素はナトリウム (Na) と容易に反応してヨウ化ナトリウム (NaI) となり、さらに雰囲気条件によっては、その一部が非エアロゾル状 (ガス状) のヨウ素としてふるまうとの知見もあるが、詳細は不明である。本報では、ガス状ヨウ素生成挙動を把握する第一段階として、不活性雰囲気における NaI の熱分析を実施した結果を述べる。

2. 試験方法

熱分析には、アルゴンガス (Ar) 雰囲気のグローブボックス内に設置した示差走査熱量測定 (DSC) 装置を使用した。試料容器は Na 化合物との反応性を考慮して、SUS304L 製で内径 5mm、深さ 76mm のもので、基準物質側にアルミナを、試料側に NaI の試薬を挿入した。測定は Ar 雰囲気中、昇温速度 2.5~10K/min で室温から 800°Cまで加熱し、測定後は DSC 容器から回収した試料を X 線回折法 (XRD) により分析した。

3. 試験結果

図 1 に不活性雰囲気における NaI の DSC 曲線を示す。いずれの昇温速度でも、約 660°Cに吸熱ピークが出現しており、既往の熱力学データベースで分解温度と定義されている数値[1]に対応していることを確認した。また、吸熱ピークから算出したエンタルピーも約 161 J/gと既往知見[1]と概ね一致した。しかし、吸熱ピークは昇温速度による依存性があり、速度論的に速い事象と解釈され、前報の化学平衡計算による結果と併せて考察すると、約 660°Cで生じる熱的变化はガス状ヨウ素を生成するような熱分解ではなく、相変化であることが示唆される。

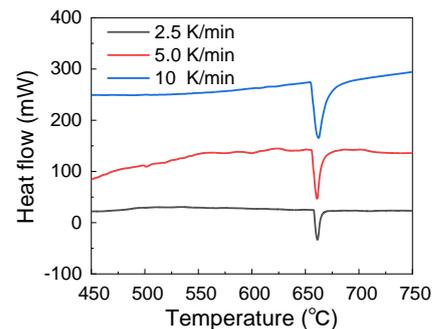


図 1 NaI の DSC 曲線

試験後に回収した試料の XRD 分析からも NaI のみが検知され、これらを裏付ける結果が得られた。

4. 結言

ガス状ヨウ素生成挙動を把握する第一段階として、不活性雰囲気での NaI の熱分析を実施した結果、約 660°Cの熱的变化は熱分解ではなく、相変化に起因することが示唆された。なお、本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] Bale C., et al., Calphad. 2009;33(2):295-311.

*Toshiki Kondo¹, Shin Kikuchi¹, Daisuke Doi¹ and Hiroshi Seino¹

¹Japan Atomic Energy Agency

SA 時の FP 挙動モデルの評価 (4) SA コードにおける化学反応モデルの検討

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(4) Evaluation of a chemical reaction model in SA codes

*唐澤 英年¹, 三輪 周平¹, 木野 千晶²

¹JAEA, ²エネ総研

代表的な FP である CsI の挙動を評価するために行われた温度勾配管を用いた TeRRa 実験では、ガス状ヨウ素の生成が報告されている。今回、この CsI 挙動を評価するため、化学反応モデルを作成・検討した。

キーワード : CsI、化学反応、ECUME、活性化エネルギー、SAMPSON、実験解析

1. 緒言

FP の環境への放出量や原子炉内分布の予測精度向上のため、SA 解析コードに用いられている FP 挙動モデルの検討を行っている。SAMPSON では、FP の化学形態を化学平衡モデルで評価してきた。しかし、ヨウ素挙動を評価した Phebus-FP 試験において観測されたガス状ヨウ素の生成は、化学平衡モデルでは評価できなかった。そこで今回、水蒸気雰囲気下で約 3.8 % のガス状ヨウ素の生成を確認した TeRRa 実験結果¹⁾を用いて、速度論的な評価を可能とする化学反応モデルを作成し、SAMPSON に組み込み実験結果との比較を行った。

2. 化学反応モデル

化学反応式として、軽水炉の事故解析で格納容器内のヨウ素の化学形を評価した 13 の化学反応式を用い²⁾、化学反応速度は ECUME のデータベースを用いて評価した³⁾。

3. TeRRa 実験解析

TeRRa 実験の主な実験条件は、CsI 蒸気を 1,273 K / 0.09 mg/s で供給し、20 % の水蒸気を含む Ar ガスをキャリアガスとして 2 NL/min で供給した。流路の温度として 1,273 K から 400 K までの温度勾配を与えた。図 1 に 1,273 K と 1,173 K で温度一定とした場合のガス状ヨウ素 (I₂, I, HI) の初期 CsI 濃度に対する生成割合の時間変化を示す。反応温度が 1,273 K では、主に CsI→Cs+I の反応により、10 秒後に約 3.2 % のガス状ヨウ素を生成することが分かった。一方、1,173 K では、ガス状ヨウ素の生成量は約 1 桁減少した。これは、CsI→Cs+I の反応の温度依存性が大きいことを示している。また、本実験条件では I₂ の生成はほとんど見られなかった。なお、Beahm 等の用いた化学反応速度²⁾では、1,273 K でもガス状ヨウ素の生成量は約 0.5 % であった。

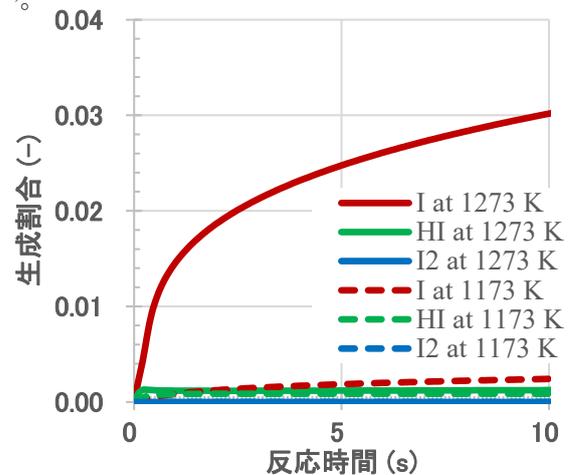


図 1 化学反応モデルの計算結果

この化学反応モデルを SAMPSON に組み込み、TeRRa 実験の解析を行った。上記の化学反応によりガス状ヨウ素が生成し、残りの CsI 蒸気は 850 K 付近から過飽和蒸気分が凝縮してエアロゾルとなり、その一部が熱泳動により壁に沈着した。解析結果は、ガス状ヨウ素の生成、エアロゾル生成、エアロゾル沈着などの実験で得られた一連の CsI 挙動の傾向を説明でき、ECUME を用いた化学反応モデルの適用性を確認した。

参考文献

[1] N. Miyahara, et.al., J. Nucl. Sci. Tech., 57, 1287(2020). [2] E.C. Beahm, et.al., NUREG/CR-5732(1992). [3] S. Miwa, et.al., JAEA-Data/Code, 2019-017(2020).

*Hidetoshi Karasawa¹, Shuhei Miwa¹ and Chiaki Kino², ¹JAEA, ²IAE.

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

[1C11-14] FCVS

Chair: Xiaoyu Zheng (JAEA)

Mon. Mar 13, 2023 3:50 PM - 4:55 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[1C11] Advanced Filtered Containment Venting System by Ionic Liquid

*Daiki Nunokawa¹, Kazuo Tominaga¹, Sohei Fukui¹ (1. HGNE)

3:50 PM - 4:05 PM

[1C12] Advanced Filtered Containment Venting System by Ionic Liquid

*Sohei Fukui¹, Yoichi Wada¹, Daiki Nunokawa¹, Kazuo Tominaga¹ (1. HGNE)

4:05 PM - 4:20 PM

[1C13] Advanced Filtered Containment Venting System by Ionic Liquid

*Taizo Kanai¹, Sohei Fukui², Daiki Nunokawa², Yoichi Wada², Kazuo Tominaga² (1. CRIEPI, 2. HGNE)

4:20 PM - 4:35 PM

[1C14] Development of a filter vent system to prevent exposure to radioactive noble gases

*Takahisa Matsuzaki¹, Daiki Nunokawa¹, Motoi Tanaka¹, Kazuaki Kito¹, Tadashi Fujii¹, Yasutaka Aoki², Yasuyuki Asami³ (1. HGNE, 2. TOSHIBA ESS, 3. TEPCO HD)

4:35 PM - 4:50 PM

イオン液体によるフィルタベントシステムの高度化

(1) 全体概要

Advanced Filtered Containment Venting System by Ionic Liquid

(1) Overview of the System

*布川 大樹¹, 福井 宗平¹, 富永 和生¹

¹日立 GE

放射性物質の環境放出を抑制するフィルタベントシステム (FCVS) において、よう素除去の高性能化を目的に、イオン液体 (IL) の吸着材としての利用を検討した。IL による FCVS の全体概要と開発計画について報告する。

キーワード: シビアアクシデント, フィルタベント, 有機よう素, イオン液体, 除染係数

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故以降、国内の沸騰水型原子力発電所では放射性物質の放出量低減のために FCVS を設置することが義務づけられている。揮発性の高い有機よう素は、スクラビング水、金属繊維フィルタでは除去できないため、ゼオライトに銀を添着した固体吸着材である銀ゼオライトを有機よう素の除去材として金属繊維フィルタの下流に設置している[1]。本報告は、従来の銀ゼオライトに代わる新しい有機よう素除去材料を適用した FCVS の概要と、その開発計画について報告する。

2. 新しい有機よう素除去材料を適用した FCVS の概要

本開発では、従来の銀ゼオライトに代わる新しい有機よう素材料として、取り扱いのし易さから、液体の薬剤とし、中でも高耐熱性、高耐放射線性、ガス吸着性がある IL に着目し、有機よう素除去材として適用した。図 1 に従来の FCVS と本開発品を導入した FCVS の比較を示す。従来の FCVS は、有機よう素を捕集するために銀ゼオライトを金属繊維フィルタの下流に設置する必要がある。一方、本開発品は液体である事、疎水性である事、比重が水よりも軽い事から、スクラバ水の上層部に位置することが可能であり、粒子状放射性物質を除去した後有機よう素を効率よく除去可能な構成とすることができる。

3. 開発計画

本開発の開発計画として、技術成熟度を基礎研究段階(TRL1)からシステム運転(TRL9)までの 9 段階に区分したものを表 1 に示す。2022 年度時点において、本開発は TRL4 までの開発が完了し、TRL5、6 であると評価している。以降のシリーズ発表では TRL5、6 での成果として、IL を用いたラボ試験及び実規模試験での試験結果を報告する。

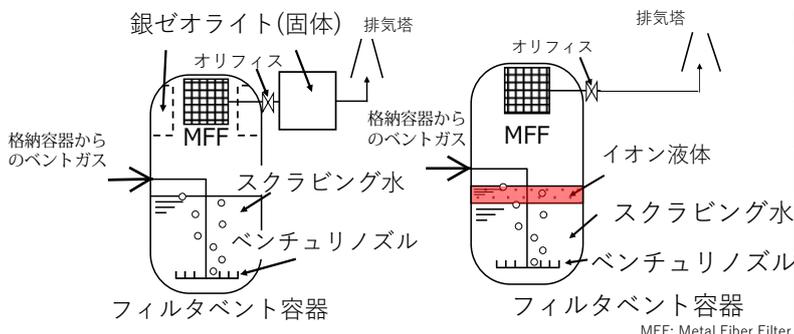


図 1 従来 FCVS と開発品を導入した FCVS の比較

参考文献

[1] 小林稔季、王吉豊、石川慶浩、宇津山雄一郎、遠藤好司、日本原子力学会 2018 年春の年会、2K21 (2018).

*Daiki Nunokawa¹, Sohei Fukui¹ and Kazuo Tominaga¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

表 1 開発品(IL)の技術成熟度

TRL	開発段階	
9	実プラント設置・運用	規制審査完了後実機適用
8	規制審査完了	電力採用決定後実施予定
7	実規模装置・実機条件における実証試験(イオン液体+スクラバ水)	2023年度で実施予定
6	実規模装置におけるパラメータ影響試験(イオン液体+スクラバ水)	2021~23年度で実施予定
5	ラボ試験におけるイオン液体の耐久性試験	イオン液体単体: 2020年度で実施済 イオン液体+スクラバ水: 2021~23年度で実施予定
4	ラボにおけるパラメータ影響試験(イオン液体単体)	2020年度で実施済
3	ラボにおける有機ヨウ素除去確認試験(イオン液体単体)	2020年度で実施済
2	・イオン液体適用システム概念の構築 ・除去メカニズム検討	2020年度で実施済
1	・イオン液体の選定 ・イオン液体特性分析	2020年度で実施済

イオン液体によるフィルタベントシステムの高度化

(2) イオン液体による有機よう素の除去メカニズム

Advanced Filtered Containment Venting System by Ionic Liquid

(2) Removal Mechanism of Organic Iodine by an Ionic Liquid

*福井 宗平¹, 和田 陽一¹, 布川 大樹¹, 富永 和生¹

¹日立 GE

放射性物質の環境放出を抑制するフィルタベントシステム (FCVS) において、よう素除去の高性能化を目的にイオン液体 (IL) の吸着材としての利用を検討した。ベント時に想定される温度範囲内において有機よう素が IL とアニオン交換反応を起こし、ベントガスから除去されることが分かった。

キーワード: シビアアクシデント, フィルタベント, 有機よう素, イオン液体, 除染係数

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故以降、国内の沸騰水型原子力発電所では放射性物質の放出量低減のために FCVS を設置することが義務づけられている。揮発性の高い有機よう素は、スクラビング水、金属繊維フィルタでは除去できないため、ゼオライトに銀を添着した固体吸着材である銀ゼオライトを有機よう素の除去材として金属繊維フィルタの下流に設置している[1]。我々は脱水素化アルコールと有機よう素のウィリアムソンエーテル合成において、求核置換反応が生じることをヒントに有機よう素を IL で除去する検討を進めてきた。IL による有機よう素の除去性能は、高温かつ長い滞留時間ほど高いことを報告した[2]。本研究では、IL と有機よう素との反応で生じる生成物を核磁気共鳴 (NMR) 装置およびガスクロマトグラフ質量分析 (GC/MS) 装置で分析することで有機よう素の除去メカニズムを検討した。

2. 実験

実機において有機よう素の主な化学形態であるよう化メチル (CH_3I) を IL または IL とアルカリ水との混合液にスクラビングさせ、スクラビング後の IL およびガス成分を分析した。 CH_3I の濃度は 50~5000 ppm とした。IL の体積とガス流量から IL 中の滞留時間を制御した。IL には水と分離する疎水性のトリヘキシルテトラデシルホスホニウムクロリド ($[\text{P}_{66614}][\text{Cl}]$) を使用した。 $[\text{P}_{66614}][\text{Cl}]$ による CH_3I 除去の温度および滞留時間依存性から、 $[\text{P}_{66614}][\text{Cl}]$ に供給した CH_3I が全て反応するよう試験温度と滞留時間をそれぞれ 160°C、0.5 s 以上とした。

3. 結果

CH_3I 除去前後での NMR での分析結果を図 1 に示す。NMR ピークから IL カチオンは組成変化せず、不純物も無かった。また、 CH_3I スクラビング後のガス成分を GC/MS で定量した結果、除去した CH_3I の 92%が塩化メチル (CH_3Cl) に変化していた。以上から、 $[\text{P}_{66614}][\text{Cl}]$ の CH_3I 除去メカニズムは $[\text{P}_{66614}][\text{I}]$ と CH_3Cl を生成するアニオン交換反応だと考える。さらに、IL とアルカリ水との混合液において、スクラビングした CH_3I 中よう素の 99%が IL に溶存しており、生成した $[\text{P}_{66614}][\text{I}]$ はアルカリ水と接触してもよう化物イオンが水側に移行しないことが分かった。今後 FCVS の実用化を目指して開発を進める。

参考文献

- [1] 小林稔季, 王吉豊, 石川慶浩, 宇津山雄一郎, 遠藤好司, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 2K21 (2018).
- [2] S. Fukui, K. Ishida, M. Tanaka, K. Tominaga, submitted, Journal of Nuclear Science and Technology.

*Sohei Fukui¹, Yoichi Wada¹, Daiki Nunokawa¹ and Kazuo Tominaga¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

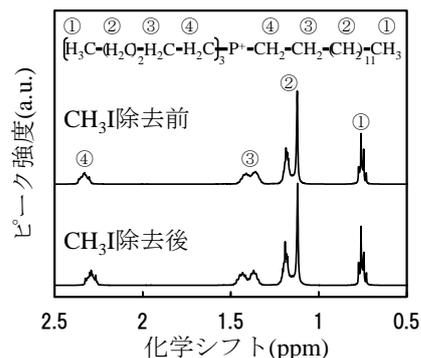


図1 イオン液体のNMR分析結果

イオン液体によるフィルタベントシステムの高度化 (3) 水共存環境でのイオン液体の有機よう素除去効果

Advanced Filtered Containment Venting System by Ionic Liquid

(3) Removal Effect of Organic Iodine by an Ionic Liquid in Coexistence with Water

*金井 大造¹, 福井 宗平², 布川 大樹², 和田 陽一², 富永 和生²

¹電中研, ²日立 GE

放射性物質の環境放出を抑制するフィルタベントシステム (FCVS) において、よう素除去の高性能化を目的にイオン液体 (IL) の吸着材としての利用を検討した。有機よう素としてよう化メチル (CH_3I) を対象に水共存環境での IL による有機よう素除去試験を実施し、一定の除去性能を確認したことについて報告する。

キーワード: シビアアクシデント, フィルタベント, 有機よう素, イオン液体, 除染係数

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故以降、国内の沸騰水型原子力発電所では放射性物質の放出量低減のために FCVS 設置することが義務づけられている。揮発性の高い有機よう素は、スクラビング水、金属繊維フィルタでは除去できないため、ゼオライトに銀を添着した固体吸着材である銀ゼオライトを有機よう素除去材として金属繊維フィルタの下流に設置している[1]。日立 GE では、FCVS の有機よう素除去性能 (DF) を向上させるため、IL に着目し、前処理した IL (IL#1) を用いた基礎実験では、10,000 を上回る有機よう素 DF を得た。そこで、IL の実機適用性評価のために、FCVS 実機体系での有機よう素 DF についてデータを取得した。

2. 水共存環境でのイオン液体の有機よう素 DF データ取得

FCVS 実機体系である水共存環境での実験を実施するため、電中研 FCVS 試験設備 (試験部: 内径 0.5 m、高さ 8.0 m) を使用した。液相は、水相 2.0 m の上に IL 相 0.5m を形成するものであり、IL には水と分離する疎水性のトリヘキシルテトラデシルホスホニウムクロリド ($[\text{P}_{66614}][\text{Cl}]$) に対し、前処理を実施したものを使用した。この液相に有機よう素、空気を含む水蒸気を供給し、98.5 °C~152.0 °C の温度範囲で、有機よう素 DF データを取得した。水のみの場合、有機よう素 DF はほぼ 1 であることを確認した (青○)。これに対し、IL を用いた場合、液温 98.5 °C で DF 10、149.2 °C で DF 47、152.0 °C で DF 107 という結果を得た (赤○)。

3. 結論

有機よう素として、 CH_3I を対象に水共存環境での IL による有機よう素除去試験を実施し、一定の除去性能を確認した。しかし、IL のみの試験である基礎実験に比べ、有機よう素 DF は低くなる結果となった。要因として、①水共存環境であること、②スクラバ水として水を使用したこと、③前処理が十分ではなかった可能性が考えられる。今後、これらの要因を踏まえ、IL を付加した FCVS の実用化に向け研究開発を進める。

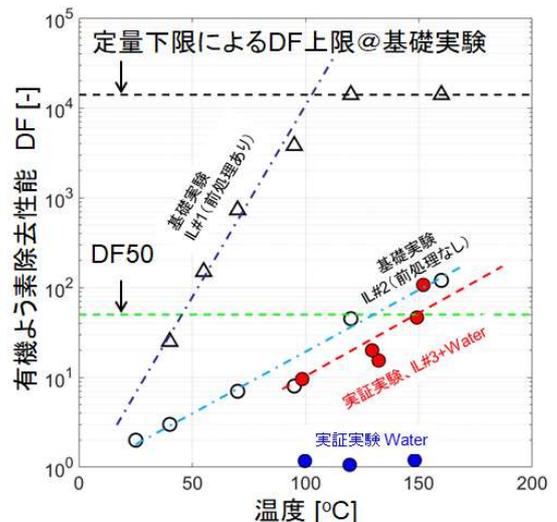


図1 イオン液体の有機よう素 DF 特性

参考文献

[1] 小林稔季, 王吉豊, 石川慶浩, 宇津山雄一郎, 遠藤好司, 日本原子力学会 2018年春の年会, 2K21 (2018).

*Taizo Kanai¹, Sohei Fukui², Daiki Nunokawa², Yoichi Wada², Kazuo Tominaga²

¹CRIEPI, ²HGNE.

放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発

(5) 事故シーケンスやシステムがプラント挙動や被ばくに与える影響

Development of a Filter Venting System to Reduce Exposure Dose from Radioactive Noble Gases

(5) Effects of accident sequences and systems on plant behavior and exposure

*松崎 隆久¹, 布川 大樹¹, 田中 基¹, 木藤 和明¹, 藤井 正¹, 青木 保高², 浅見 康行³

¹日立 GE ニュークリア・エナジー (株), ²東芝エネルギーシステムズ (株), ³東京電力ホールディングス (株)

放射性希ガスをベントガスから分離、除去可能な膜を用いて放射性希ガスも除去可能なフィルタベントシステムを開発している。本研究ではベントガスから希ガスを分離できる膜を利用した希ガス除去システムの被ばく量低減効果について膜設置位置（システム）による差異や膜面積による影響について検討した。

キーワード：安全，過酷事故，被ばく，放射性希ガス，フィルタベント，マネジメント

1. 緒言

万が一の事故時に原子炉格納容器ベントにより放出されるベントガスに含まれる放射性希ガス（キセノン、クリプトン）は除去がこれまで困難であった^[1]。希ガスを除去できれば、住民の避難や運転員の一時退避の要件を軽減できる可能性がある。そこで本研究では希ガスによる被ばく防止を目的に、ベントガスから希ガスを分離できる膜を利用した希ガス除去システムを導入した場合のプラント挙動や被ばく量低減効果について再稼働に向けた許認可解析における AE シーケンスでのシステム構成や膜面積による影響について検討した。

2. システム構成による影響

膜の設置位置について、現行フィルタベント（FCVS）の後流部に設置した場合、膜に掛かる負荷は低くなるが非透過の希ガスを戻りラインを設けて格納容器内に戻す必要がある。格納容器内に設置した場合は戻りラインは不要となる。FCVS 後流部に設置した方がより低い圧力まで減圧できることが分かった（図 1）。また格納容器全体に希ガスが拡散することから FCVS 後流部に設置した方が被ばく量を低減できることが分かった。

3. 膜面積による影響

膜面積を減らすと PCV の圧力は高いまま推移することとなる。外部へ漏洩する希ガス量は希ガスの分圧と膜面積に比例するため、膜面積を変化させた場合の被ばく量を評価した。膜面積を 100%容量から減じた結果、減圧可能な範囲で膜面積を減らした方が被ばく量は小さくなることが分かった（図 2）

4. 結論

希ガスの分離、除去が可能な膜を利用したフィルタベントシステムでは再稼働に向けた許認可解析における AE シーケンスにおいて、格納容器を適切に減圧できる見込みがあること、並びにシステムとして膜を現行のフィルタベントシステムの後流に置いた方が被ばく量低減効果が大きいという結果が得られた。

謝辞：本報告は東京電力ホールディングス(株)，東北電力(株)，中部電力(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，日立GEニュークリア・エナジー(株)，東芝エネルギーシステムズ(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] 日本機械学会編、「フィルタベント-原子力安全の切り札を徹底解説-」、ERC 出版、2018

*Takahisa Matsuzaki¹, Daiki Nunokawa¹, Motoi Tanaka¹, Kazuaki Kito¹, Tadashi Fujii¹, Yasutaka Aoki² and Yasuyuki Asami³

¹ Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., ² Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation., ³ Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated

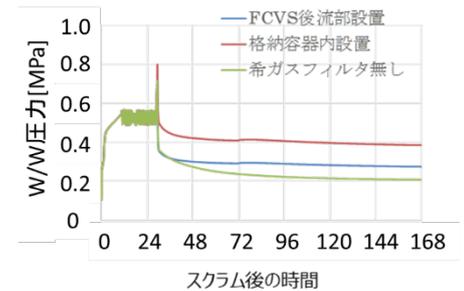


図 1 膜設置位置による挙動の差異

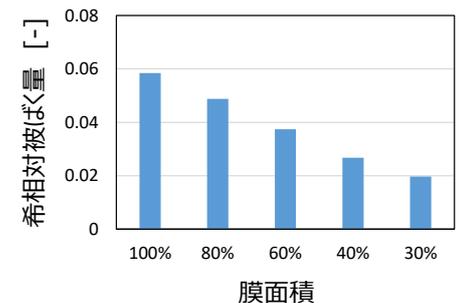


図 2 膜面積と被ばく量の関係

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

[1D01-08] Radiation Shielding

Chair:masahiro yoshida(NUSTEC)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 4:55 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

- [1D01] Shielding design for gas bremsstrahlung of the electron storage ring at NanoTerasu
*Hiroki Matsuda¹, Masayuki Hagiwara¹, Akihiro Takeuchi¹, Toshiro Itoga², Hiroyuki Konishi¹ (1. QST, 2. JASRI)
2:45 PM - 3:00 PM
- [1D02] Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete (21)
*Mikihiro Nakata¹, Yukio Sakamoto², Masahiro Yoshida³, Koji Oishi⁴, Hidenori Kawano² (1. NDC, 2. ATOX, 3. NUSTEC, 4. JER)
3:00 PM - 3:15 PM
- [1D03] Evaluation of the effect of random storage in clearance measurement containers on the radioactivity conversion factor (2)
*Masato Watanabe¹, Toshio Kuzuya² (1. Chubu Electric Power, 2. Techno Chubu)
3:15 PM - 3:30 PM
- [1D04] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM
*Tetsuro Matsumoto¹, Akihiko Masuda¹, Eunji Lee², Toshiya Sanami², Takahiro Oyama², Tsuyoshi Kajimoto³, Noriaki Nakao⁴, Robert Froeschl⁵, Elpida Iliopoulou⁵, Angelo Infantino⁵ (1. AIST, 2. KEK, 3. Hiroshima Univ., 4. Shimizu, 5. CERN)
3:30 PM - 3:45 PM
- [1D05] Validation experiments in V&V for shielding analysis codes
*Shinji GOKO¹, Maho KAWAGUCHI¹, Tetsuro MATSUMOTO², Akihiko MASUDA², Seiya MANABE², Hideki HARANO², Osamu SATO³, Koichi OKUNO⁴, Toshiya SANAMI^{5,6} (1. NRA, 2. AIST, 3. NUCLTECH, 4. HAZAMA ANDO, 5. KEK, 6. SOKENDAI)
3:45 PM - 4:00 PM
- [1D06] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM
*Eunji Lee¹, Tetsuro Matsumoto², Akihiko Masuda², Toshiya Sanami¹, Nobuhiro Shigyo³, Tsuyoshi Kajimoto⁴, Noriaki Nakao⁵, Robert Froeschl⁶, Elpida Iliopoulou⁶, Angelo Infantino⁶ (1. KEK/SOKENDAI, 2. AIST, 3. Kyushu Univ., 4. Hiroshima Univ., 5. Shimizu, 6. CERN)
4:00 PM - 4:15 PM
- [1D07] Characterization of neutrons emitted from fuel debris
*Taichi Matsumura¹, Masahiro Sakamoto¹, Kenichi Terashima¹, Eka Sapta Riyana¹, Keisuke Okumura¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
4:15 PM - 4:30 PM
- [1D08] Construction of a dose rate evaluation system using point cloud data
*Tutomu Okamoto¹, Takeshi Sugita¹ (1. NAIS)
4:30 PM - 4:45 PM

次世代放射光施設ナノテラスの蓄積リングにおける制動放射線の遮蔽設計

Shielding design for gas bremsstrahlung of the electron storage ring at NanoTerasu

*松田 洋樹¹, 萩原 雅之¹, 竹内 章博¹, 糸賀 俊朗², 小西 啓之¹

¹QST, ²JASRI

東北大学青葉山新キャンパスにおいて整備が進められている 3 GeV 次世代放射光施設ナノテラスは、ビームラインの遮蔽ハッチ（光学ハッチ、実験ハッチ）の内部を除き、実験ホールを管理区域としない国内初の放射光施設である。ナノテラスでは最大 28 本のビームラインが設置可能であるが、2024 年度の運用開始時は 10 本が運用される。残りの 18 本のビームラインは後年整備され、遮蔽壁には貫通孔が予め設けられている。本講演では、後年整備用のビームラインにおけるガス制動放射線の遮蔽設計について報告する。

キーワード : NanoTerasu, ナノテラス, 遮蔽設計, ガス制動放射線, PHITS

1. 緒言

東北大学青葉山新キャンパスに現在建設中であるナノテラス[1]は日本国内初の高輝度中型 3 GeV 級放射光施設であり、2024 年度ユーザー利用開始に向けて整備が進められている。この施設では「ユーザーが放射線業務従事者でなくても可能な限り放射光実験に参加できること」を基本方針として、加速器や放射光ビームラインから実験ホールへの漏洩線量を抑え、実験ホールを非管理区域にすることを目指している。

2. 評価方法

ガス制動放射線は真空パイプ中の残留ガスと電子ビームが相互作用することで発生する光子である。2024 年 4 月の運用開始時に稼働しないビームラインには局所的に遮蔽体を設置し、ガス制動放射線が実験ホール側に漏洩しないように遮蔽する。PHITS [2]を用いてガス制動放射線を発生させて遮蔽計算を実施し、遮蔽体の大きさ及び設置位置の最適化を試みた。

3. 評価結果

蓄積リングのビームライン用放射光取り出し端は偏向電磁石により発生した強烈な放射光を遮蔽するために、水冷式銅フランジを設けて放射光を遮蔽する。一方、ガス制動放射線はフランジにより散乱され下流側に到達する。散乱によりエネルギーが小さくなるとは言え、蓄積リングと実験ホール間の厚さ 100 cm コンクリートだけでは遮蔽できないことが PHITS を用いた詳細計算によって分かった。指向性の高いガス制動放射線を効率よく遮蔽し、実験ホール側の実効線量を基準値以下とするため、銅フランジの下流すぐ側に鉛の局所遮蔽体を設置することとした。理想的にはフランジ下流すぐ側に遮蔽体を設置するべきだが、加速器架台や装置類と干渉するため実際に設置できる領域が限られる。計算ではこの設置条件の制約の下、現実的な局所遮蔽体の大きさ・設置場所を決定した。2023 年 1 月現在、遮蔽体の製作と設置が進められている。



図 1 実際の局所遮蔽体

参考文献

[1] QST, ナノテラス, www.nanoterasu.jp, 2023 年 1 月 4 日訪問

[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2018, doi:10.1080/00223131.2017.1419890

*Hiroki Matsuda¹, Masayuki Hagiwara¹, Akihiro Takeuchi¹, Toshiro Itoga², Hiroyuki Konishi¹

¹QST, ²JASRI

遮蔽材料標準の作成について

(21) 組成変動による線量率影響評価のうち高エネルギー光子に係る検討

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

(21) The Study of the Affection to Bulk Dose rate of High Energy Photon by Fluctuation of Chemical Contents.

*中田 幹裕¹, 坂本 幸夫², 吉田 昌弘³, 大石 晃嗣⁴, 河野 秀紀²

¹NDC, ²アトックス, ³原安技セ, ⁴日環研

原子力学会標準委員会の放射線遮蔽分科会遮蔽材料標準作業会では、遮蔽計算に用いるコンクリート材料組成の標準化を検討しており、標準組成に基づく元素組成変動による遮蔽体透過後の線量率への影響評価を実施中である。その検討のうち、高エネルギー光子に対する元素組成変動の予備結果について報告する。

キーワード：遮蔽材料、コンクリート、材料標準、線量率影響

1. 材料標準検討状況

遮蔽材料標準策定の検討は、原子炉施設及び20MeV以下の加速器施設を対象に、遮蔽計算用コンクリート標準組成の検討が終了した。その結果を基に、標準組成と施工コンクリートとの間に発生する可能性がある元素組成変動による線量率影響評価の最終計算を開始する。

2. 組成変動による線量率影響評価

2-1. 20MeV以下の光子に係る検討

中性子源からの中性子及び2次 γ 線の線量率には水分量及び元素組成変動の影響が大きく、 γ 線源からの γ 線の線量率には主に密度の影響が大きいとの結果であった。加えて、20MeV以下加速器施設で発生する光子の場合、電子対生成や光中性子生成挙動が元素で異なるため、追加検討が必要と判断した。

20MeV以下の光子の線量率影響評価を行うに当たり、予備検討としてこれまで実施してきたケーススタディ組成と文献値の組成に対する光子の挙動を、光子ビルドアップ係数(BF)や線量透過率の形で検討した。

今回は電子対生成と制動X線生成に焦点を当て、元素組成変動による線量率影響の予備検討をBFの形で整理した。計算は電磁カスケードモンテカルロコードEGS4で行い、その事例を図-1に示す。その結果、Si系組成の制動X線無に比べ、Ca系組成の制動X線有のBFの比率は約2程度となり、電子対生成と制動X線生成の組成変動に対する影響が大きいことが判った。この結果は、最終計算実施時の条件設定や考察への知見として反映する。また、今後光中性子の影響検討も実施する予定である。

2-2. 線量率影響最終計算計画

現在検討を終えた標準組成を基に、調合条件の配合変動影響、壁厚に対する自由水分分布の時間変化に基づいた水分変動影響、Si系骨材、Ca系骨材、ANL-5800及びANL-6443などの組成に基づいた典型的組成変動影響の、3種の計算条件を設定する。

3. 今後の計画

2023年度内に標準をドラフトし審議いただいた上で、2024年度初旬の発行を目指す。

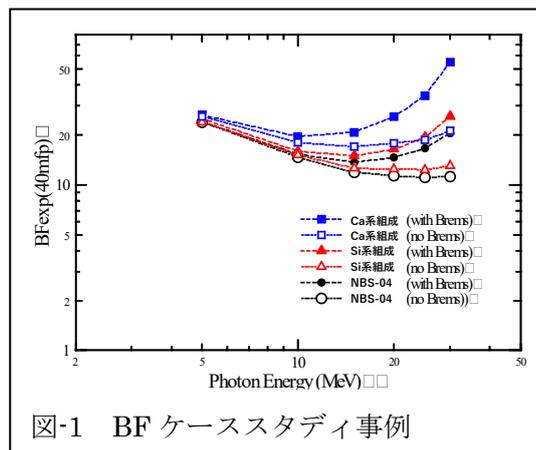


図-1 BF ケーススタディ事例

*Mikihiro Nakata¹, Yukio Sakamoto², Masahiro Yoshida³, Koji Oishi⁴, Hidenori Kawano²

(¹NDC, ²ATOX, ³NUSTEC, ⁴JER)

クリアランス測定容器へのランダム収納による放射能換算係数への影響評価 (2)

Evaluation of the effect of random storage in clearance measurement containers

on the radioactivity conversion factor (2)

*渡邊 将人¹、葛谷 敏男²

¹中部電力 (株)、² (株) テクノ中部

解体撤去物を切断した後、合計重量1トン前後の解体撤去物を容器に収納して放射能を測定するにあたり、収納の際の偏りにより生じる容器内の質量密度と放射能の偏在が、放射能の測定値に与える影響を評価した結果、質量密度の偏在による影響は、既に評価済みの汚染上限モデルにて対応できることを示した。

キーワード: クリアランス、BWR、放射能濃度、二次的な汚染、密度、線源、偏在、放射能換算係数

1. 緒言

浜岡原子力発電所1、2号機の廃止措置において、管理区域内で発生した解体撤去物(金属くず)を切断した後、合計重量1トン前後を測定容器へ収納してGe半導体検出器で⁶⁰Coのガンマ線の計数率を測定し、容器内の放射能に換算している。放射能換算係数の不確かさを低減する目的で、容器内の質量密度の偏在を低減するため、同一形状の金属くずをできるだけ均等に収納しており、労力を要している。そこで、放射能換算係数に対する質量密度の偏在の影響を評価するため、以下の2ケースの比較計算を行った。

ケース①：質量密度を均一に扱う汚染上限モデル(線源分布：上限値を応答関数の小さい順番で配置)

ケース②：質量密度と線源位置を詳細に考慮(線源分布：上限値をランダムで配置)

2. 放射能換算係数の比較

適切な放射能換算係数を設定するには、実態に即した線源分布が必要であるが、クリアランス測定の場合、放射能レベルが低すぎて正確な線源分布を得ることは困難である。そこで、ケース①では事前サーベイにより確認した検出限界値に相当する汚染密度の範囲(以下、上限値という)で、最も保守的な線源分布で設定している。一方、ケース②は、実態に最も即しているものとして、線源をランダムに配置させる試行を複数回行い、その中で安全側に設定する。つまり、上限値で線源(放射能)を、金属くずの表面にランダム配置していくことを1,000回繰り返し、ある放射能に対して計数率が小さくなる(安全側)方向に計数率の平均値の95%片側信頼区間の下限値を求めた。参考までに、試行で得られた計数率の下位5%タイル値も示した。

ケース①と②を比較した結果、ケース①は、ケース②の質量密度の分布が均一でない影響をほぼ包含できることが分かった(図1参照)。つまり、ある計数率に着目した時、ケース①で換算した放射能がケース②のものよりも大きい。

一方、容器内を等メッシュに分割したひとつのメッシュ(小領域)ごとの応答関数(図2参照)を比較すると、ケース②のものより過小評価する部分が発生したが、前述のとおり放射能換算係数への影響はなかった。

3. 今後の展開

認可実績があるケース①は、ケース②程度の質量密度の偏在に対応できることが分かった。そこで、より多く密度偏在させた場合の傾向把握のためパラスタを実施する。

また、ケース①について、放射能換算係数の始点と終点付近の僅かな過小評価の影響について、クリアランス測定で使用しない計数率レンジなので、問題ないことを示す。

ケース① (均一)



ケース② (詳細)

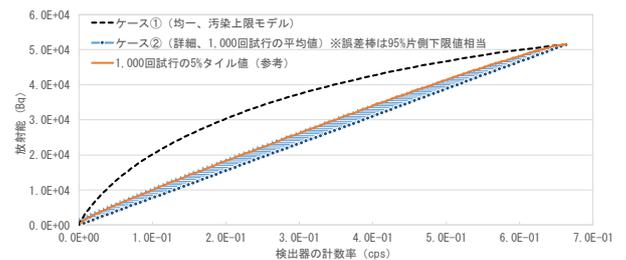
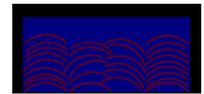


図1 放射能換算係数の比較 (ケース①と②)

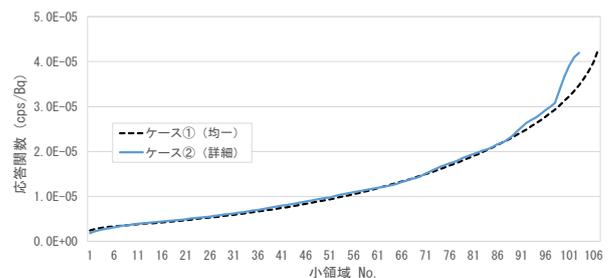


図2 応答関数の比較 (ケース①と②)

* Masato WATANABE¹, Toshio KUZUYA²

¹ Chubu Electric Power Co., Inc., ² Techno Chubu Co., Ltd.

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
 (13) ボナー球スペクトロメータを用いた鋼鉄・コンクリート遮蔽後の
 中性子スペクトル測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(13) Measurements of neutron spectra behind steel and concrete shielding
 using a Bonner sphere spectrometer

*松本哲郎¹, 増田明彦¹, 李恩智², 佐波俊哉², 大山隆弘², 梶本剛³, 中尾徳晶⁴, 八島浩⁵,
 萩原雅之⁶, 長畔誠司², 原野英樹¹, 上養義朋⁴, Froeschl Robert⁷, Iliopoulou Elpida⁷,
 Infantino Angelo⁷, Roesler Stefan⁷, Brugger Markus⁷

¹産総研, ²KEK, ³広島大学, ⁴清水建設, ⁵京大複合研, ⁶量研, ⁷CERN

欧州原子核研究機構(CERN)の高エネルギー加速器混合粒子場(CHARM)において、銅ターゲットに 24 GeV/c 陽子ビームを照射し中性子を発生させた。この中性子に対し、ターゲット直上に設置した様々な厚さの鋼鉄およびコンクリート遮蔽体透過後のスペクトルを、ボナー球スペクトロメータ(BSS)を用いて測定した。

キーワード：遮蔽実験, ボナー球スペクトロメータ, 高エネルギー中性子, 中性子スペクトル

1. 緒言 大型加速器施設の遮蔽設計では、生成される2次粒子、特に透過力の強い中性子を十分に減衰させることが重要である。一方で、過大な遮蔽は建設コスト増大に直結する。これまでに高エネルギー中性子の遮蔽透過に係る実験データが得られているが、様々な厚みに対して中性子スペクトルの全容を得ている実験データはほとんどない。本研究では、CERN/CHARM 施設において、BSS を用いて、コンクリートと鋼鉄の遮蔽透過後の中性子スペクトルを、熱～高エネルギーの全領域に対して測定した。

2. 実験 中性子は、CERN-PS からの 24 GeV/c 陽子ビームと 50 cm 厚の銅ターゲットによって生成した。ターゲット直上方向の大理石 10 cm 及び鉄 40 cm によって構成される天井を透過した中性子を用いて、実験を行った。BSS をターゲットから 720 cm の位置に設置した。減速材無、ポリエチレン減速材、銅または鉛を組み合わせた減速材の条件で、中心部の球形³He 比例計数管 (CENTRONIC、SP9、0.2 atm) の計数を取得した。

BSS の下方向、ターゲットとの間に、遮蔽無、コンクリート 40、80、120、160、200 cm 厚、及び鋼鉄 20、40、60、80 cm 厚の 10 種類の遮蔽体を置いた。

3. 結果 アンフォールディングは、MAXED コードを用いた。初期推定スペクトルは、各遮蔽条件に対して PHITS コードを用いて計算した。図に測定した中性子スペクトルの例を示す。ほとんどの場合でよい収束条件でアンフォールディングが可能であったが、遮蔽無の条件のみは、 χ^2 などの制約条件を緩める必要があった。当日、詳細について議論する。

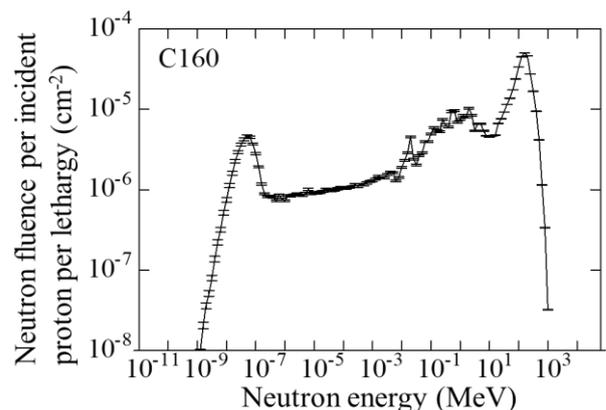


図 コンクリート 160 cm の遮蔽に対する結果

*Tetsuro Matsumoto¹, Akihiko Masuda¹, Eunji Lee², Toshiya Sanami², Takahiro Oyama², Tsuyoshi Kajimoto³, Noriaki Nakao⁴, Hiroshi Yashima⁵, Masayuki Hagiwara⁶, Seiji Nagaguro², Hideki Harano¹, Yoshitomo Uwamino⁴, Froeschl Robert⁷, Iliopoulou Elpida⁷, Infantino Angelo⁷, Roesler Stefan⁷, Brugger Markus⁷

¹AIST, ²KEK, ³Hiroshima Univ., ⁴Shimizu Corp., ⁵KURNS, ⁶QST, ⁷CERN

遮蔽解析コード V&V における妥当性確認実験

Validation experiments in V&V for shielding analysis codes

*後神 進史¹, 川口 真穂¹, 松本 哲郎², 増田 明彦², 真鍋 征也², 原野 英樹², 佐藤 理³,
奥野 功一⁴, 佐波 俊哉⁵

¹原子力規制庁, ²産業技術総合研究所, ³ニュークリア・テクノロジー・コンサルティング,
⁴安藤ハザマ, ⁵高エネルギー加速器研究機構・総合研究大学院大学

使用済燃料等の輸送・貯蔵の許認可においてモンテカルロコードによる遮蔽解析結果が示された際に、解析コードの検証と妥当性確認(V&V)に対する評価を迅速且つ適切に実施するための研究を行っている。V&VのValidationに係る作業では、不確かさを詳細評価した測定データを準備することが重要であるため、それらを得るための実験方法や、V&V手法における実験データの活用方法について検討した。また、前述の方法の適用性を確認するために妥当性確認実験を実施しており、その概要についても報告する。

キーワード：遮蔽, V&V, モンテカルロコード, ベンチマーク実験

1. 緒言

使用済燃料等の輸送・貯蔵の許認可審査において、遮蔽解析コードとして近年活用が増加傾向にあるモンテカルロコードの適用性確認を迅速かつ適切に実施する必要があるため、解析コードのV&V手法等の研究を進めている。V&Vの重要な要素の一つに妥当性確認実験の測定値と解析コードによる計算値との比較評価があり、最終的に解析コードの不確かさを定量化するためには高精度な測定値はもとより、実験に付随する不確かさが詳細に評価された測定値が必要となる。それらを取得する手法を確立するための検討を進め、V&Vの観点から妥当性確認実験に対する総合的な不確かさを定量化するための要件(妥当性確認実験の要件)を検討した。

2. 妥当性確認実験の要件

使用済燃料の輸送・貯蔵に供する金属キャスクを例にとると、その許認可プロセスにおいて遮蔽解析コードの適用性を示すために用いられる妥当性確認実験のデータは使用済燃料を収納した実際の金属キャスク(実機)に対する測定結果がほとんどである。このような複雑体系である実機を用いた測定では不確かさの発生源が多くなり、それらが相互に干渉しあうため、実験に付随する総合的な不確かさを詳細に評価することは極めて困難となる。本研究では既存実験データや過去の許認可資料等を精査した上で遮蔽解析や放射線測定に専門家との議論を行い、それらを解決する対応策の一つとして実験の対象を遮蔽材の透過やストリーミング経路に対する評価精度等の基本要素に分割した実験(要素実験)を実施することを提案し、実験による検証も並行しながら検討を続けている。測定体系を単純化することで実験に付随する不確かさを低減させ、且つそれぞれの不確かさの詳細評価が期待される。このような実験を行う際には、高精度な測定値を導出するためのデータや実験ログだけでなく、不確かさを評価するための情報(線源や測定器の設置精度、周辺散乱体等)を記録することも重要である。それらを精査して得られた評価結果と金属キャスク体系の特徴の分析から妥当性確認実験の要件として、要素実験を網羅することの必要性や実験計画段階から予想される不確かさ因子を事前評価により洗い出して分析した上で測定時に情報を記録すること等を整理した。また、上記の検討における要素実験として金属キャスクの遮蔽構造を想定した以下の体系に対する中性子及び二次ガンマ線の遮蔽実験を実施しており、不確かさの発生要因や測定値への影響の強さ等の検証を進めている。

- ① 平板又は球形状の鉄(厚さ3~24cm)又は中性子遮蔽材(厚さ3~15cm)の単層遮蔽体
- ② 平板又は球形状の鉄(厚さ6~24cm)及び中性子遮蔽材(厚さ3~15cm)の二重層遮蔽体
- ③ 中性子遮蔽材欠損部であるトラニオン部を想定したモックアップ

3. まとめ

遮蔽解析コードに対するV&V手法の確立に向けて、不確かさを詳細に評価した実機の測定データを用意することが困難な場合は、実験の対象を遮蔽材の透過等の要素実験として行うことを提案し、妥当性確認実験の要件として、予想される不確かさ因子を事前評価したうえで測定時に記録すること等を整理した。検討結果を確認するために実施している遮蔽実験の概要と併せて報告する。

*GOKO Shinji¹, KAWAGUCHI Maho¹, MATSUMOTO Tetsuro², MASUDA Akihiko², MANABE Seiya², HARANO Hideki², SATO Osamu³, OKUNO Koichi⁴, SANAMI Toshiya⁵

¹Nuclear Regulation Authority (NRA), ²The National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, ³Nuclear Technology Consulting, ⁴Hazama Ando Corporation, ⁵High Energy Accelerator Research Organization / The Graduate University for Advanced Studies

CERN/CHARM における 24 GeV 陽子を用いた遮蔽実験 (14) 液体シンチレータとボナー球スペクトロメータによる、 遮蔽透過後中性子スペクトルの測定結果の比較

Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(14) Measurement of neutron spectra after shields using Liquid scintillator and Bonner sphere spectrometry

*李 恩智^{1,2}, 松本哲郎³, 増田明彦³, 佐波俊哉^{1,2}, 執行 信寛⁴, 梶本 剛⁵, 中尾徳晶⁶,
萩原 雅之⁷, 八島 浩⁸, 大山 隆弘¹, Froeschl Robert⁹, Iliopoulou Elpida⁹,
Infantino Angelo⁹, Roesler Stefan⁹, Brugger Markus⁹

¹KEK, ²総研大, ³産総研, ⁴九大, ⁵広島大, ⁶清水建設, ⁷QST, ⁸京大複合研, ⁹CERN

CERN の CHARM 施設において、24 GeV 陽子を銅ターゲットに照射し生成した中性子が鋼鉄とコンクリートの遮蔽体を透過した後のスペクトルを液体シンチレータとボナー球スペクトロメータを用いて測定した。遮蔽体とその厚さを変えた場合の2つの測定法による結果を比較した。

キーワード：遮蔽実験, 高エネルギー加速器, シンチレータ, ボナー球スペクトロメータ, 中性子スペクトル

1. 緒言 高エネルギー加速器施設の遮蔽設計において中性子の透過とエネルギー分布は重要である。本報告では、鋼鉄とコンクリートの厚みを変えて中性子エネルギー分布を液体シンチレータとボナー球スペクトロメータの2つの測定法により測定した。

2. 実験及び計算 実験は CHARM 施設の遮蔽上部で行なった。24 GeV の陽子ビームを 8 cm 径、50 cm 長の銅ターゲットに照射し生成した中性子をビーム軸から 90 度上方向において、80 cm までの鋼鉄と 200 cm までのコンクリートを透過した中性子を液体シンチレータ (5" の NE213) とボナー球スペクトロメータ (減速材無、ポリエチレン減速材、銅または鉛を組み合わせた減速材の条件) で測定した。それぞれはアンフォールディング法により中性子スペクトルを導出した。ボナー球スペクトロメータのアンフォールディングでは、PHITS 3.28 で計算した初期推定スペクトルを用いた。

3. 結論 2つの測定法により得られた中性子のエネルギースペクトルの測定結果を図 1 に示す。BSS が LS よりスペクトルの絶対値が大きくなり、100 MeV 以上でその差が大きくなる。発表ではこの中性子スペクトルから導出した減弱距離についても述べる。

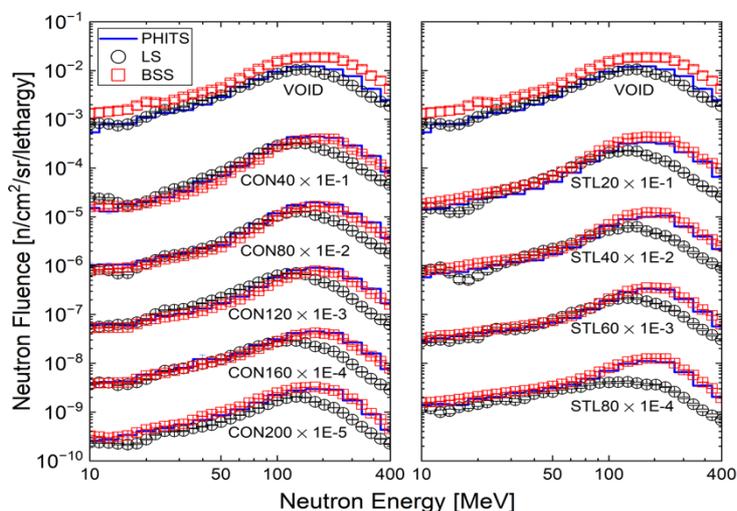


図 1. 中性子エネルギースペクトルの測定値と計算値
(LS: 液体シンチレータ, BSS: ボナー球スペクトロメータ,
CON: コンクリート, STL: 鋼鉄)

*Eunji Lee^{1,2}, Tetsuro Matsumoto³, Akihiko Masuda³, Toshiya Sanami^{1,2}, Nobuhiro Shigyo⁴, Tsuyoshi Kajimoto⁵, Noriaki Nakao⁶, Masayuki Hagiwara⁷, Hiroshi Yashima⁸, Takahiro Oyama¹, Robert Froeschl⁹, Elpida Iliopoulou⁹, Angelo Infantino⁹, Stefan Roesler⁹, Markus Brugger⁹

¹KEK, ²SOKENDAI, ³AIST, ⁴Kyushu Univ, ⁵Hiroshima Univ., ⁶Shimizu Corp., ⁷QST, ⁸KURNS, ⁹CERN

燃料デブリから放出される中性子の特性評価

Characterization of neutrons emitted from fuel debris

*松村 太伊知, 坂本 雅洋, 寺島 颯一, Eka Sapta Riyana, 奥村 啓介

JAEA

福島第一原子力発電所からの試験的取り出しが予定されている燃料デブリを想定し、自発核分裂と(α , n)反応の中性子強度とエネルギースペクトルを SOURCES 4C コードによって計算し、燃料デブリから放出される中性子の特性評価を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所・燃料デブリ・中性子強度・自発核分裂中性子・(α , n)反応・中性子エネルギースペクトル

1. 緒言：これまでの原子炉格納容器(PCV)内部調査から、福島第一原子力発電所(1F)の1~3号機には、燃料と被覆管等が溶融した後に固化した燃料デブリが存在すると考えられている[1]。2023年には、2号機(1F2)から数g程度の燃料デブリ試料の試験的取り出しが予定されている[1]。燃料デブリの検知において中性子が検出されれば燃料デブリであると推定できるため、燃料デブリから放出される中性子の特性評価を行うことは重要である。そこで、 UO_2 燃料のみで構成されていた1F2と本格取り出し時期での対象とされMOX燃料を部分的に含んでいた3号機(1F3)からの取り出し燃料デブリに対する検出器開発や中性子応答の物理的解釈に資するため、1F2(広範囲燃焼度 UO_2)、1F3(低燃焼度MOX)、TMI-2(低燃焼度 UO_2)の3種類の代表的な燃料デブリモデルに対し、それぞれの燃焼履歴に基づく核種インベントリデータと SOURCES 4C コード[2]を用いて、燃料デブリから放出される自発核分裂(遅発中性子を含む)と(α , n)反応によって放出される中性子の特性評価を行った。

2. 計算方法：取り出し燃料デブリの重量は試験的取り出しを見据えて1gと仮定し、その性状の多様性として以下の条件の組み合わせを考慮した：1) 取り出し時期：2023年12月、2) 組成タイプ：溶融燃料デブリ($(U_{0.5}, Zr_{0.5})O_2$ 、 $(MOX_{0.5}, Zr_{0.5})O_2$ (1F3 MOX燃料)、3) 線源とターゲットの分布：均質、4) 燃焼度：TMI-2と1F3(MOX)は低、1F2は低、炉心平均は高、5) 揮発性FP放出モデル：Phebus-FPT4試験結果に基づくFP放出率。TMI-2、1F2と1F3(MOX)燃料の燃焼計算結果を基に、取り出し時期までの放射性核種の崩壊と揮発性FP放出を模擬した放射性核種のインベントリを評価し、 α 崩壊と自発核分裂(SF)を起こす核種の{ α 線強度(I) \times 平均エネルギー(E_m)}とSF放射能の値を基に各積算値が全体の99.9%以上となる α 崩壊核種と自発核分裂核種を選定した。また(α , n)反応のターゲット核種は ^{17}O と ^{18}O を対象とした。

3. 結果：一例として図1に、 ^{244}Cm 生成量が比較的少ない1F2低燃焼度の燃料デブリから放出される(α , n)反応、SF、合計((α , n)反応+SF)の中性子スペクトルを示す。(α , n)反応とSFの各スペクトルは形状が大きく異なり、最大ピーク強度は(α , n)反応がSFを上回った。 E_{av} は(α , n)反応：2.28MeV、SF：1.84MeV、合計：2.08MeVである。また、中性子線源強度については、SF： $(\alpha, n) = 56\% : 44\%$ であり、低燃焼度燃料由来の燃料デブリでは、(α , n)反応の寄与は必ずしも無視できないことが分かった。

参考文献

[1] IRID, TEPCO, "Status of Unit 1 PCV internal investigation", (2022). [2] W.B. Wilson, et al., "SOURCES 4C: A Code for Calculating (α , n), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources and Spectra". (2002).

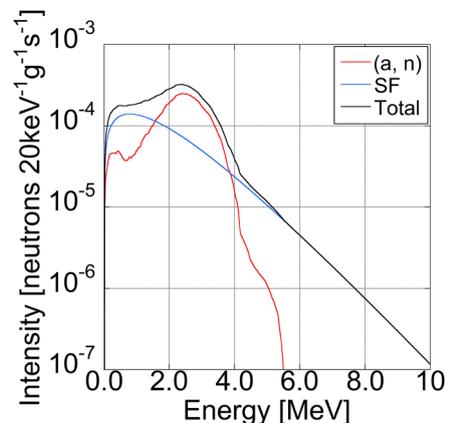


図1 1F2低燃焼度の燃料デブリから放出される中性子のエネルギースペクトル

*T. Matsumura, M. Sakamoto, K. Terasima, E. Riyana, K. Okumura, Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

点群データを用いた線量率評価システムの構築

Construction of a dose rate evaluation system using point cloud data

*岡本 力¹, 杉田 武志¹

¹株式会社ナイス

3D スキャナーから取得できる点群データを線量率評価に用いるボクセルに変換するシステムを構築した。3D スキャナーから取得できる点群データは物体表面の情報しか得ることが出来ないため、ボクセル内空間を補間するため光線追跡法を実装した。作成したボクセル情報はモンテカルロコード PHITS と点減衰核積分法コードに用いることが出来る。

キーワード：線量率評価、光線追跡法、PHITS、点減衰核積分法

1. 緒言

線量率解析において PC の性能向上により体系近似を要しないモンテカルロ法コードの計算資源が安価となり有益なツールとなってきた。一方フィールドにおける建屋構造物や乗り物、生物等、寸法の不明な体系を解析モデルとしたい場合もある。そこでレーザを用いた 3D スキャナーであれば比較的容易に採寸することが可能である。ただし得られるデータ形式は点群である。そこでボクセルデータに変換し線量率解析を行えるシステムを構築した。点群データにおける問題点は表面情報しか得ることができないことである。その場合は光線追跡法¹⁾により光線の衝突判定によって内部を補間する機能を付加した。

2. 線量率評価システム

- ①対象となる全領域を任意の寸法によるボイドのボクセル空間で敷き詰め、各ボクセル空間に点群データが存在すればボイドを物質に置き換える。点群データにはノイズがはいることも想定されることから点群データの最小格納数を条件とする。
- ②トレースされたボクセルの内部を包含したい場合は光線追跡法による機能で補間する。
- ③作成されたボクセル情報ファイルは PHITS²⁾の外部ファイル(infl)の形式として用いることができる。
- ④可視化機能として 3D かつスクロール操作が可能な matplotlib 形式への出力ファイル機能を備えた。
- ⑤簡易計算用としてボクセル情報のみに対応した点減衰核積分法コードもシステムに組み込み、モンテカルロ法コードとの比較計算を可能としている。

3. 機能検証

システムによって作成されるモデルの遷移を図 1 に示す。

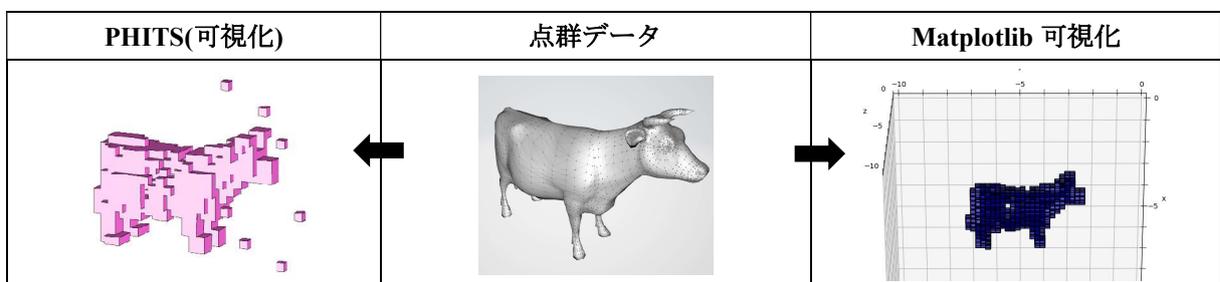


図 1. 点群データとボクセルの可視化

参考文献

[1] 大川善邦、3D ゲームプログラマーのための数学[基礎編],工学者

[2] Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

*Tutomu Okamoto¹, Takeshi Sugita¹, ¹NAIS.Co.,Inc.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1F01-03] Safety Culture & Future Technology

Chair: Tetsuo Sawada (former Tokyo Institute of Technology)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 3:35 PM Room F (12 Bldg.3F 1232)

[1F01] Generational Differences in Safety Climate Assessment of Nuclear Industry Employees

*Tsukasa Teraguchi¹ (1. Institute of Nuclear Safety System)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F02] Changes in the Safety Climate at Nuclear Power Plants

*Hirokazu Fukui¹ (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F03] Applicability of SMR Technology in Japan Reactor -Thermal Application-

*Yutaro Aoki¹, Glenn Harvel² (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

原子力産業従業員の安全風土評価における世代差

Generational Differences in Safety Climate Assessment of Nuclear Industry Employees

*寺口 司¹

¹原子力安全システム研究所

原子力産業において安全風土は職務の安全性を維持する上で重要な要因の1つとなっている。そのため、各従業員が安全風土を一様に高く認知できる職場環境が望ましい。しかし、これまでの研究においても従業員の世代によってその評価が異なる可能性が示唆されている。そこで本報告では原子力産業従業員の安全風土への評価と世代の違い・傾向との関連、特徴について検討を行う。

キーワード：原子力産業，安全風土，安全文化，世代差

1. 問題・目的

原子力産業の安全を維持するうえで職場の安全風土の維持は重大な課題である。しかし、先行研究によれば職場の安全風土の認識は従業員間で必ずしも一貫しておらず、評価者の世代によって異なる可能性が示唆されている。そこで本報告では原子力産業従業員の安全風土への評価と世代の違い・傾向との関連、特徴について検討を行うことを目的とした。

2. 方法

本研究では2002年以降現在まで3年毎に実施されている、日本国内の原子力関連事業に従事する従業員の意識調査データを使用した。本調査では各年度において組織の安全風土に関する様々な設問を尋ねており、調査年度によって内容が異なる。2021年度調査ではIAEAのHarmonized Safety Culture Model [1]に基づいて80項目を尋ねた。また、計8因子32項目 [2]については継続して同一項目が計測されている。年齢については29歳以下、30歳代、40歳代、50歳代、60歳以上の5件法で尋ねている。この調査データのうち、最新である2021年度調査と、世代間の変動を比較することを目的に9年前の2012年度調査を分析に用いた。

3. 結果・考察

分析は人数の都合上50歳代以下を対象とし、その中でも各年代ですべて5人以上所属している事業部計20社57事業部のみを対象とした。まず2021年度を対象とした分析では全体的に29歳以下で安全風土の評価が高く、30歳代、40歳代で低下する傾向が一貫して認められた。事業所単位で得点を標準化し比較したところ、各事業所の50歳代の平均値が事業部平均値を上回るかどうかは事業所間でばらつきが見られた。特に職種を現場部門職と管理部門職とに分けた際に、管理部門職ほど50代での安全風土評価が低くなりやすいことが示された。また、この世代間の傾向は2012年度のデータにおいても同様で、29歳以下で高く30歳代以降で低い傾向が示されている。そのため、これらの世代が特殊なものではなく、安全風土の評価に現在の年齢や経験値が影響しているものと推察される。すべての世代で満足のいく安全風土醸成が求められるだろう。

参考文献

[1] IAEA (2020). *A Harmonized Safety Culture Model - IAEA Working Document*. International Atomic Energy Agency.

[2] 福井 宏和 (2012). 原子力発電所の安全風土に関する質問紙調査 集団力学, 29, 71-88.

*Tsukasa Teraguchi¹

¹Institute of Nuclear Safety System

原子力発電所における安全風土の変遷—アンケート調査を通して

Changes in the Safety Climate at Nuclear Power Plants: A Questionnaire Survey

*福井 宏和¹

¹原子力安全システム研究所

2002年以降現在まで3年毎に全国の原子力発電所において安全風土のアンケート調査を実施してきた。その間に発生した原子力発電に係る出来事とアンケート調査結果の関係について検討する。

キーワード：原子力発電所，出来事，安全風土，変化，アンケート調査

1. 緒言

安全風土とは、組織成員が直接的にあるいは間接的に知覚し、彼らを安全の配慮や安全行動に導く、一連の組織環境の測定可能な特性である。2002年以降、全国の原子力発電所で実施してきたアンケート調査で、今日まで変更なく継続的に実施してきたのは、安全風土の要因である「組織の安全姿勢」、「直属上司の姿勢」、「安全の職場内啓発」、「安全配慮行動」、「モラル」と、モラルの要因である「仲間意識」、「意思疎通」、「精神衛生」である。

2. アンケート調査の結果

原子力発電所職員へのアンケート調査を本格的に実施したのは2003年からであり、その後2006年、2009年、2012年、2015年、2018年、2021年に実施している。「組織の安全姿勢」の評定値は、2003年から2006年にかけてほとんど変わらないが、2006年から2012年にかけて上昇し、その後2018年までほとんど変化がなく、2021年に再び上昇している。「直属上司の姿勢」と「安全の職場内啓発」においても「組織の安全姿勢」と同様の傾向が認められる。「安全配慮行動」の評定値は、2003年から2006年にかけて低下したが、2006年から2012年にかけて上昇し、その後2021年までほとんど変化がない。「モラル」の評定値は、2003年から2021年までほとんど変化がない。「仲間意識」の評定値は、2003年から2006年にかけてほとんど変わらないが、2006年から2012年にかけて上昇し、その後2021年までほとんど変化がない。「意思疎通」の評定値は、2003年から2009年にかけて若干上昇し、その後2012年まで変化がなく、2015年に低下、2018年に回復したが2021年に再び低下している。「精神衛生」の評定値は、2003年から2009年にかけて上昇傾向だが、2009年から2015年にかけて低下、2018年に回復したが、2021年に再び低下している。

3. 主な出来事と安全風土の変化

2002年以降現在までに発生した主な事故は、2004年8月に発生した美浜発電所3号機の2次系配管破損事故と2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所事故である。美浜発電所3号機の事故後、実施した2006年の調査結果では、「安全配慮行動」の評定値が低下しているが、他の要因の評定値はほとんど変化が認められない。福島第一原子力発電所の場合、事故後2012年に実施した調査では、「組織の安全姿勢」、「直属上司の姿勢」、「安全の職場内啓発」、「安全配慮行動」、「仲間意識」の評定値が上昇したが、「精神衛生」の評定値は2015年まで低下している。

*Hirokazu Fukui¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

日本における SMR 技術の適応可能性について-原子炉熱応用-

Applicability of SMR Technology in Japan Reactor -Thermal Application-

*青木 祐太郎¹, グレン ハーヴェル²

¹福井工大, ²オンタリオ工大

日本の地理的、社会・経済的実状から、限られた原子力発電所の敷地面積で最大限活用するには大型の原子炉が必要である。そのことから、将来、日本における小型モジュール炉（SMR）の需要は電力供給だけに限らない、多目的利用・既存産業応用利用にあると考える。今回、SMR の既存産業における熱利用について注目し、日本における SMR の適応可能性について考察、検討した。

キーワード：小型モジュール炉、原子炉熱応用、産業への応用

1. 緒言

日本を含む世界中で注目される小型モジュール炉（SMR）は高い安全性、設備製造・建設の短期間化および低コスト化などが期待され、火力発電所の代替による低炭素化、都市部の大規模グリッドに接続されていない遠隔地集落への電力・熱供給など、地域ごとに SMR の使用法を検討する必要がある。

日本の原子力発電所で、2022年12月現在までに再稼働できた原子炉は10基であるが、エネルギー資源を輸入に頼っている日本では、原子力発電は重要なベースロード電源である。一方、日本の原子力発電所は設置できる場所が限られているため、敷地面積を最大限に活用するためには、大型の原子炉が必要となる。このため、電力供給のためだけに低出力の SMR を設置することは適さないと考え、SMR の多目的利用を検討し、日本における SMR の適応可能性を検討した。今回は、化学プロセスなどの産業における熱利用についてそのシステムについて検討した。

2. SMR 現状

図1に現在開発中の SMR について原子炉出力と冷却材炉心出口温度に関して示す。冷却材炉心出口温度の上昇と共に軽水炉から液体金属炉、熔融塩炉、ガス冷却炉へと炉型が移行していくことが分かる。このことは、特定の応用利用において適した SMR を決定できることを意味する。

3. 産業プラントへの応用

日本の製油所や製鉄所などは互いに近接していることや、石油化学プラントは製油所と一体化している場合があり、産業プラントはある程度集中して分布している。そのため、工業地域の近傍に SMR を設置し、各工業プラントへの電熱併供給が可能であると考えた。図2に SMR の熱を利用した石油化学・製鉄工業プラントのシステム概略図を示す。図が示すように、SMR から得られる熱エネルギーを日本の産業へ利用できる可能性が示唆される。詳細は講演時に報告する。また今後、SMR の産業利用による環境・経済性についての詳細な分析が必要となる。

参考文献

[1] Y. Aoki, G. Harvel, "Applicability of SMR Technology for Japan", CNS, Proc. of the 41th Annual CNS Conference, (2022)

*Yutaro Aoki¹, Glenn Harvel² ¹Fukui Univ. of Tech., ²Ontario Tech Univ.

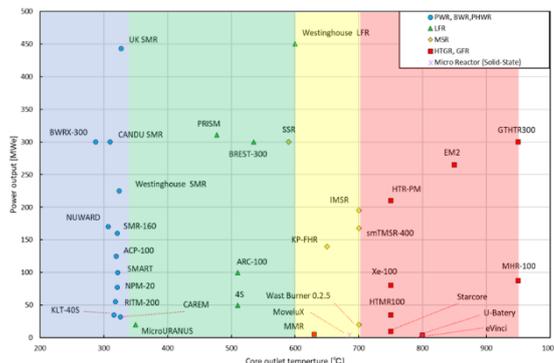


図1 各 SMR 設計の原子炉出力と冷却材炉心出口温度

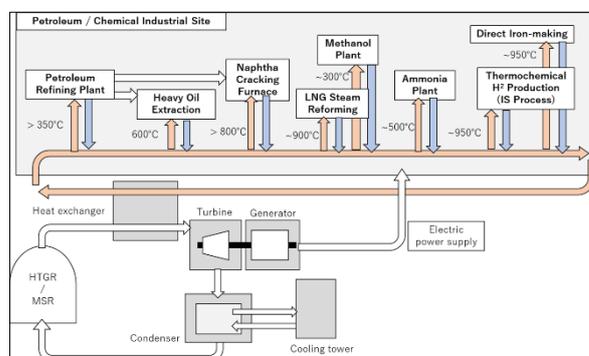


図2 産業への SMR 熱応用例についての概略図

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1F04-06] Communication

Chair: Ryuichi Yamamoto (none)

Mon. Mar 13, 2023 3:35 PM - 4:25 PM Room F (12 Bldg.3F 1232)

[1F04] Analysis of energy-related posts in social media

*MIKIHIRO TADA¹ (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

3:35 PM - 3:50 PM

[1F05] Analysis of topics for deepening the discussion over nuclear power generation

*Nao Shiino¹, Makoto Takahashi¹ (1. Tohoku Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1F06] Approach for Care and Better Communication to Health Risk of Radiation

*Reiko Kuwagaki¹, Motoko KOSUGI², Tomoko TSUCHIYA³ (1. CRIEPI, 2. Shizuoka Univ., 3. TONeRiCo)

4:05 PM - 4:20 PM

ソーシャルメディアにおけるエネルギー関連投稿の分析

Analysis of energy-related posts in social media

* 冨田 幹宏¹

¹ 原子力安全システム研究所

生活者にとって、ソーシャルメディアは単なるコミュニケーションツールだけではなく、社会問題を知る際の重要な情報源として社会に浸透してきている。本稿は、エネルギーを取り巻く状況において、2022年上期に大きな出来事が相次いで発生したことから、ソーシャルメディアでは、これらの出来事の発生を受けて、どういった議論が行われているかを把握する分析を行った。

キーワード：SNS、拡散 (information diffusion)、エネルギー、電気、電力、原子力、Twitter

1. 緒言

SNS、ブログ、フォーラム、ニュースサイト、消費者レビューといった各種のソーシャルメディア (Facebook、YouTube、Instagram を除く) 上で展開されている、エネルギー、電気、電力、原子力のワード (以下エネルギー関連ワード) を含む投稿を分析対象として、2018年6月から2022年7月の50ヵ月間の期間で展開された話題を整理し、その話題ではどのような投稿が拡散されているかを把握した。

2. 方法

期間中にエネルギー関連ワードの含まれる1億508万件の投稿から、共起ネットワークを作成して話題の出現を把握した。投稿の97.6%がTwitterによるもので、本稿の分析はTwitterの分析となる。それらの話題を12の領域に整理して、再度、エネルギー関連ワードを抽出して分類し、時系列にみた投稿数の推移や領域毎の話題の出現推移を分析した。また、時系列推移の内、前後の月と比較して投稿数が極端に増加している月ならびに12の領域の上位100位の返信・リツイートが多い投稿を、原子力に肯定的な投稿、中立的な投稿、慎重な投稿の比率を整理した。

3. 結論

エネルギー関連投稿の12領域は、出現率の多い物から、政治社会運動、再エネ脱炭素技術、世界のエネルギー関連市場・電気代が上位となる。関連投稿の月別推移をみると、2018年9月、2019年9月、2021年4月、2021年9月、2022年3月、2022年6月に全体の投稿数が急騰している。需給ひっ迫・大規模停電、政治社会運動、地政学リスク、福島復興と事故後の対応、世界のエネルギー関連市場の動向と電気代の領域において、大きな出来事が発生した際に、エネルギー安定供給、原子力発電の再稼働、原子力発電の諸課題、再エネ脱炭素技術に関連する投稿数が増加している。投稿数が極端に増加している月の、上位100位の返信・リツイートが多い投稿について、肯定的、中立的、慎重の割合をみると、至近では肯定的投稿が注目されている。ただし、分類した話題領域別でみると、裁判関連、原子力の諸課題、福島復興と事故後の対応に関する領域では、慎重側の投稿が多く注目され、需給ひっ迫・大規模停電、世界のエネルギー関連市場の動向と電気代では、中立的な投稿が注目されている事が分かった。

*Mikihiro Tada¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

原子力発電をめぐる議論の深化のための論点の分析

第2報：原子力発電に関する主観的論理構造の分析

Analysis of topics for deepening the discussion over nuclear power generation

#2 : Analysis of subjective logical structure on nuclear power generation

*椎野 直¹, 高橋 信¹

¹東北大学

本研究ではインタビュー調査に基づき、原子力発電利用に関する主張を形成する主観的な根拠や論理構造を明らかにした。特徴的な点は、可視化ツールを利用して構造を可視化、数値化し分析を行った点にある。

キーワード：原子力発電利用、対話、科学コミュニケーション、社会受容、態度形成

1. 緒言：原子力発電の社会的な受容を進めるため異なる意見を有する人々の間の対話が重要であるが、現状では対立構造のみが注目され建設的な議論は実現していない。本研究では原子力に対する賛成・反対双方の意見を有する人が、どのような観点からその立場をとるかという思考の構造的な可視化を試みた。第一報では回答者全体を総合し論点を整理したが[1]、第2報となる本報告では個々人の主張の背景について考察した。

2. 手法：本研究では少数の対象者に対して以下のステップで構造化インタビューを行い、主観的な論理構造をオンラインホワイトボード Miro 上に可視化した。調査の対象は9名であり筆者との個人的な信頼関係を有する大学学生である。

Step.1 原子力発電に対する基本的な態度の分類

(「積極的に使うべきだ」⇔「絶対に使ってはいけない」)

Step.2 原子力態度の形成に関係する36項目の質問に対して回答(同意のレベルとその確信度)

Step.3 各項目間の関係と自分の態度形成に影響する度合いに関する自己評価(構造化マップ上での配置)

Step.3 において自分の主張を支持する項目は上部へ(支持意見)、否定する項目は下部に(否定意見)配置。項目同士の連結が論理構造を反映させる。図1に構造化の結果として得られた論理構造図の一例を示す。

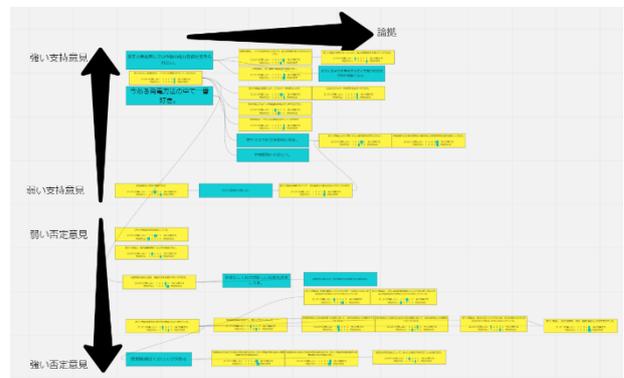


図1 意見の構造化結果の例

3. 結果及び考察：代表的な回答者3名の分析結果を以下に示す。

回答者A：原子力発電の経済的優位性、燃料供給の安定性を根拠に原子力利用を中程度に肯定。一方で放射性廃棄物のコストやリスクが否定意見として挙げられており、経済的に優位であるとの評価との関係性に疑問が残る。原子力発電のシステムの不平等性に関しては同意しつつ、主に自由主義的理由をもとにこれらは否定意見としていない。

回答者B：主に原子力というシステムの不平等性、健康被害に関する項目を根拠に原子力利用に強く反対。原子力発電利用に際して発生するCO₂は少なくないという理由で地球温暖化を進行させるとの認識から、この項目も自身の主張の根拠としている。政府・電力会社等への信用については、問題のある原子力発電を推進している時点で信用できないため、「正しい情報を伝えていたとしても関係ない」と説明している。

回答者C：健康被害と放射性廃棄物の管理に関する項目を根拠に原子力利用に中程度の反対。一方で、地球温暖化、燃料供給の安定性の項目は自身の反対の主張を否定するものとして配置している。原子力に強く反対した他の回答者3名とは、地球温暖化と原子力利用の関係、燃料供給、不平等性、電力消費量大幅削減の可能性などについての認識・価値観に決定的な違いが見られる。

3. 結論

本研究では原子力発電に関するインタビュー調査をもとに原子力発電利用に関する主観的論理構造を可視化し、各主張の根拠の論理的構成や脆弱性を分析した。この結果から得られた知見は、原子力に関する一般市民の態度形成に関する背景要因と知識のバイアスを明らかにし、より実効的な対話を実現する基盤となることが期待される。

参考文献

[1] 椎野 他：日本原子力学会 2022 秋の大会[3I08]

*Nao Shiino¹ and Makoto Takahashi¹

¹Tohoku Univ.

放射線の健康影響に対する不安に寄り添う情報提供方策の提案 —メンタルモデルを踏まえたメッセージ案の検討—

Approach for Care and Better Communication to Health Risk of Radiation

—Testing proposed messages based on the Citizen's Mental Model—

*桑垣 玲子¹, 小杉 素子², 土屋 智子³

¹ 電力中央研究所, ² 静岡大学, ³ 一般社団法人複合リスク学際研究・協働ネットワーク

The purpose of this study is to analyze differences between the public and experts on radiation risk. This study reports the results of a draft message created based on a mental model survey of Fukushima residents and verified through group interviews (conducted in September 2022).

Keywords: Risk Communication, Fukushima-Daiichi Nuclear Power Accident, Radiation Risk

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故から11年の時点で(土屋・小杉・桑垣, 日本リスク学会2022), 多くの人々が事故当初からの不安は軽減し, 放射線の量の概念やリスク管理状況の知識を得ることで不安と折り合いをつけて日常生活を送っているものの, 未だ環境中のリスクや将来の健康影響に不安を感じる人も少なくない。本研究は, 放射線リスクについて情報の送り手と受け手との知識や認識の構造の違いを明らかにし, 受け手にとってより有用な情報提供方策を提案することを目的としている。2022年秋の大会では, 専門家と事故当時福島県在住の市民への個別インタビュー調査により知識や認識の構造の違いを報告した。本発表では, これらの違いを踏まえたメッセージ案が, 不安に寄り添う情報提供方策となるかを確認した調査結果を報告する。

2. 調査対象と方法

専門家と市民のメンタルモデルから, 共通事項、専門家のみ知識や情報、市民のみ知識や経験を整理し, 市民の理解の流れで, 不足し求めている情報, 誤解や不安の解消に寄与する情報を記載(「安全、大丈夫」と言い切らず, 特に心配な人向けに行動を選択できるようにする)などの情報提供方針を検討した。3つのトピックを選択し(①放射線と健康、②暮らしと基準値、③現在の福島県環境), 比較素材となる既存資料をベースに資料案A, Bの2種類を作成した。本研究が情報の受け手と想定する人々(現在福島県在住20~70代男女, サンプル数は35名)を対象に, 対面でのグループインタビュー形式(放射線の健康影響への不安の程度で6G設定)で, 2022年9月17-19日に調査を実施した。

3. 結果と考察

示唆された以下のリスクメッセージの作成ポイントについて, 発表時は具体的な例示とともに紹介する。

- ・すでにある理解のプロセスに沿って(現象⇒メカニズム・根拠⇒対処方法), 周知されていない知識を伝える
- ・量の変化は, 適切なリスク比較(もともと受け入れられやすい, 同質のものでの比較を使う)を加える
- ・注意喚起のマークやアドバイスは高評価(気を付けるべきことの情報は, 不安ではなく信頼を高める要素)
- ・必ず不安を持つ人へ配慮する(何を気にすべきか, 各個人はどう行動したらよいかを丁寧に)
- ・イラストやデザインは想定読者が「自分向け」と感じられるものにする(大人向けではないと感じる場合も)

今後は, 不安の程度が高い人々に届く媒体や方法、情報のアップデートなど改善案の活用に向けて検討する。

謝辞 この研究は環境省委託事業「放射線健康管理・健康不安対策事業(放射線の健康影響に係る研究調査事業)」において実施したものです。

* Reiko, Kuwagaki¹, Motoko Kosugi², Tomoko Tsuchiya³

¹ CRIEPI., ² Shizuoka Univ. ³ Transdisciplinary and Open Network for Risk Research and Collaboration

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1F07-10] Social Survey

Chair:Yoshihito Takeda(Hokkaido Univ.)

Mon. Mar 13, 2023 4:25 PM - 5:30 PM Room F (12 Bldg.3F 1232)

[1F07] Survey research of Fukui Prefecture High School Student's Mindset/Attitude Towards Atomic Energy 2021&2022

Yuno MORI¹, Yuri IMAIZUMI¹, *Yukinori ASAI¹, Tetsuo SAWADA (1. Fukuiminami Highschool)
4:25 PM - 4:40 PM

[1F08] Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in Europe

*Shinichi Oiso¹ (1. INSS)
4:40 PM - 4:55 PM

[1F09] 10-year Trajectories of awareness after Fukushima accident

*Tomohiro Fujita¹ (1. INSS)
4:55 PM - 5:10 PM

[1F10] Trends in Public Opinion on the Use of Nuclear Energy after the Fukushima Daiichi Nuclear Disaster

*Yoshihiko SHINODA¹ (1. Fukushima Prefectural Center for Environmental Creation)
5:10 PM - 5:25 PM

「福井県 高校生の原子力に関する意識調査」から見えてくるもの
Survey research of Fukui Prefecture High School Student's Mindset/Attitude Towards Atomic
Energy 2021&2022

*森 夕乃¹, 今泉 友里¹, 浅井 佑記範¹, 澤田 哲生
¹学校法人福井学園福井南高校

私たち福井南高等学校の生徒有志は、昨年度から福井県の高校2年生を対象に、原子力発電に関する意識調査を実施している。その調査結果からは、若い世代の意識の違いや変化が見えてくる。地層処分を進めるためには、まず私たちの世代が原子力発電について科学的なものの見方のできる姿勢や正しい知識を身につけること、そして自由に対話のできる環境が必要だ。

キーワード：原子力、高校生、意識調査、地層処分

1. 緒言

私たちは2021年6月から原子力発電に関する高校生の意識調査を開始した。地域や文化の差異から原子力に対する意識差が生じているならば、今後のエネルギー問題や地層処分問題をめぐる建設的な議論が進まないのではないかと危機感を持ったことが契機である。

2. 意識調査について

設問項目の設定では、「原子力発電」を意識したきっかけや、教育課程で学んできた内容、今後の日本が活用すべきエネルギーなどを問うものとした。調査はGoogleフォームを用いて2021年10月12日～10月29日の期間で行った。2021年度の回答者は1807人であった。2022年度は、時期を早めて6月20日～7月25日を調査実施期間とした。回答者は、福井県が1882人、東京都が161人で総数2043人であった。両都県の違いが顕著に表れたのが、原子力発電のイメージを訊いた結果である。最も多い回答はいずれも「危険」だったが、次に回答が多かったのは福井県「必要(38.9%)」(嶺南では52.3%、嶺北が36.5%)に対して東京都は「暗い(47.8%)」であり、電力生産圏と電力消費圏の意識の違い、原子力発電所立地地域からの距離の違いが顕れたものといえる。また、自由記述では東京都は原子力発電に対する反対意見が多いのに対し、福井県では容認意見が多い結果となった。しかし、昨年度と同様に教育提言は多く、こちらは東京都の回答者が目立つ。反対と思っていながらも奥底には「知りたい」という気持ちがあり、これは両都県で共通している傾向であるといえる。

2022年度意識調査結果：https://drive.google.com/file/d/1i0XwvdzTS4jdqK1l_SGRQ2Pxrowj4U_b/view

3. 結論

私たちは意識差があるからこそ互いに認め合い、地層処分や原子力をどう活用していくのかという建設的な対話を行う環境づくりをしたい。自由記述欄で東京都も福井県の高校生も教育提言が多い。私たちも無関心ではないのだ。「知りたい」という気持ちに素直に向き合い、これからも調査や対話を続けていきたい。

参考文献

[1]澤田哲生 編『原発とどう向き合うか』(新潮社, 2014年)

[2]小林康夫/船曳建夫 編『知の技法』(東京大学出版会, 2006年)

*Yuno Mori¹, Yuri Imaizumi², Yukinori Asai³ and Tetsuo Sawada⁴

*Fukuiminami Highschool^{1,2,3}

欧州における原子力発電に対する世論の考察

Consideration in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in Europe

*大磯眞一

(株)原子力安全システム研究所

2022 年秋の大会で発表できていなかった欧州 2 か国の原子力発電に対する世論について調査し、動向を分析した。スウェーデンにおいては、電気料金の大幅値上げ、ウクライナ情勢などにより、2022 年 3 月の世論調査では、原子力発電への支持が 84%と 2021 年 5 月の 77%から有意に増加した。新設に賛成する人の比率も 56%を占めている。またドイツでは、2022 年 8 月の世論調査で、2022 年末までに閉鎖することが決まっていた、残る商業炉 3 基について、82%が運転継続に賛成する結果となった。2021 年以降、欧州の原子力世論に大きな動きがみられる。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、欧州、原子力発電、世論、動向

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故後 12 年における海外での原子力世論について、ネットで公開されており、出所の明らかなものを調査したので報告する。

2. 概要

2021 年から 2022 年におけるスウェーデンおよびドイツの原子力発電に対する世論について情報収集し、結果について考察した。

3. 結果

スウェーデンにおける原子力発電への支持率は、2021 年 5 月の 77%から 2022 年 3 月には 84%に増加した。原子力発電所新設への支持率も、2021 年 5 月の 46%から 2022 年 3 月の 56%に増加した。2022 年 3 月には、男性に比べて支持率の低かった女性においても支持率が 77%となり、新設を支持する女性も 34%に増加した。若い世代（18-29 歳）で見ると、2022 年 3 月における支持率は 78%、新設支持は 51%となっている。一方ドイツでは、2022 年 8 月の世論調査で、残っている商業炉 3 基の運転継続に賛成する比率が 82%、その内訳は 41%が数か月の延長を、同じく 41%が長期延長を望んでいる。

4. 考察

スウェーデンでは、原子力発電への支持率は、2017 年調査では 71%であり、2021 年 5 月の 77%への増加の理由としては、主に地球温暖化の防止で、原子力の果たす役割が明確になってきたことが考えられる。その後、2021 年 5 月の 77%から 2022 年 3 月の 84%への短期間での 7 ポイント増加については、その間にあった石油や電気料金の大幅値上げ、他国に比べても地政学的に影響の大きいウクライナ情勢などの影響があったものと考えられる。また 2022 年 3 月の、新設への賛成 56%という数字は過去最高水準であり、今後のエネルギー情勢にもよるが、原子力発電の価値が見直されている状況であることは間違いない。ドイツについては、2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故を受けて、すでに多数の商業炉が閉鎖されており、残る 3 基についての判断となるが、国民の大多数が 2022 年末以降への運転継続を支持していることが明らかになった。スウェーデンと同様の理由、とりわけロシアからの天然ガス購入が暗礁に乗り上げていることが大きいと考えられる。

*Shinichi Oiso

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

福島事故後 10 年間の意識の軌跡 世代間変動と世代内変動への分解

10-year Trajectories of awareness after Fukushima accident
A Decomposition into Inter- and Intra-generational Variations

*藤田 智博¹

¹ 原子力安全システム研究所

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故から 10 年以上が経過した。事故への真摯な反省のもと、復興が進められている。その中で、事故やその影響についての人々の認識はどのように変化したのか。2012 年から 2021 年までの 10 年の継続調査のデータを用い、変動を世代間変動と世代内変動に分解して分析した結果を報告する。

キーワード：福島、事故、意識調査、世代間変動、世代内変動

1. はじめに

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故から 10 年以上が経過した。事故の直接ないし間接的な影響は多岐にわたると考えられる一方で、復興が進められていることや経過した年月の長さを考慮するならば、事故やその影響をめぐる人々の意識に変化が生じていても決しておかしくはない。それでは、10 年間で人々の意識はどのように変化したのだろうか。

2. 調査概要と分析方法

2012 年から 2021 年にかけて、関西地域の 18 歳～79 歳の男女を対象に訪問留置法で毎年実施している調査データを分析に用いる。福島事故にかかわるニュースへの関心、食品の産地への懸念、放射性物質の放出の懸念、避難地域の放射線量が下がらないことへの懸念といった 10 項目以上を取り上げ、変動を世代間変動と世代内変動に分解する複数の方法を採用して分析を実施し、結果を比較する。

3. 結果

地震や台風といった自然災害に起因するリスクへの懸念の変動は大きくない一方で、福島事故にかかわるニュースへの関心、放射性物質の放出の懸念といった大半の項目においては、懸念が大きかった事故直後の 2012 年以降、ゆるやかに低下傾向にある。また、その要因としては、ニュースへの関心といった一部の項目を除き、世代間変動よりも世代内変動が大きい。つまり、調査対象の入れ替わりによる影響よりも同一世代内での変動が大きい。

4. 結論

事故から 10 年以上が経過する中で、事故やその影響をめぐる人々の意識にはゆるやかではあるが変化が認められる。事故直後の高かった懸念は、落ち着きをみせているとあってよい。事故への関心がやや低下しつつある中、その影響の推移の正確な把握は引き続き重要であろう。

*Tomohiro Fujita¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

福島第一原子力発電所事故後の原子力利用の動向に関する世論の推移 社会調査の手法に則した調査の分析

Trends in Public Opinion on the Use of Nuclear Energy after the Fukushima Daiichi Nuclear Disaster
Analysis of the Proper Social Survey Results

*篠田 佳彦¹,

¹福島県環境創造センター

福島第一原子力発電所事故後に実施された世論調査から今後の原子力利用の動向に関する民意を確認する。

Based on appropriate public opinion polls after the Fukushima disaster, we show the public awareness on the trend of nuclear power utilization.

キーワード：世論調査、原子力発電所の再稼働、Public Opinion Polls, Restart of Nuclear Reactors

1. 緒言

エネルギー危機の回避と脱炭素社会の実現を目指して、政府は拡大を伴う原子力再利用に方針変更した。が、特定者による決定承認と民意を決定後の理解を得る＝説得対象に留めるなど福島事故以前の様相である。

2. 原子力利用の動向に関する市民の意識・民意

政策判断における重要因子は民意⇔社会の雰囲気→熟議で、それを知る・見誤らないことは不可欠である。

2-1. 日本原子力文化財団、NHK 放送文化研究所、東大谷口研+朝日新聞、環境研、早稲田大の調査

原子力動向に関する質問が微に異なる世論調査から、社会状況の影響と見られる原子力を一つの電源候補として捉える意識に増加傾向が、即時廃止については現実的には無理と捉えていると見える減少傾向が表れている。将来的な廃止を前提とした現状追認(再稼働は許容)が事故後10年において一定的に半数弱である。

東大・朝日共同調査にて、2022年3月(岸田政権)と2020年度3月(安倍政権)で同一な5択質問(リッカート尺度)から順序尺度のまま因子分析を、順序尺度とならない3択質問(はい、いいえ、その他)と合わせたクロス集計(残差分析、対応分析)などを行った。政権変更に伴う支持/不支持層の差異が硬直状況の緩和、先進志向の高まりや憲法観の変化などを生じさせている。原発推進は軍事+経済⇔ナショナリズム・権力志向(防衛力、北朝鮮への対応、経済競争力、治安)と同因子にある。リベラル的な志向(夫婦別姓、同性婚)と弱い負相関が、景気重視(公共事業による雇用促進、財政景気対策)と正相関がある。兩年とも防衛力強化と原発推進には強い相関がある。他の保守的志向とは正相関が弱まり、進歩志向とは負相関が強まっている。ロシアの侵攻の影響が防衛力強化+原発回帰に出ているようだ。原子力利用が資源問題と絡まって軍事・兵器化と同一視される傾向(因果関係は不知)が増すことは長い目で見れば好ましくない。

2-2. 調査結果に基づく原子力利用に対するまとめと考察

社会状況の大変化がなければ、既存原発の寿命まで再利用はやむを得ず、その後は原発廃止が多数民意か。拡大利用への転換の説得には強い権力や経済力が必要で、福島事故前にも増した混迷が待ち構えるだろう。

3. 提言および結論

拒否もできる状況で市民の納得を得た推進が福島事故の反省と回避になる^[1]。政策決定過程は「市民との相談」を基調とすべきで、審査に適合した原発の再稼働とそれ以上の行為の遂行は時間軸を分けて考えるべき。ドア・イン・ザ・フェイス(大きなお願いを断らせ、小さなお願いを通す方法)であれば、lose-loseになる。

参考文献

[1]篠田佳彦、予定調和でない議論とプロセスを踏んだ合意形成を、躍 [やく] 2015/03/13

*Yoshihiko SHINODA¹

¹Fukushima Prefectural Center for Environmental Creation

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

[1G01-07] Decommissioning of Accident NPP

Chair: Yukihiro IGUCHI (Univ. of Fukui)

Mon. Mar 13, 2023 10:00 AM - 11:55 AM Room G (13 Bldg.1F 1311)

- [1G01] Current Status of “ the Cooperative Research Division on Innovative Technologies for 1F Decommissioning in the Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning, Tohoku University”
*Takayuki Aoki¹, Koji Dozaki¹, Yutaka Watanabe¹ (1. Tohoku University)
10:00 AM - 10:15 AM
- [1G02] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Yuka Morinaga¹, Daisuke Minato¹, Keisuke Matsumoto², Shinichiro Uematsu², Toru Nagaoka¹, Naoko Watanabe², Tamotsu Kozaki² (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Hokkaido Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM
- [1G03] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Keisuke Matsumoto¹, Kyoya Watanabe¹, Shinichiro Uematsu¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato², Toru Nagaoka² (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)
10:30 AM - 10:45 AM
- [1G04] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Koike Hiromichi¹, Uematsu Shinichiro¹, Watanabe Naoko¹, Kozaki Tamotsu¹, Morinaga Yuka², Minato Daisuke², Nagaoka Toru² (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)
10:45 AM - 11:00 AM
- [1G05] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Tomoki Miura¹, Katsufumi Hashimoto¹, Takafumi Sugiyama¹, Yingyao Tan¹ (1. Hokkaido Univ.)
11:00 AM - 11:15 AM
- [1G06] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Daisuke Kawasaki¹, Nishino Nishino¹, Naoko Watanabe², Yoshikazu Koma³ (1. Univ. of Fukui, 2. Hokkaido Univ., 3. JAEA)
11:15 AM - 11:30 AM
- [1G07] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
*Naoko Watanabe¹, Satoshi Yanagihara², Daisuke Kawasaki², Yoshikazu Koma³, Tamotsu Kozaki¹ (1. Hokkaido Univ., 2. Univ. of Fukui, 3. JAEA)
11:30 AM - 11:45 AM

「東北大学原子炉廃止措置基盤研究センター（CFReND） 福島第一原子力発電所廃炉支援基盤研究部門」の研究活動状況

Current Status of “the Cooperative Research Division on Innovative Technologies for 1F Decommissioning in the Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning, Tohoku University”

堂崎浩二¹, *青木孝行¹, 渡邊豊¹

¹東北大学

東北大学（以下、東北大という。）は安全かつ着実な廃炉の推進に貢献できる研究開発と高度な専門性を有する人材の育成に当たっている。ここではその研究開発の進め方、運営方法等の概要について報告する。

キーワード：事故炉、廃止措置、研究推進、研究ニーズ、研究シーズ、ニーズ/シーズマッチング、ニーズとシーズの橋渡し

1. 緒言

過酷事故を経験した福島第一原子力発電所（以下、1F という。）の廃炉を安全かつ着実に進め、成功裏に完遂するには、既存技術の組合せによる対応だけでなく、革新的技術の開発や現象の原理的解明などを通じた新しい発想の研究アプローチが不可欠であり、広範な技術分野における専門性の高い挑戦が求められている。そのような高度の研究開発を迅速確実に行うには、特別な工夫を凝らした研究の推進と運営が必須である。

2. 研究開発の推進と運営の方法

2-1. 原子炉廃止措置基盤研究センターの設置

2016年12月1日、東北大は我が国における安全かつ着実な原子炉廃止措置の推進に貢献するため、その推進母体として原子炉廃止措置基盤研究センター（以下、CFReND という。）を設置し、下記に関する研究開発と人材育成に集中的に取り組んでいる。CFReND は研究開発を効率的・効果的に推進する上でたいへん重要なハブ機能とインタープリター/クリエイター機能を持っている。（図1）。

(1)事故炉廃止措置（特に1F廃止措置）

(2)通常炉廃止措置

(3)廃止措置の前提となる高経年化対策

2-2. 福島第一原子力発電所廃炉支援基盤研究部門の設置

東北大は1F廃炉の実施主体である東京電力ホールディングス株式会社（以下、東電という。）と連携することによって現場ニーズを正確に把握し、1F廃炉現場で直面する様々な技術的課題の解決に資する広範な分野の研究開発を効率的・効果的に推進するため、2020年4月1日、CFReND内に東電福島第一廃炉推進カンパニーとの共同研究部門「福島第一原子力発電所廃炉支援基盤研究部門」を設置した。同部門では、東北大の研究者だけでなく、東電の技術者も参画する部門運営委員会を設置し、研究開発の推進・運営方法等について密な議論を継続的に重ね、合意が得られた事項から随時実行している。

2-3. 密な意見交換会議の実施

1F現場が直面する課題/研究ニーズを知るために、これまで数多くの意見交換を繰り返し実施してきた。これまでに分かったことは、真の研究ニーズは一朝一夕に明確にすることが難しいということである。東電の技術者が説明する現場状況や設計等を東北大の研究者が正確に理解できないと、あるいは東北大の研究者が説明する研究シーズを東電の技術者が正確に理解できないと、真の研究ニーズとそれに対応できる適切な研究シーズは何かを明確にできない。少なくとも数回の意見交換を繰り返し、ようやく真の研究ニーズや研究シーズに辿り着いたケースがいくつもある。

2-4. 研究推進のための技術検討会の設置

上記意見交換を行うためには事前検討と準備がたいへん重要であることが分かった。このため、CFReND内に東北大の研究者が参画する「技術検討会」を設置することとした。たとえば、原子炉格納容器の長期健全性評価に関する検討会である。

2-5. 東電福島第一原子力発電所内への東北大学分室の設置

研究開発のための意見交換と研究成果の実装に向けて今後は東電-東北大間の連携がさらに重要になってくると考えている。すでに1F内に東北大の分室を設置しており、これを活用してこれまで以上の密な意見交換等を実施していく予定である。

3. 結言

1F廃炉に貢献するための研究開発と人材育成を推進・運営するために東北大 CFReND が採っている具体的方法等について報告した。今後もこれらの方法をさらに改善・発展させていく予定である。

Koji Dozaki¹, *Takayuki Aoki¹ and Yutaka Watanabe¹

¹Tohoku University

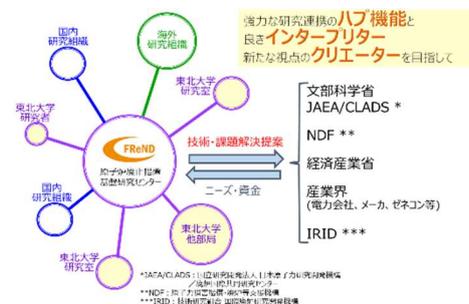


図1 CFReNDの重要な機能

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

(8) 溶脱方法が硬化セメントペースト中の微細構造に与える影響

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

(8) Effects of Leaching Treatment on Microstructure of Hardened Cement Pastes

*森永 祐加¹, 湊 大輔¹, 松本 圭裕², 植松 慎一郎², 長岡 亨¹, 渡邊 直子², 小崎 完²
¹電中研, ²北大

本研究ではイオン交換水、海水及び硝酸アンモニウム溶液を用いて溶脱処理を行った硬化セメントペーストを対象に核磁気共鳴分光法(以下 NMR)をはじめとした固相分析を行うことで溶脱方法が硬化セメントペーストの微細構造に与える影響について検討を行った。

キーワード: セメント, 核磁気共鳴分光法, 硬化セメントペースト, 溶脱, 微細構造, C-S-H, M-S-H

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に伴う建屋の解体作業を合理的に行うためには、廃棄物の大部分を占める廃コンクリートの汚染レベルを評価する必要がある。廃コンクリート中の放射性核種の移行評価には劣化・溶脱によるセメントペーストの微細構造変化の把握が大きな課題である。そこで本研究では組成もしくは濃度の異なる液相を用いて溶脱処理を施したセメントペースト試料に対する固相分析から、溶脱がセメントペーストの微細構造に与える影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

普通ポルトランドセメント及びイオン交換水を用いて水セメント比 0.36 としてセメントペーストを混練し、50℃で 28 日間水中養生を行った後に 60℃で 3 日間真空乾燥して溶脱試験試料を作製した。溶脱試験においてはセメントペーストを微粉碎した試料を固相として、人工海水、硝酸アンモニウム及びイオン交換水を液相として液固比が 10 mL/g となるように接触させ、25℃恒温で振盪した。人工海水及びイオン交換水に関しては 1 日毎に液相を全量交換し 24 日間あるいは 54 日間試験を実施した。また、硝酸アンモニウムに関しては濃度を 0.5 M あるいは 6 M として、4 日あるいは 7 日試験を実施した。試験後の固相を核磁気共鳴分光法測定に供し、微細構造変化を分析した。

3. 結果及び考察

²⁹Si-MAS NMR の測定結果より、硝酸アンモニウム 0.5 M 及びイオン交換水を用いた溶脱試料においては健全な硬化セメントペーストの特徴を残す NMR スペクトルが得られ、溶脱試験によりカルシウムシリケート水和物 (Calcium Silicate Hydrate / C-S-H) の構造は変化しているものの、他の化合物には転じていないことが確認された。一方で硝酸アンモニウム 6 M 浸漬試料においては健全試料とは異なり、先行研究[1]と同様にガラス様のスペクトルが確認された。また、海水試料においては、健全試料及びその他の溶脱方法で得られたスペクトルとも異なり、マグネシウムシリケート水和物 (Magnesium Silicate Hydrate / M-S-H) に類似したスペクトルが得られた。M-S-H の核種収着性は C-S-H とは大きく異なるため [2]、この溶脱・変質メカニズムの同定は廃コンクリート中の放射性核種の移行評価に繋がると考えられる。

参考文献 [1]胡桃澤他、セメント・コンクリート論文集 Vol. 1, No.1, pp137-143(2013)

[2] D. MINATO, T. YAMAMOTO, 2D ²⁹Si{1H} heteronuclear correlation NMR studies of sorption site in Magnesium Silicate Hydrate, Goldschmidt 2018 conference proceedings (2018)

謝辞 本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(課題解決型廃炉研究プログラム)」・「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」(令和 2~4 年度)の一部として実施した

*Yuka Morinaga¹, Daisuke Minato¹, Keisuke Matsumoto², Shinichiro Uematsu², Toru Nagaoka¹, Naoko Watanabe² and Tamotsu Kozaki²

¹CRIEPI., ²Hokkaido Univ.

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

(9) 異なる溶脱処理によって変質した硬化セメントペーストへの Cs-137 の収着挙動

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

(9) Sorption behavior of Cs-137 on Hardened Cement Pastes altered by different leaching treatments

*松本 圭裕¹, 渡邊 恭也¹, 植松 慎一郎¹, 渡邊 直子¹, 小崎 完¹, 森永 祐加², 湊 大輔², 長岡 亨²

¹北大,²電中研

海水または硝酸アンモニウム溶液を用いて溶脱処理を行った硬化セメントペーストへの Cs-137 の収着の温度依存性から、収着のエンタルピーを決定した。得られた収着のエンタルピーと拡散実験から決定された拡散の活性化エネルギーとの関係から、溶脱変質が拡散挙動に及ぼす影響を検討した。

キーワード：セメント, Cs-137, 溶脱変質, 収着挙動, 温度依存性, 収着のエンタルピー

1. 緒言

福島第一原子力発電所の建屋構造物コンクリートの一部は、事故後の汚染水との接触により、溶脱・変質し、そこでの放射性核種の移行挙動は通常のコンクリートとは異なる可能性がある。本研究では、模擬溶脱変質セメントを用いた ¹³⁷Cs の収着実験から、溶脱変質コンクリート中の ¹³⁷Cs の移行挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

普通ポルトランドセメントとイオン交換水を水セメント比 0.36 で混練、50 °C で 28 日間水中養生し、粒径 46~75 μm に粉碎した。これを、人工海水に室温で 24 日間浸漬し、海水溶脱セメントとした。なお、浸漬時の固液比は 1:10、人工海水は 1 日毎に新たなものに交換した。一方、養生後のセメントを平板状に切り出し、6 M NH₄NO₃ 水溶液に室温で 7 日間浸漬し、粉碎したものを模擬溶脱セメントとした。収着試験は、バッチ法により行った。液相には、セメント平衡水に ¹³⁷Cs を約 100 kBq L⁻¹ となるよう添加した溶液を用いた。溶液の Cs 濃度は 2.3×10⁻¹⁰ M とした。固液比は 1:100、収着温度は 15,25,40,50 °C とし、収着期間は 28 日とした。この間、1 日毎にハンドシェイクを行い試料を十分攪拌した。

3. 結果・考察

収着試験より得られた K_d の収着温度依存性を図 1 に示す。両試料とも、K_d の対数値は収着温度の逆数に対してほぼ直線的に増加する傾向を示したことから、最小二乗直線の傾きから収着のエンタルピーを決定した。得られたエンタルピーは模擬溶脱セメントで -34±3.5 kJ mol⁻¹、海水溶脱セメントで -21±1.9 kJ mol⁻¹ であり、いずれも負の値であったことから、溶脱セメントへの ¹³⁷Cs の収着が発熱反応であることが確認された。また、模擬溶脱セメントにおける収着のエンタルピーは、非定常拡散試験において得られた ¹³⁷Cs の拡散の活性化エネルギー(48±2.4 kJ mol⁻¹)^[1]と Cs⁺イオンの自由水中の拡散の活性化エネルギー(16.2 kJ mol⁻¹)^[2]との差に相当することが明らかになった。このことは、模擬溶脱セメント試料の Cs⁺イオンは、主要な水和物の溶解に伴いサイズが増大した間隙中を、収着による遅延を受けながら主に拡散していることを示唆している。

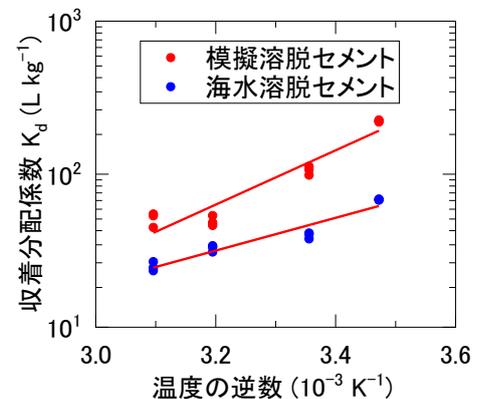


図 1. 試料毎の K_d の温度依存性

引用 [1] 植松ら, 日本原子力学会 2022 年秋の大会(2022); [2] R. Parsons, Handbook of Electrochemical Constants (1959)

謝辞 本研究は、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(課題解決型廃炉研究プログラム)」・「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」(令和 2~4 年度)の一部として実施した。

*Keisuke Matsumoto¹, Kyoya Watanabe¹, Shinichiro Uematsu¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato² and Toru Nagaoka²

¹Hokkaido Univ., ²CRIEPI

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

(10) 硬化セメントペースト中の酢酸イオンの拡散に及ぼす溶脱変質の影響

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

(10) Effects of Alteration by Leaching Treatment on Diffusion of Acetate Ions in Hardened Cement Paste

*小池 拓道¹, 植松 慎一郎¹, 渡邊 直子¹, 小崎 完¹, 森永 祐加², 湊 大輔², 長岡 亨²

¹北大, ²電中研

健全および溶脱処理した硬化セメントペースト試料に対して、酢酸イオン形の ¹⁴C の非定常および透過型拡散試験を行うとともに、バッチ式収着試験を行った。得られた実効拡散係数、見かけの拡散係数および収着分配係数から酢酸イオンの拡散に及ぼす溶脱変質の影響を検討した。

キーワード : セメント, ¹⁴C, 酢酸イオン, 透過型拡散試験, 実効拡散係数, 収着分配係数

1. 緒言 福島第一原子力発電所の建屋コンクリート構造物中の放射能分布の把握のためには、汚染水との接触により溶脱変質したコンクリート構造物中の核種の移行挙動の理解が重要である。本研究では、¹⁴C の化学形の一つである酢酸イオンに着目し、健全および溶脱処理した硬化セメントペーストに対して非定常拡散試験、透過型拡散試験および収着試験を実施することで、酢酸イオンの移行挙動に及ぼす溶脱変質の影響を解明することを目的とした。

2. 試料と方法 円柱状硬化セメントペースト(径 29 mm、長さ 50 mm)を、水セメント比 0.36 の条件で、50℃、28 日間の水中養生により調製した。この試料を切断することで平板状試料(厚さ 5~8 mm)を、また粉砕することで粒子状試料を得た。溶脱試料は、それぞれの形状の試料を 6 M NH₄NO₃ 溶液に所定時間浸漬することで得た。非定常拡散試験では、平板状試料の一面に極微量の ¹⁴C 標識酢酸イオンを塗布し、所定時間(125~154 h)静置した後、イメージングプレートを用いて試料中の ¹⁴C 濃度分布を得た。また、透過型拡散試験では、平板状試料の両端にセメント平衡水を接触させ、片側の溶液に ¹⁴C 標識酢酸イオンを加えた後、所定時間間隔で両溶液中の ¹⁴C の放射能濃度を測定し、破過曲線を得た。収着試験はバッチ式によって行った。固相には粒子状試料を、液相には ¹⁴C 標識酢酸イオンを添加したセメント平衡水を用い、固液比 1:100 の条件で 28 日間、混合・振とうした。

3. 結果および考察 非定常拡散試験にて得られた溶脱試料中の酢酸イオンの D_a は $2.2 \times 10^{-11} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ 以上であり、健全試料中の値(約 $1 \times 10^{-11} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$)^[1]より大きいことが明らかになった。図 1 に透過型拡散試験において健全試料に対して得られた酢酸イオンの破過曲線を示す。拡散時間 1,100 h 以降、積算透過量は時間とともに直線的に増加したことから、酢酸イオンの拡散は定常状態になったと判断し、この領域の最小二乗法による回帰直線の傾きから実効拡散係数を、y 切片から K_d をそれぞれ決定した。得られた D_e は約 $5 \times 10^{-12} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ 、 D_a は約 $1 \times 10^{-11} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ 、 K_d は約 $1 \times 10^{-1} \text{ L kg}^{-1}$ であり、これらの値は非定常拡散試験にて得られた D_a 、収着試験にて得られた K_d 値と整合したことから、健全試料においては、酢酸イオンは主に細孔内を拡散していることが示唆された。

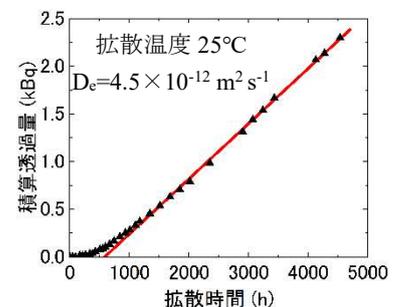


図 1 ¹⁴C トレーサ透過量の経時変化

参考文献 [1] 小池ら、日本原子力学会 2022 年秋の大会、3B06 (2022)

謝辞 本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(課題解決型廃炉研究プログラム)」・「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」(令和 2~4 年度)の一部として実施した。

*Hiromichi Koike¹, Shinichiro Uematsu¹, Naoko Watanabe¹, Tamotsu Kozaki¹, Yuka Morinaga², Daisuke Minato² and Toru Nagaoka²

¹Hokkaido Univ., ²CRIEPI.

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

(11) セメント系材料における電気泳動試験を用いたストロンチウムイオンの拡散性評価

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

(11) Diffusivity Evaluation of Strontium Ion in Cementitious Materials by Electro Migration Test

*三浦 知暉¹, 橋本 勝文¹, 杉山 隆文¹, Yingyao Tan¹

¹北海道大学

放射性廃棄物処理の際、セメント系材料の拡散性評価が重要である。薄片モルタル試料に対し電氣的にイオン移動を加速させる電気泳動試験を提案し、Sr イオンの実効拡散係数を算出した。また、浸漬試験から得られた見掛けの拡散係数と実効拡散係数を比較することで、電気泳動試験の妥当性を確認した。

キーワード：電気泳動試験, ストロンチウム, 拡散係数, セメント系材料

1. 緒言

放射性核種の拡散性を短時間で評価することを目的とし、Sr イオンに電気泳動試験を適用した。

2. 実験

2-1. 研究背景・目的

原子力発電所の廃炉時には建屋等から汚染廃コンクリートが大量に発生するため、コンクリート中の放射性核種の移行を、拡散係数を用いて評価することが重要である。本研究では、薄片モルタル試料に対し電気泳動試験を適用し、Sr イオンの実効拡散係数を短時間で算出することを目的とした。

2-2. 実験概要

供試体として、普通ポルトランドセメントと標準砂を用いた水セメント比 0.4、0.5、0.6 となるモルタルを作製した。電気泳動試験として、供試体を断面が一辺 40mm の正方形で厚さ 5mm にスライスし、陽極側溶液に Sr(OH)₂ 水溶液 750ml、陰極側溶液に NaCl 水溶液 750ml を用いて所定の印加を行った。一定時間毎に陰極側溶液の Sr イオン濃度を測定した。浸漬試験として、供試体を断面が一辺 40mm の正方形で角柱にカットし、一面以外をエポキシ樹脂で被覆し SrCl₂ 水溶液 10L に 13 週間浸漬した。浸漬後に鉛直方向にカットし、Sr イオン濃度を深さ方向に測定した。実効拡散係数の算出には土木学会規準¹⁾を、見掛けの拡散係数の算出には土木学会規準²⁾を用いた。

表-1 実効拡散係数（電気泳動）

w/c	電圧(V)	厚さ(mm)	実効拡散係数 (cm ² /year)
0.6	60	5.55	0.078
	30	5.3	0.031
0.5	60	5.38	0.017
	30	5.6	0.005
0.4	30	5.15	0.002

3. 結果

表-1 に実効拡散係数の値を示す。実効拡散係数は水セメント比が高いほど、また電圧が高いほど大きい値となった。

参考文献

[1] 土木学会：電気泳動によるコンクリート中の塩化物イオンの実効拡散係数試験方法(JSCE-G 571-2003), 2004

[2] 土木学会：浸せきによるコンクリート中の塩化物イオンの見かけの拡散係数試験方法(JSCE-G 572-2003), 2003

*Tomoki Miura¹, Katsufumi Hashimoto¹, Takafumi Sugiyama¹ and Yingyao Tan¹

¹Hokkaido Univ.

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 (12) 放射性核種濃度分布の計算

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

(12) Calculation of Radionuclide Concentration Distribution

*川崎 大介¹, 西野 将平¹, 渡辺 直子², 駒 義和³

¹福井大学, ²北海道大学, ³日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水に晒されたコンクリート構造物内の放射性核種濃度分布を計算するために、ひび割れ、粗骨材やセメント材中の見かけの拡散係数などを考慮した核種移行計算コードを開発した。溶脱による分配係数の変化や汚染水に晒されている期間など、濃度分布に影響を及ぼし得る項目の影響について評価した。

キーワード：汚染コンクリート，濃度分布，核種移行解析，ランダムウォーク粒子追跡法

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する汚染コンクリートの発生量の推定やその処理・処分方法の検討のためには、計算に基づくコンクリート中の放射性核種の濃度分布の推定が必要である。過去の検討[1]では、汚染水に晒されたコンクリート中の放射性核種の拡散を、不均一媒体中のランダムウォーク粒子追跡法を用いて模擬する計算手法を開発した。本検討では、この計算手法を用いて、溶脱による分配係数の変化などがコンクリート中の放射性核種の濃度分布に及ぼす影響を評価した。

2. 検討方法

まず、福島第一原子力発電所の原子炉建屋・タービン建屋地下階におけるコンクリート構造物を、想定される性状や晒される環境に基づき、内壁部（コンクリート壁の両側が滞留水に晒される）、外壁部（内側が滞留水、外側が地下水）、床および基礎、格納容器台座基礎部に大きく分類した。その上で、各々について濃度分布計算の前提条件を設定した。滞留水中の放射性核種濃度は場所と時間によって変動する。また、滞留水の水位の低下を考慮すると、滞留水に晒される期間も場所に依存する。本検討では、滞留水中の核種濃度と滞留水に晒される期間をパラメータとして複数設定することにより、多様な環境条件におけるコンクリート中の厚さ方向の核種濃度分布を算出した。さらにセメント中の分配係数を変化させて濃度分布を比較することにより、溶脱による分配係数の変化による核種濃度分布への影響を評価した。

3. 結論

本発表では、不均一媒体中のランダムウォーク粒子追跡法を用いて、汚染水に晒されたコンクリート中の放射性核種濃度分布を推定した結果を、分配係数等に起因する不確かさとともに報告する。

参考文献

[1] 西野, 川崎, 柳原, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 3C04, 2021 年 9 月 8 日～10 日.

謝辞 本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(課題解決型廃炉研究プログラム)」・「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」(令和 2～4 年度)の一部として実施した。

*Daisuke Kawasaki¹, Shohei Nishino¹, Naoko Watanabe², and Yoshikazu Koma³

¹Univ. of Fukui, ²Hokkaido Univ., ³Japan Atomic Energy Agency

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

(13) 廃棄物管理シナリオの構築と評価方法の検討

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

(13) Consideration for Formulation and Evaluation of Waste Management Scenarios

*渡邊 直子¹, 柳原 敏², 川崎 大介², 駒 義和³, 小崎 完¹

¹北大, ²福井大, ³JAEA

福島第一原子力発電所(1F)の解体に伴って発生する汚染コンクリート廃棄物に関し、解体工法、廃棄物管理工程の潜在的な放射線有害度を分析し、廃棄物管理の安全に係る留意点を整理するとともに、廃棄物管理シナリオを設定し、安全性、廃棄物量、工程などの観点から最適シナリオを評価する方法を検討した。

キーワード: 汚染コンクリート, 廃棄物管理シナリオ, 潜在的な放射線有害度, 廃棄物発生量

1. 緒言

1Fの廃炉からは大量の放射性廃棄物の発生が見込まれる。特に汚染コンクリートは物量が多く、その特性や保管・処理・処分方法などを含めた廃棄物管理の方針に係る検討が重要な課題である。本研究では、汚染水と長期間、接触した物を含む1Fのコンクリート構造物の廃棄物管理に関して複数の廃棄物管理シナリオを設定し、解体工法、廃棄物発生量、安全・環境障害(Safety and Environmental Detriment: SED)^[1]、エンドステート達成までのタイムラインなどのパラメータについてそれぞれの特性を評価した。また、施設の解体・廃棄物の前処理・保管・処分の工程全体に考慮した最適な廃棄物管理シナリオの構築に係る検討を実施した。

2. シナリオ構築と評価方法

シナリオ構築では、「即時解体」と「遅延解体」の場合について、事故からの経過時間、廃棄物発生量及び残存物量をパラメータとした(図1)。また、施設の領域は、格納容器、原子炉建屋(地下部)、原子炉建屋(地上部)、タービン建屋(廃棄物建屋を含む)に区分した。各々のシナリオにおける解体と廃棄物管理について、対象物が持つ放射能とその環境への放出確率などを基本として算出されるSEDなどの特性を算出・評価した。

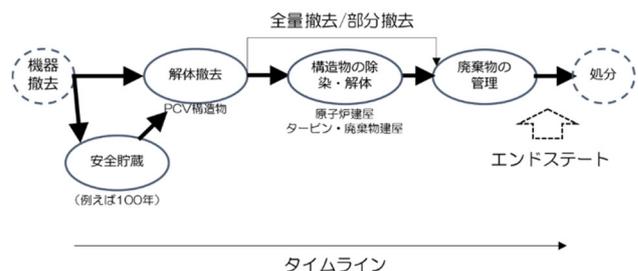


図1 廃棄物管理シナリオの構築に係る基本概念

3. 結果と考察

2号機の熱遮蔽体の解体と廃棄物管理工程に伴うSEDの変遷を評価指標の例として図2に示す。図2では、事故から20年後に構造物をブロック状に解体することを想定してSEDを算出した。SEDに対する寄与の大きい核種はCs-137とSr-90であり、廃棄物の安定化、廃棄体化によりSEDが大きく減少することがわかった。建屋構造物の解体と廃棄物管理に関しシナリオを4ケースに大分類し、SEDを含むシナリオの属性(廃棄物量、タイムライン等)を算出した上でそれらの特性を評価した。また、シナリオが持つ属性の重みを加味した総合的な分析が重要であり、その方法を検討した。

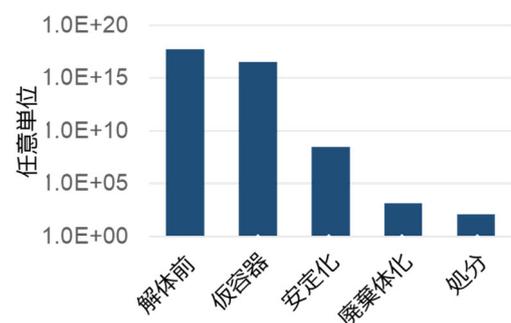


図2 熱遮蔽体の廃棄物管理工程におけるSEDの変遷

参考文献 [1] Nuclear Decommissioning Authority, EGPR02, Revision 6, 2011.

謝辞 本研究は、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(課題解決型廃炉研究プログラム)」・「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」(令和2~4年度)の一部として実施した。

*Naoko Watanabe¹, Satoshi Yanagihara², Daisuke Kawasaki², Yoshikazu Koma³ and Tamotsu Kozaki¹

¹Hokkaido Univ., ²Fukui Univ., ³JAEA

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

[1G08-11] Evaluate Technology on Decommissioning

Chair:Naoko Watanabe(Hokkaido Univ.)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 3:50 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[1G08] A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities

*Yukihiro IGUCHI¹, Daisuke KAWASAKI¹, Satoshi YANAGIHARA¹ (1. University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G09] Development of Risk Informed Aging Management Program in Decommissioning

*Masao Uesaka¹, Kenta Murakami² (1. Nagaoka University of Technology, 2. The University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G10] Development of Technologies for Virtual Reality Simulation under Remote Operation for Decommissioning of Nuclear Power Plants

*Hiroshi Seki¹, Takayasu Kasahara¹, Katsuhiko Hirano², Takahiro Nagai² (1. Hitachi, 2. HGNE)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G11] Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants II

*Tomohisa Gotou^{1,3}, Glenn Harvel², Yutaro Aoki¹, Takeyoshi Sunagawa¹ (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ., 3. Taihei Dengyo Ltd.)

3:30 PM - 3:45 PM

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究

(3) 複数基、複数サイトを対象とした中間貯蔵戦略の評価

A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities

(3) Assessment of interim storage strategies for multiple units and multiple sites

*井口 幸弘¹, 川崎 大介¹, 柳原 敏¹

¹福井大学

最適な廃止措置戦略を評価するにあたり、中間貯蔵施設の有用性について、複数基、複数サイトの場合について総費用及び不確実性を指標に評価を行った。この結果、中間貯蔵施設を効率的に活用することによって、複数基の廃止措置を順次計画的に進めることができ、総費用を最適化できることが明らかとなった。

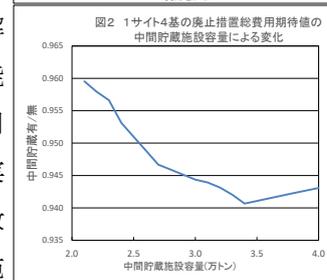
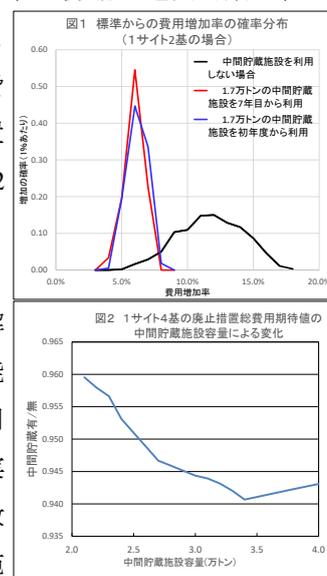
キーワード：原子力施設、廃止措置、最適化、処分場立地、中間貯蔵施設

1. 緒言：現在、国内では、26基の発電用原子炉施設の廃止措置が行われつつある。しかし解体廃棄物の処分場未定のため、将来の立地を想定した数10年の遅延解体となっている。既報^{[1][2]}では、単独の大型PWRについて評価し、工程の遅延は費用を増加させるが、中間貯蔵施設を適切な時期に設置すれば、費用と工程の不確実性を低減できることを明らかにした。今回は、この戦略を複数基、複数サイトに適用して評価した。

2. 評価の前提：既報と同様、最短の標準工程を15年、使用済燃料は3年で搬出と設定し、解体作業、廃棄物処理作業及び処分場への輸送能力は、この工程で平均的に処理可能とした。また、処分場の運開時期は、L1が15～31年、L2が7～10年、L3が11～19年で前報と同じ確率分布を設定した。

3. 評価手法：中間貯蔵施設について、国内外の事例に基づき建設費用及び維持費も想定した。最短標準工程をベースとし、規模や運開時期を変化させ、廃止措置(解体)完了時期及び最終処分までの総費用を算定した。この方法で単基の場合、2基の場合、4基の場合の総費用の確率分布を評価した。

4. 評価結果：1サイト2基で中間貯蔵がない場合、標準工程は必然的に遅延し、完了年数の期待値は1基の場合と同様に約25年であるが、中間貯蔵により、解体完了を標準の15年とすることができる。その際、処分場が当初から利用可能な場合の総費用を1とした場合、処分場の立地により工程遅延する場合の総費用期待値は約12%増であるが、中間貯蔵を利用することで6.5%増に留まり、不確実性も大幅に低減できる(図1)。また、1サイト4基の場合、貯蔵施設は、全ての放射性廃棄物(約4.4万t)の容量は必要なく、解体工程の最適化により、3.4万tの施設を本格解体が開始される第3段階の前年の7年目に準備することで最適となる(図2)。さらに、2サイトで1サイトのみ大型の施設を用意する場合と、2サイト共に用意する場合を比較したが、サイト間のL3廃棄物の輸送費用による総費用の増加は2%にとどまった。この評価手法を拡張すれば、より複雑な多数基の評価と最適化、さらには、中間貯蔵施設に集中処理施設を併設する戦略等の妥当性も評価可能と考えられる。



参考文献

[1] 2022年春の年会, 3H11, [2] 2022年秋の年会, 1B07, [3] ICONE29-88888

*Yukihiro Iguchi¹, Daisuke Kawasaki¹ and Satoshi Yanagihara¹

¹University of Fukui

リスク情報を活用した廃止措置段階の劣化管理プログラム開発

Development of Risk Informed Aging Management Program in Decommissioning

*上坂 昌生¹, 村上 健太²

¹長岡技術科学大学, ²東京大学

The fuel damage frequency in a decommissioning nuclear power plant was reevaluated as the risk-information in the model that meet the decommissioning situation of the systems and components. Based on this results, aging management programs (AMP) for the plant, in particular, the maintenance importance of the equipment, was studied and proposed for more reasonable and effective decommissioning.

キーワード：廃止措置、劣化管理、保守管理、確率論的安全評価 (PRA)

1. 緒言

運転プラントと廃止措置プラントでは、機能を維持することが必要な機器の構成が大きく異なるにも関わらず、廃止措置段階のプラント設備に対する劣化管理プログラムは運転段階のものを準用している。

本研究は、リスク情報を活用すること等により、廃止措置段階のプラントにおける劣化管理プログラムの合理性と品質の両面を高める方法を開発することを目的とする。

2. 実施内容

廃止措置に移行したことによる変更内容を調査し以下の2点が安全管理上重要な変更点と考え、重点管理すべき設備が次段落に記述するように変わることを見出した。

①炉心反応度管理、冷却等が不要となり、燃料プール冷却機能が相対的に重要となる

②想定事故シナリオが変わり、燃料破損や敷地周辺への放射能の影響に至るまでの裕度が大きくなり、設備、機能の多重性、多様性の削減が可能となる

これらを考慮し、廃止措置プラントにおいて性能維持が必要な設備を反映し運用と整合させた PRA モデルを用いて、各系統、機器の機能喪失が燃料損傷頻度(FDF: Fuel Damage Frequency) へ与える寄与度を評価した。この評価では系統毎のリスク増加は、系統の故障を仮定した FDF と、従前の FDF の比である ΔFDF によって定量的に算出した。この結果から ΔFDF が大きくなった燃料プール冷却系および間接関連系統の保全重要度を高く設定し重要度を考慮した保全方式の再設定を行うことが重要であるとした。

3. 結果

燃料プール冷却に直接関連する系統の保全重要度を高く、燃料プールの補機類は間接関連する系統として保全重要度をこの次に位置づけることが望ましいと判断した。また燃料プール冷却以外にも重要性が高いバウンダリ維持に必要な系統の重要度の考慮には、別の要素を考慮して保全方式等を検討することが望ましいことについても検討しこれらの結果について今後、学会内標準委員会との連携により標準化等を行っていく。

参考文献

- [1] 千種直樹, 成宮祥介他「リスク情報を活用した保全計画信頼性評価手法の検討」, 保全学 Vol.8 No.3, P50-59(2009)
- [2] Richard McGrath, Richard Reid. EPRI Guidance for Transition from Operations to Decommissioning, PREDEC 2016
- [3] Ryuta TAKASHIMA, Yuta NAITO, et.al. Decommissioning and Equipment Replacement of Nuclear Power Plants under Uncertainty, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol.44, No.11, p.1347-1355 (2007)
- [4] Tadashi Yoshida, Behavior of light water reactor fuel 'Intended to understand the behavior of decaying heat of Fukushima-daiichi NPP', Journal of the atomic society of Japan, Vol.53, No.8, p.25-27 (2011)

*Masao Uesaka¹, Kenta Murakami²

¹Nagaoka University of Technology, ²The University of Tokyo

原子力プラント廃止措置遠隔作業向け仮想現実シミュレーション技術の開発

Development of Technologies for Virtual Reality Simulation under Remote Operation for Decommissioning of Nuclear Power Plants

*関 洋¹, 笠原 孝保¹, 平野 克彦², 長井 隆浩²

¹日立, ²日立GE

原子力プラント内に遠隔操作ロボットを投入する前に、動作計画の妥当性を確認することが必要である。また、実際の操作においても、カメラ画像だけでなく、自由度が高い視点でロボット位置と姿勢を確認する必要がある。これらに対応するため、遠隔作業向け仮想現実シミュレーション技術を開発中である。

キーワード: 廃止措置、コンピューターグラフィックス (CG)、デジタル・ツイン

1. 緒言

原子力プラントの廃止措置において、非定型な遠隔作業に対して、モックアップ設備や計算機シミュレーションを利用して、ロボットの位置や姿勢の時間変化から作業時間を見積もり、工程計画を作成するのに時間がかかっている。また、実際の作業では、計画通りに作業が実施されていることを確認する必要がある。

2. 遠隔作業向け仮想現実シミュレーション技術の開発

本研究では、図1に示すように、仮想環境モデル生成プログラムで、設計3Dモデルと現場の3D計測点群を融合したメッシュモデルを生成し、ロボット仮想現実 (VR) シミュレーションプログラムで、ロボット3D CGモデルが周囲の構造物や機器などと干渉せずに動作することをチェックするとともに、作業時間データを算出する手法を開発した。また、現場での遠隔操作支援向けに、試作したロボット位置と姿勢データをリアルタイム姿勢監視プログラムに送信し、リアルタイム表示する機能を開発した。計測した作業時間データは工程計画ソフトに取り込まれ、ガントチャート生成や工程最適化に使われる。

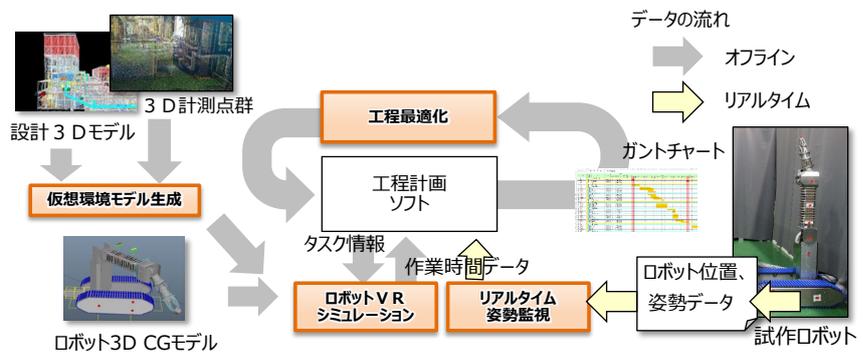


図1 仮想現実シミュレーションシステムの構成

3. 評価結果

評価の結果、図2に示すように、仮想環境モデル中で計画立案のための作業時間を実時間以上の効率で求めることができ、実用的な誤差・応答時間でリアルタイムにロボットの姿勢と位置をVR表示できることを確認した。

*Hiroshi Seki¹, Takayasu Kasahara¹, Katsuhiko Hirano² and Takahiro Nagai²

¹Hitachi, Ltd., ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

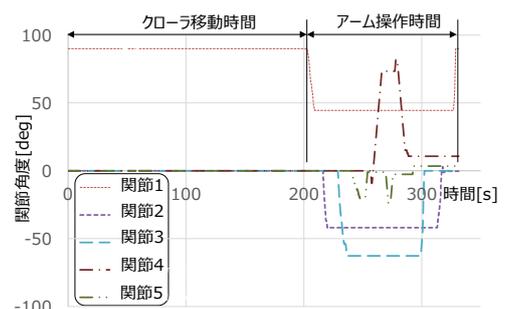


図2 ロボット作業時間評価結果

原子力プラントの廃止措置に伴う鉛ブロックの切断手法の研究開発 II

Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants II

*五嶋 智久^{1,3}, ハーベル グレン², 青木 祐太郎¹, 砂川 武義¹,

¹福井工大, ²オンタリオ工科大, ³太平電業

原子力プラントの廃止措置作業において、放射線の遮蔽材として用いられている多量の鉛板が廃棄物として出る。鉛板の廃棄作業は、市販工具を使用した切断が難しい。本研究では、機械的切断手法と低融点合金を組み合わせた手法を考案し、本手法を用いて効率的に鉛板を切断するために鉛板の加熱方法を検討した。

キーワード：廃止措置，遮蔽材，鉛，合金，廃棄物

1. 緒言

本研究室では、レスプロソーと低融点合金 (Bi-Sn 合金) を用いて、厚さ 50 mm の鉛ブロックを切断した¹⁾。ここで、低融点合金の使用は、鉛ブロックを 140 °C まで加熱しなければならなかった。鉛ブロックの加熱において、リボンヒーターを使用した²⁾が、140 °C まで昇温するのに約 3 時間を要した。本研究では、鉛ブロックの効率的な昇温方法を検討し、赤外線ヒーターと黒体塗料を用いた輻射による加熱を考案した。ここで、赤外線 (1 - 1.6 μm) に対する物質の放射率²⁾は、アルミ (非酸化面)、鉛 (酸化面) それぞれ 0.13、0.65 である。放射率が 0.13 のアルミは赤外線の吸収がほとんど無く加熱できないが、0.5 以上の物質である鉛は赤外線加熱が可能であると考えた。さらに放射率 0.94 の黒体塗料を鉛ブロック表面へ塗装した場合、より効率的に鉛ブロックの昇温が可能となると予想した。

2. 実験

鉛ブロック (200×100×50 mm) の加熱は、リボンヒーターと赤外線ヒーター (2000W) を使用した。リボンヒーターによる加熱は、鉛ブロックの長手方向両端にリボンヒーターを巻き付けて行った。ここで、赤外線ヒーターによる加熱は、2 台の赤外線ヒーターを 400 mm の間隔で向かい合わせに配置し、その中央に黒体塗料で塗装した鉛ブロックの入熱面 (100 mm×50 mm) が赤外線ヒーターに面するように設置して加熱した。温度測定は、予め鉛ブロックに設けた測定孔に K タイプ熱電対を取付けて行った。ここで、測定孔は、鉛ブロックの入熱面の長辺 100 mm の中心かつ長手方向に向かって 7.5 mm、50 mm、100 mm の位置 3 箇所深さ 15 mm の孔を設けた。経過時間と温度記録は、データロガーを使用した。

3. 結果

Fig.1 にリボンヒーターと赤外線ヒーターによる鉛ブロック昇温試験結果を示す。赤外線ヒーターによる加熱は、加熱開始から 1200 sec で約 150 °C に到達した。これは、10000 sec 経ても 150 °C に到達できなかったリボンヒーターによる加熱に比べ、非常に効率のよい加熱手法であることを示唆している。本加熱手法を用いた鉛ブロックの切断に関する詳細は、講演時に報告する。

参考文献

- 1) 五嶋, ハーベル, 青木, 砂川, 講演番号 1B13, 日本原子力学会 2022 年秋の大会 (2022).
- 2) <https://www.heat-tech.biz/products-epl/eph-gj/eph-gj-ek/1181.html>

*Tomohisa Gotou^{1,3}, Glenn Harvel², Yutato Aoki¹ and Takeyoshi Sunagawa¹

¹Fukui Univ. of Tech., ²Ontario Tech Univ., ³Taihei Dengyo Ltd.

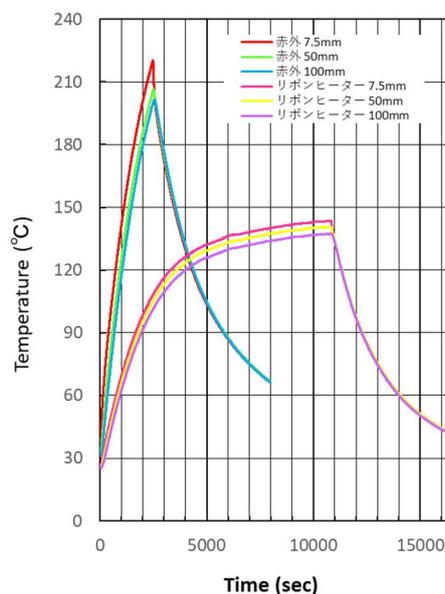


Fig.1 リボンヒーターと赤外線ヒーターによる鉛ブロック昇温試験結果

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

[1G12-15] Measurement Technology on Decommissioning

Chair: Daisuke Kawasaki (Univ. of Fukui)

Mon. Mar 13, 2023 3:50 PM - 5:00 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[1G12] Development of Clearance Measurement Method by Plastic Scintillation Fiber

*Yasushi Nagumo¹, Yuri Yoshihara¹, Kiyotaka Ueda², Yoichi Tsunoda² (1. Hitachi, 2. HGNE)

3:50 PM - 4:05 PM

[1G13] Evaluation of Exposure Dose using Recordings of Avatar Movement in XR

*Hiroko Nakamura Miyamura¹, Tomoki Sato¹, Yoshiaki Numata¹, Yasuhiro Tobita¹, Ayako Iwata¹

, Masahiko Machida¹ (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1G14] ORIGEN and ORGEN-S activation libraries produced from JENDL-5

*Chikara Konno¹, Mami Kochiyama¹, Hirokazu Hayashi¹ (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[1G15] Study on the identification of R&D tasks necessary for the establishment of non-destructive inspection technique using terahertz waves

*Koji Dozaki¹, Tadao Tanabe², Sho Fujii³, Tomoya Nishiwaki¹, Takayuki Aoki¹ (1. Tohoku University, 2. Shibaura Inst. of Tech., 3. National Institute of Technology, Kisarazu College)

4:35 PM - 4:50 PM

プラスチックシンチレーションファイバを用いたクリアランス計測手法の開発

Development of Clearance Measurement Method by Plastic Scintillation Fiber

*名雲 靖¹, 吉原 有里¹, 上田 清隆², 角田 洋一²

¹日立, ²日立 GE

プラント廃止措置時に発生する多量のクリアランス物を効率的に計測するために、大型クリアランス物を測定可能なプラスチックシンチレーションファイバ(PSF)検出器を用いたクリアランス計測手法を開発中である。今回、試作装置による計測試験を実施し、計測スループットを評価した結果について報告する。

キーワード：廃止措置，クリアランス計測，プラスチックシンチレーションファイバ検出器

1. 緒言

110万kW級BWRの廃止措置時には約2万トンの金属クリアランス物が発生するとの試算がある^[1]。約20年での処理を仮定した場合、5トン/日以上のスループットが必要となる。スループット向上の阻害要因の一つに、クリアランス物の細断加工作業が考えられる。この作業を低減するため、大型物の測定が可能な5~20mと長尺なプラスチックシンチレーションファイバ(PSF)検出器^[2]を利用した計測手法の開発に着手した。今回、本手法による計測試験を実施し、計測スループットを評価した。

2. 計測手法概要

本手法の計測方法概要を図1に示す。本手法では計測対象表面にPSFを近接させ表面全体を倣い走査して計測する。倣い走査では、PSF径と同等の間隔(20mm)で表面に沿った移動・固定・一定時間の計測を繰り返す。これによりホットスポット見逃しを防止しつつクリアランスを評価する。

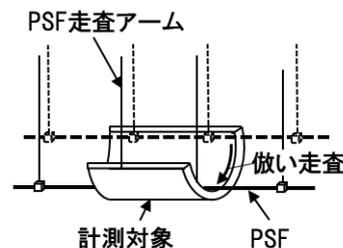


図1 計測方法概要

3. 計測試験方法及び結果

本計測手法の成立性確認を目的にPSFを用いた装置を試作し、半割配管試験体に対する計測試験を実施した(図2)。線源は主要評価核種であるCo-60とし、そのクリアランスレベル(CL, 0.1Bq/g)の約1/20の放射能を有する密封線源を使用した。図3に線源近傍におけるPSF計測結果を示す。本試験により、CLの約1/20を計測可能なことを確認した。また、試験結果からスループットを試算し、配管長を5mとした場合に8.5トン/日となる見通しを得た。

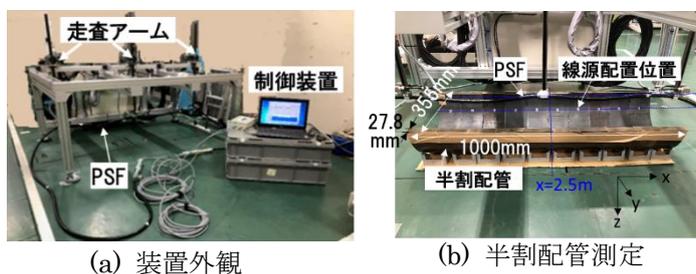


図2 計測試験装置

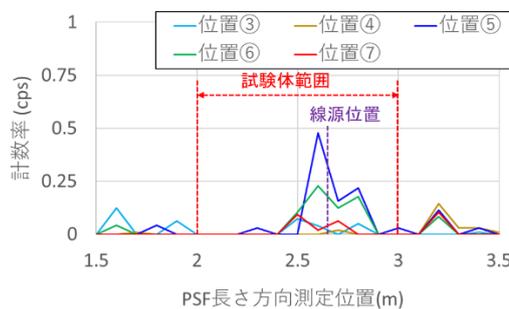


図3 線源近傍における計測結果

参考文献

- [1] 石樽顕吉, “原子力発電プラントの廃止措置と水化学,” 原子力学会水化学部会第32回定例研究会講演資料(2018)
 [2] H. Gamo, et al, “Development of a PSF-detector for contaminated areas,” Progress in Nucl. Sci. & Tech., pp695-698 Vol.4 (2014)

*Yasushi Nagumo¹, Yuri Yoshihara¹, Kiyotaka Ueda² and Yoichi Tsunoda²

¹Hitachi, Ltd., ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

XRにおけるアバタ動作履歴を用いた被ばく評価

Evaluation of Exposure Dose using Recordings of Avatar Movement in XR

*宮村 (中村) 浩子¹, 佐藤 朋樹¹, 沼田 良明¹, 飛田 康弘¹, 岩田 亜矢子¹, 町田 昌彦¹

¹JAEA

抄録 廃炉作業を実施する作業員の安全性と作業の効率化を実現するためには、XR デバイスを用いた廃炉作業サポートシステムが有効と考え、そのプロトタイプを提案している[1]。本発表では、サイバー空間内でのアバタ行動履歴を用い、廃炉作業によって受ける被ばく量を評価する機能を追加したので、その概要について報告する。本機能により、作業員の被ばく量を考慮した作業計画が可能になる。

キーワード：被ばく評価, XR デバイス

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)建屋内の廃炉作業を支援するため、日本原子力研究開発機構(JAEA)は、経済産業省の廃炉・汚染水対策事業費補助金「原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発)」を受託し、放射線源の逆推定と推定線源に対する対策をサイバー空間にて実施するためのデジタル技術及びその関連技術の研究開発を実施している。本発表では、その一環として、XR デバイスを用いてサイバー空間内で作業員の分身であるアバタが作業中に受ける被ばく量を測定し提示する手法を提案する。

2. サイバー空間における被ばく量評価

実空間で測定したデータから逆推定法によって線源を推定し、サイバー空間内にその線源と併せて遮蔽物等も再現し、空間線量率分布を計算する[2]。次にサイバー空間内で作業する作業員の被ばく線量を計算し、XR デバイスを用いて作業員の視界や遠隔にいる作業支援者の画面上に表示する。

2-1. アバタの作成

作業員の分身であるアバタは図1のように作成し、サイバー空間に読み込む。アバタの作成では、身長と関節位置を指定する。これにより自然な動きと正確な被ばく線量が得られる。また、アバタを作成することで、遠隔での作業支援者が作業員個々を識別し、各々の動きが把握できる。



図1 アバタの作成

2-2. 被ばく量提示

算出した被ばく線量は、作業員のXRグラスを通じて把握できる(図2)。一方、作業員の視界を妨げないように提示位置を指定できる。また、一緒に作業する共同作業員の被ばく線量の提示も可能とし、あらかじめ指定した閾値を超えた際、色や音で警告する。求めた被ばく線量は、遠隔での作業支援者の画面上でも把握可能であるため、遠隔での作業支援者は作業員毎の被ばく線量を基に指示を出せる。

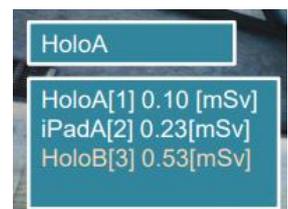


図2 被ばく量表示

3. 結論

1F 建屋内の廃炉作業を支援するため、サイバー空間での作業員の被ばく線量を評価する機能を開発した。作業に際し、作業員をアバタとして表現する機能と、被ばく線量を提示する機能も実装した。

参考文献

- [1] 宮村(中村) 浩子, 他, 被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発(5)インタラクティブ可視化エンジンの研究開発: MR デバイスの活用, 原子力学会 2022 秋の年会, 2B14
- [2] 山田 進, 他, 被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発(4)線源逆推定エンジンの研究開発: 建屋内での大規模解析, 原子力学会 2022 秋の年会, 2B13

*Hiroko Nakamura Miyamura¹, Tomoki Sato¹, Yoshiaki Numata¹, Yasuhiro Tobita¹, Ayako Iwata¹, Masahiko Machida¹, ¹JAEA

JENDL-5 から作成した ORIGIN と ORIGIN-S 用放射化ライブラリ

ORIGIN and ORIGIN-S activation libraries produced from JENDL-5

*今野 力¹、河内山 真美¹、林 宏一¹

¹ 日本原子力研究開発機構

2021年に公開された JENDL-5 について、放射化計算コード ORIGIN、ORIGIN-S での利用を可能とするため、ORIGIN、ORIGIN-S 用の放射化ライブラリを JENDL-5 から作成した。作成したライブラリのテストとして、JPDR を対象とした放射化計算を実施し、作成したライブラリに問題がないことを確認した。

キーワード: JENDL-5, ORIGIN, ORIGIN-S, 放射化計算, MAXS, JPDR

1. 緒言

2021 年末に公開された JENDL-5 は放射化ファイルも統合した核データライブラリである。この JENDL-5 を廃止措置の放射化計算で利用できるようにするため、SCALE6.2 システムに入っている ORIGIN コード用の多群放射化ライブラリを作成した。また、SCALE6.0 システムに入っている ORIGIN-S コード用に MAXS フォーマット[1]ライブラリも作成した。今回、この作成方法及び作成したライブラリを用いた JPDR の放射化計算について報告する。

2. 作成方法

JENDL-5 の中性子入射サブライブラリに入っている種々のデータのうち放射化断面積データ(794 核種)を用いた(準安定状態のレベルが SCALE6.2 付属の崩壊データと異なっていた場合は崩壊データに合わせて修正した)。ORIGIN 用多群放射化ライブラリ(ORIGIN-J5)は、SCALE6.2 付属の断面積処理コード AMPX-6(準安定の親核種を表記できないバグを修正)を用いて作成した。群構造は、ORIGIN 付属のライブラリの一つと同じ 200 群(第 1 群以外は JENDL-4.0 から作成された多群ライブラリ MATXSLIB-J40 の 199 群と同じ群構造)にした。ORIGIN-S 用の放射化ライブラリは 3 群であるが、評価点での中性子スペクトルを考慮できるように考案された 199 群の MAXS フォーマット放射化ライブラリ(MAXS-J5)を PREPRO2018 コードと独自の補助プログラムで作成した。処理温度は、生体遮蔽コンクリートの放射化計算で使うことを想定し、ともに 300K にした。

作成した多群放射化ライブラリのうち、 $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{gCo}$ 反応の断面積を連続エネルギー断面積とともに図 1 に示す。ORIGIN-J5(赤線)と MAXS-J5(青線)の差はなく、作成した放射化ライブラリに問題がないことを示している(連続エネルギー断面積(緑線)と共鳴領域で異なっているように見えるが、群平均は適切)。

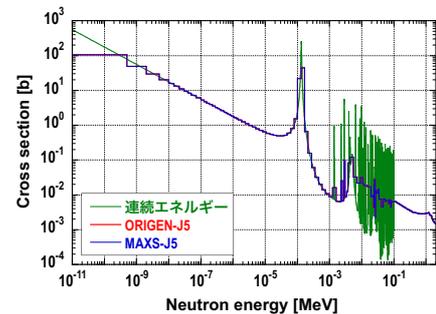


図 1 $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{gCo}$ 反応の断面積(赤線と青線が作成した多群放射化ライブラリ)

3. JPDR 放射化計算によるテスト

JENDL-5 から作成した放射化ライブラリのテストとして、JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) の生体遮蔽コンクリートを対象とした放射化計算を ORIGIN と ORIGIN-S で行なった。ORIGIN-S の 3 群ライブラリは MAXS-J5 から自作のプログラムで作成した。生体遮蔽コンクリート内の中性子スペクトルは、MATXSLIB-J40 から作成する上方散乱を考慮した 199 群多群ライブラリと簡略化した 2 次元 JPDR モデルを用いて DORT コードで計算した。比較のために、ORIGIN と ORIGIN-S 付属の放射化ライブラリを用いた放射化計算も行なった。全ての放射化計算結果はほぼ一致し、JENDL-5 から作成した ORIGIN と ORIGIN-S 用の放射化ライブラリに問題がないことを確認した。

4. まとめ

JENDL-5 から ORIGIN と ORIGIN-S 用の放射化ライブラリを作成し、JPDR の生体遮蔽コンクリートを対象とした放射化計算にてテストを行った結果、作成した放射化ライブラリに問題がないことを確認した。今後、作成した放射化ライブラリを公開し、JENDL-5 の普及を目指す。

参考文献 [1] K. Okumura et al., JAEA-Conf 2015-003, p. 43, 2016.

*Chikara Konno¹, Mami Kochiyama¹ and Hirokazu Hayashi¹

¹Japan Atomic Energy Agency

テラヘルツ波による非破壊検査技術の確立のために必要な研究開発課題の抽出検討

Study on the identification of R&D tasks necessary for the establishment of non-destructive inspection technique using terahertz waves

*堂崎浩二¹、田邊匡生²、藤井翔³、西脇智哉¹、青木孝行¹

¹東北大学,²芝浦工業大学,³木更津工業高等専門学校

日本原子力研究開発機構（JAEA）廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）が実施している「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一つとして、高放射線量率と高汚染のため、現場への接近性が極端に限られる、事故を経験した福島第一原子力発電所原子炉建屋の長期構造健全性の見通しを得るために必要な評価手法の開発に令和3年度から3か年の計画で取り組んでいる。この事業の中で鉄筋コンクリート構造の原子炉建屋に適用できるテラヘルツ波非破壊検査技術の開発に取り組んでいる。本検討は同検査技術の確立のために重要と考えられる研究開発課題を体系的に抽出・整理しようとするものである。

キーワード：テラヘルツ波、サブテラヘルツ波、事故炉、鉄筋コンクリート、長期健全性評価、経年劣化、非破壊検査

1. 緒言

重要度ランキングテーブル（Phenomena Identification and Ranking Table：PIRT）は、原子力施設の安全解析コードの妥当性検証のための手法として、日本原子力学会標準 AESJ-SC-S001：2008「統計的安全評価の実施基準：2008」付属書Cに規定されている。本検討では、この手法を活用し、事故炉の鉄筋コンクリート構造物である原子炉建屋の経年劣化検知できる非破壊検査技術としてのテラヘルツ波及びサブテラヘルツ波（以下、総称してテラヘルツ波という。）を用いた検査技術の確立のために重要と考えられる研究開発課題、特に検査精度に大きな影響を与える因子を体系的に抽出・整理しようとしている。ここではその検討状況を報告する。なお、本検討は過去にPIRT手法を同様の非破壊検査技術である超音波探傷技術（UT）の研究開発課題を抽出する検討に適用した例¹⁾があるので、これを参考に検討を進めている。

2. これまでの進捗状況とアウトプットイメージ

PIRT 検討の最初のステップとして、対象とする問題・論点を定義するため、図1のようにテラヘルツ波を用いた被検体の経年劣化、具体的には原子炉建屋等の鉄筋コンクリート構造物内部に発生した欠陥の検知やサイジング性能等に影響を及ぼす物理現象及び条件を列挙・整理した。これを踏まえ、検査精度に大きな影響を及ぼす因子を抽出中である。今後、PIRT手法に従って、影響因子毎の知識レベルの調査・評価、重要度評価等を経て、検査精度向上のための研究開発課題の抽出とそれらの重要度ランキングテーブルの作成を行う予定である。

参考文献

[1] 青木ら, PIRT 手法を用いた研究課題抽出手法の検討, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.12, No.3, pp231-241 (2013)

* Koji Dozaki¹, Tadao Tanabe², Sho Fujii³, Tomoya Nishiwaki¹ and Takayuki Aoki¹

¹Tohoku University, ²Shibaura Institute of Technology, ³National Institute of Technology, Kisarazu College

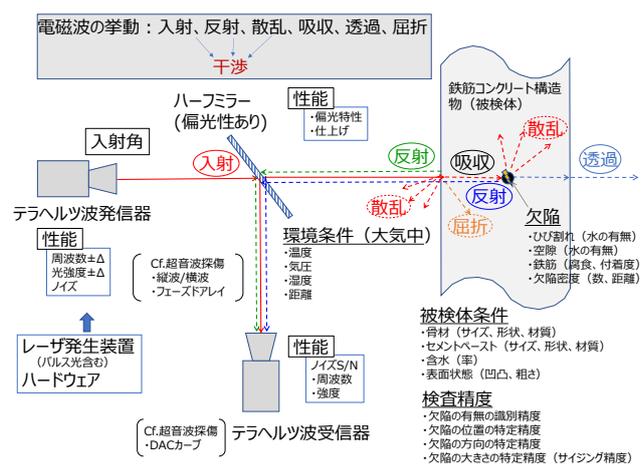


図1 テラヘルツ波伝搬経路に沿った物理現象と影響因子

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

[1H01-05] Isotope Separation

Chair: Shuichi Hasegawa (UTokyo)

Mon. Mar 13, 2023 10:30 AM - 11:55 AM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[1H01] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Mai Fukumori¹, Kaede Yamada¹, Makoto Hasegawa¹, Takashi Tsunada², Kenya Tanaka², Tadafumi Kishimoto³ (1. ATOX, 2. Pesco, 3. Osaka Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1H02] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Tadafumi Kishimoto¹, Izumi Ogawa², Kenji Matsuoka¹, Takao Fukumoto¹, Ryuta Hazama³, Makoto Hasegawa⁴, Mai Fukumori⁴, Takanobu Shiraishi⁵, Tomohiko Kawakami⁵, Takehiko Tsukahara⁶ (1. Research Center for Nuclear Physics, Osaka University, 2. Fukui University, 3. Osaka Sangyo University, 4. ATOX CO.LTD, 5. KAKEN CO.LTD, 6. Tokyo Institute of Technology)

10:45 AM - 11:00 AM

[1H03] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Naoki Horiguchi¹, Hiroyuki Yoshida¹, Yoshihiro Kitatsuji¹, Mai Fukumori², Makoto Hasegawa², Tadafumi Kishimoto³ (1. JAEA, 2. ATOX, 3. Osaka Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1H04] Applicability Evaluation of Simulated Moving Bed Process for Separation of Lithium Isotopes

*Shotaro Kato¹, Shun Komura¹, Toshimasa Ohashi¹, Takahiko Sugiyama¹ (1. Nagoya Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[1H05] Evaluation of Separative Performance of Water-Hydrogen Chemical Exchange Column Packed with Hydrophobic Platinum Catalyst Supported on Porous Silica Beads

*Yuka Nakane¹, Toshimasa Ohashi¹, Takahiko Sugiyama¹ (1. Nagoya Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

MCCCE 法を用いたリチウム-7 濃縮技術開発

(4) 最新の開発概要

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(4) Current Status of Technology Development in 2022

*福森 麻衣¹, 山田 楓¹, 長谷川 信¹, 綱田 宜司², 田中 健哉², 岸本 忠史³

¹株式会社アトックス, ²株式会社ペスコ, ³大阪大学

PWR 一次系冷却水の pH 調整に使用される LiOH は、被ばく管理の観点から Li-7 同位体を濃縮して使用される。しかし、Li-7 同位体全量がロシアから輸入されている課題、濃縮方法が水銀アマルガム法であるため環境面の課題がある。これらの課題を解決するため、Li-7 同位体の国内生産を目指して、既存法に替わるマルチチャンネル向流電気泳動(MCCCE)法[1]を用いた同位体濃縮の方法を検討した。

キーワード：MCCCE、Li-7、PWR、ロシア

1. 緒言

PWR プラントの一次冷却水にはホウ酸を添加するが、液性が酸性になると系統構成材料の腐食を進めるため、LiOH を添加し pH 制御を行っている。しかし、Li には天然に 2 つの同位体が存在し、特に Li-6 は中性子吸収剤であるため、被ばく低減の観点から Li-6 を除き可能な限り Li-7 を濃縮する必要がある。

2. Li-7 供給状況

Li-7 の供給はロシアのほぼ独占状態となっており、日本もロシアからの輸入に依存している状況である。これは安全保障及び安定供給の観点から課題と言える。また、ロシアが採用している水銀アマルガム法は、世界的に取り扱いが厳しい水銀を用いるため、環境面でも課題がある。

昨今のロシアのウクライナ侵攻により、対ロシア政策において各国がサプライチェーンの再構築を進めており、日本も同様に経済面及び環境面を考慮した新たな国内供給体制の構築が必要となる。

3. MCCCE 法の概要

本研究では、水銀アマルガム法に代わる新たな濃縮技術として電気泳動のキャピラリー法と向流法を組み合わせた MCCCE 法に着目した。本年度は泳動路に用いる BN 板の材質の改善を行い、適切なパラメータ(電場、水流、温度の均一性等)を設定することにより、既存法とほぼ同等の分離係数を安定的に得ている。また、プラントの概念検討を実施し、実用化へ向

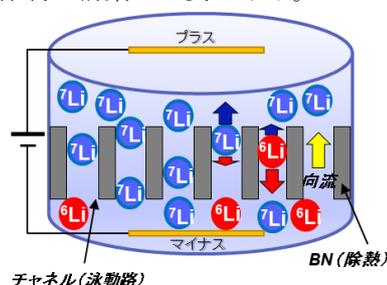


図1.MCCCE法による同位体濃縮イメージ

けた検討を進めるとともに、世界の Li-7 同位体供給について調査を実施した。

本報告では、昨年度報告の第 1~3 報[2][3][4]に続いて、本研究の最新の開発状況について報告する。

謝辞

本研究成果は、経済産業省資源エネルギー庁令和 4 年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の一部として実施されたものです。

参考文献

[1] T. Kishimoto, K. Matsuoka, T. Fukumoto, S. Umehara “Calcium isotope enrichment by means of multi-channel counter-current electrophoresis for the study of particle and nuclear physics”(2015)

[2] 福森ら, AESJ2022 春, 3I09(2022), [3] 岸本ら, AESJ2022 春, 3I10(2022), [4] 堀口ら, AESJ2022 春, 3I11(2022).

*Mai Fukumori¹, Kaede Yamada¹, Makoto Hasegawa¹, Takashi Tsunada², Kenya Tanaka², Tadafumi Kishimoto³

¹ ATOX, ² Pescos, ³ Osaka Univ.

MCCCE 法を用いたリチウム-7 濃縮技術開発 (5) 平板型濃縮装置による Li-7 濃縮実験の概要

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(5) Current status of the Li-7 enrichment experiment by a planer type instrument

*岸本 忠史¹, 小川泉², 松岡健次¹, 福本敬夫¹, 裕隆太³, 白石 啓宜⁴, 川上 智彦⁴,
福森 麻衣⁵, 長谷川 信⁵, 塚原 剛彦⁶

¹大阪大学, ²福井大学, ³東京工業大学, ⁴㈱化研, ⁵㈱アトックス, ⁶東京工業大学

MCCCE 法は電気泳動法を基礎に、向流法とキャプラリー法の利点を組み合わせた濃縮法である。高い熱伝導率で絶縁物の BN 板で泳動路を作ることによって実現した。濃縮 ⁷Li の製造に向けた基礎実験を進めている。泳動路を円筒型から平板へ変更することで装置の改良を目指した。その現状と今後について概説する。

キーワード：MCCCE、Li-7、濃縮、ハーゲン・ポアズイユ流、移動度

1. 緒言

MCCCE 法は電気泳動法の向流法とキャピラリー法の問題点を解消しながら統合した同位体濃縮法で、高い熱伝導率を持ちながら絶縁体である BN で泳動路を作ることによって、高い電場で向流法を実現し、効率の向上を実現した。性能の改良には速度分布の均一化が重要である。

2. 実験

泳動路内では水流は層流で、図 1 に示すハーゲン・ポアズイユ流になっている。境界（泳動路壁面）で速度 0、中央で最大となる。現装置は 0.8ϕ の円筒形の泳動路で速度分布は均一で最大平均速度の 2 倍まで広がる。これを平板泳動路に変更すると、最大値が平均値の 1.5 倍で、最大値の 1% 領域に 10% が集中する分布に変わる。これにより向流の速度分布の広がりが狭くなり、性能の大きな改善が期待できる。

3. 結果と今後

現在平板の泳動路の装置の製作を進めている。これまで装置を運転する中で、BN 板の絶縁が破壊されることが見付き、その対処が大きな課題であった。平板に移行する中で、BN 板の絶縁を素材から改善することに成功し、安定して動作することも確認できた。本報告では、昨年度報告の第 1~3 報[2][3][4]に続いて、本研究の最新の開発状況について報告する。

謝辞

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁令和 4 年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の一部として実施されたものです。また科研費の支援も受けています。

参考文献

- [1] T. Kishimoto, K. Matsuoka, T. Fukumoto, S. Umehara “Calcium isotope enrichment by means of multi-channel counter-current electrophoresis (MCCCE) for the study of particle and nuclear physics”(2015), PTEP, 033D03, 2015
[2] 福森ら, AESJ2022 春, 3I09(2022), [3] 岸本ら, AESJ2022 春, 3I10(2022), [4] 堀口ら, AESJ2022 春, 3I11(2022).

*Tadafumi Kishimoto¹, Izumi Ogawa², Kenji Matsuoka¹, Takao Fukumoto¹, Ryuta Hazama³, Hironori Shiraishi⁴, Tomohiko Kawakami⁴, Mai Fukumori⁵, Makoto Hasegawa⁵, Takehiko Tsukahara⁶

¹ Osaka Univ., ² Fukui Univ., ³ Osaka Sangyo Univ., ⁴ Kaken, ⁵ ATOX, ⁶ TIT

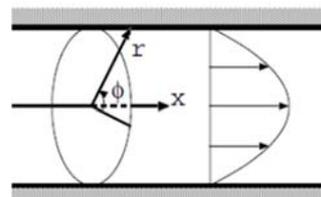


図 1. 泳動路内の H-P 流

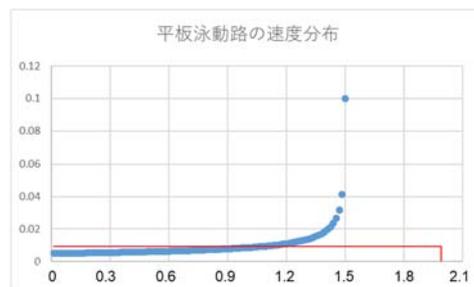


図 2. 泳動路内の H-P 流の速度分布。青：平板泳動路、最大値 $1.5v_0$ 。赤：円柱泳動路、最大値 $2.0v_0$ 。

MCCCE 法を用いたリチウム-7 濃縮技術開発 (6) 電場分布を考慮した模擬平板型流路内の数値シミュレーション

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(6) Numerical Simulation in a Simulated Flat Type Channel under Electric Field

*堀口 直樹¹, 吉田 啓之¹, 北辻 章浩¹, 福森 麻衣², 長谷川 信², 岸本 忠史³

¹JAEA, ²アトックス, ³阪大

Li-7 濃縮実験におけるイオン挙動の把握のため、開発した電場下脈動流中のイオン挙動の数値シミュレーション手法を簡易化した平板型流路内イオン挙動に適用し、この挙動を数値的に調査した結果を報告する。

キーワード : Li-7 濃縮技術, MCCCE 法, 平板型流路, TPFIT-LPT, CFD, 分離係数

1. 緒言

PWR の水質管理には、Li-7 が濃縮された pH 調整剤が不可欠である。この国内供給網構築に向けて、我々はマルチチャンネル向流電気泳動(MCCCE)法による Li-7 濃縮技術[1]を開発している。濃縮実験[2]におけるイオン挙動を把握するため、CFD コード TPFIT-LPT[3]を用いて取得した流れ場と電磁場解析ソフトウェア EMSolution を用いて取得した電場の 3 次元データを元に、長時間のイオン挙動をシミュレーションする手法を開発した。今回、実験流路を簡易化した平板型流路内のイオン挙動に本手法を適用した結果を報告する。

2. 流動試験による脈動の流速データ取得方法

濃縮実験の脈動流の再現のため、簡易化した平板型流路（厚み 0.8 mm、幅 40 mm、長さ 50 mm）を製作し既報[4]と同じ配管系、計測手法で水単相脈動流の流速データを取得した。流速条件は一周期平均 0.4 mm/s で周波数 0.5 Hz である。脈動の周期性を利用し、複数周期を平均して代表的な一周期分のデータを取得した。

3. 数値シミュレーション手法

まず流路内を水単相脈動流かつ定常電場とし、イオン分布を無視した。次に代表流速データを入口境界条件に適用した TPFIT-LPT を用いて非定常流れ場の 3 次元データを取得し、EMSolution を用いた定常電流場解析により電場のデータを取得した。電場条件は、平板型流路を挟むバッファ部の始端と終端に配置した板状電極間で印加電圧 0 ~ 350 V とした。これらのデータを元に、質点粒子で模擬したイオンの運動をラグランジュ的に解いた。代表的な一周期の流れ場データを反復利用し計算負荷を低減したことで、イオン挙動の長時間評価を実現した。

4. 結果

数値シミュレーションの結果、本条件では流路中心軸上を通過する Li-7 イオンが脈動に伴い振動しながら約 150 秒かけて平板型流路を通過することを明らかにした（図 1）。また、同様に Li-6 の通過時間も求めて Li-7 との分離係数を計算した結果、実験[2]と同程度であったことから本手法の妥当性を確認した。

謝辞

本研究成果は、経済産業省資源エネルギー庁令和 4 年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の補助事業の一部として実施されたものです。また、JAEA のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものです。

参考文献

[1] 福森ら, AESJ2022 春, 3I09(2022), [2] 岸本ら, AESJ2022 春, 3I10(2022),

[3] H. Yoshida, et al., ICONE2020-16393(2020), [4] 堀口ら, AESJ2022 春, 3I11(2022).

*Naoki Horiguchi¹, Hiroyuki Yoshida¹, Yoshihiro Kitatsuji¹, Mai Fukumori², Makoto Hasegawa², Tadafumi Kishimoto³

¹JAEA, ²ATOX, ³Osaka Univ.

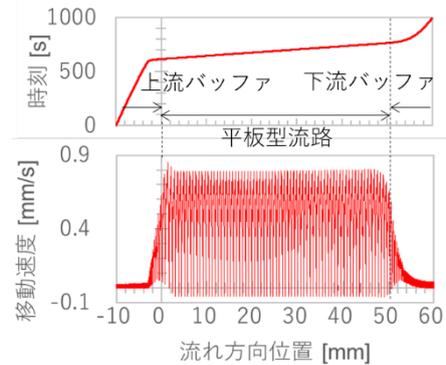


図 1 電場下脈動流中 Li-7 イオン挙動

リチウム同位体分離への擬似移動層プロセスの適用性評価

Applicability Evaluation of Simulated Moving Bed Process for Separation of Lithium Isotopes

*加藤 昌太朗¹, 香村 迅², 大橋 利正¹, 杉山 貴彦¹¹名大院・工, ²名大・工

リチウムの同位体分離への擬似移動層 (SMB) プロセスの適用性を評価した。市販の陽イオン交換体を吸着材として用い、酢酸リチウム水溶液を接触させたバッチ試験によって、リチウムの分配係数を測定した。得られた分配係数から SMB の主要パラメータであるカラム長さ及び切り替え周期、流量等を見積もった。

キーワード：擬似移動層，リチウム同位体分離，分配係数，陽イオン交換体

1. 緒言 より効果的な Li 同位体分離を目的として、擬似移動層 (SMB) プロセスの適用を考えた。SMB は糖類等の分離に用いられているプロセスで、連続処理が可能で廃液が少ないという利点がある。本研究では、SMB の主要パラメータであるカラム長さ及び切り替え周期、流量等を見積もることで SMB の適用性を評価した。

2. 実験 図1に示す SMB は、吸着材を充填した複数のカラムに対し、原料供給口と成分抜出口を順に切り替えていくことによって擬似的に液相と固相の交流接触を起こすプロセスである。分離対象成分は各相によって逆方向に運ばれて分離する。成分同士が互いに分離できるかどうかは成分*i*の分配係数 K_i [-]によって決まる。市販の陽イオン交換体 Inertsil CX (GL sciences 製) に酢酸 Li 水溶液を接触させたバッチ試験を、固液比を変化させて行うことで K_i を評価した。

3. 結果・考察 バッチ試験結果を図2に示す。縦軸、横軸はそれぞれ固相、液相の Li 濃度であり、傾きから $K_{Li} = 400$ とした。成分*i*がどちらの相によって運ばれるかは文献[1]を参考に、式(1)に示す定数 β_i [-]により判定した。成分*i*は定数 β_i が 1 より大きいと液相、1 より小さいと固相によって運ばれる。

$$\beta_i = \frac{u_0 - \frac{\epsilon_b L_a}{T_s}}{K_i \frac{L_a}{T_s} (1 - \epsilon_b)} \quad (1)$$

ただし、空塔速度 u_0 [m s^{-1}], 空隙率 ϵ_b [-], カラム長さ L_a [m], カラム切り替え周期 T_s [s]である。カラム長さ25 cm, カラム内径4.6 mm, 空隙率0.3, カラム内流量 20 ml min^{-1} とすると、1 との大小関係から 2 成分がそれぞれ逆方向に運ばれるためのカラム切り替え周期 T_s は $3.5 \times 10^3 \text{ s}$ 程度となり、実現可能な値となった。

4. 結言 擬似移動層プロセスを Li 同位体分離に適用できないか検討した結果、プロセスとして設計は可能であることが分かった。しかし、有用な濃縮率を示すかは数値シミュレーション等を行う必要がある。

参考文献 [1] 橋本健治著, 「クロマト分離工学 回分から擬似移動層操作へ」, 培風館 (2005).

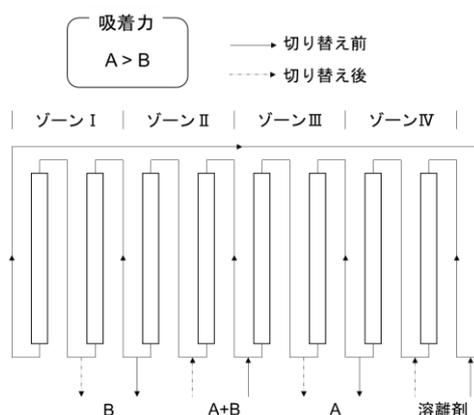
*Shotaro Kato¹, Shun Komura¹, Toshimasa Ohashi¹, Takahiko Sugiyama¹¹Nagoya Univ.

図1 擬似移動層プロセス

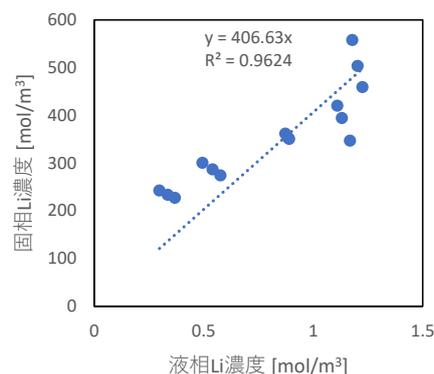


図2 バッチ試験結果

多孔質シリカを担体とした疎水性白金触媒を充填した水-水素化学交換反応塔の分離性能評価

Evaluation of Separative Performance of Water-Hydrogen Chemical Exchange Column Packed with Hydrophobic Platinum Catalyst Supported on Porous Silica Beads

*中根 柚香¹, 大橋 利正¹, 杉山 貴彦¹

¹名大院・工

水-水素化学交換反応に使用する触媒として多孔質シリカを担体とした疎水性白金触媒の開発を行った。調製した触媒を充填した反応塔を構築し、約 20 万 Bq/cc のトリチウム水を用いて同位体分離実験を行った。実測値から評価した塔の全分離係数は、段モデルにより事前に予測した値とよく整合した。

キーワード：多孔質シリカ、水-水素化学交換法、水素同位体分離、通り抜け段モデル

1. 緒言 水-水素化学交換反応法は重水製造やトリチウム分離の技術として期待される。この方法には、疎水性の白金触媒が必要である。本研究室では、疎水化処理済み多孔質シリカを担体として白金触媒の調製を行ってきた。本研究では、調製した触媒を実際に反応塔に充填し、トリチウム水を用いて同位体分離実験を行い、調製した触媒の性能を実証することを目的とした。

2. 実験 触媒の担体は、富士シリシア化学製の CARiACT Q-50 に ODS 修飾した疎水性多孔質シリカビーズで、塩化白金酸を原料として約 1 w% の白金を担持したものである。外観を図 1 に示す。図 2 に同位体分離実験装置の概要を示す。反応塔は内径 2.5 cm、長さ 1 m で、これに、触媒と 3 mm 大の Dixon ring を、触媒の充填割合が 0.3 となるように混合充填した。電気分解槽に約 20 万 Bq/cc のトリチウム水を用い、HT ガスを電気分解により発生させて反応塔下部から供給した。大気圧下 70°C、水素ガス流量が 2 および 4 NL/min の条件でそれぞれ平衡到達実験を行った。水素ガス試料は、酸化銅を用いて液化し、液体試料とともに液体シンチレーションカウンタによりトリチウム濃度を測定した。

3. 結果・考察 各実験は実験終了時のトリチウムの物質収支が 95% 以上であり適切に実験を行うことができたと考えられる。全分離係数を、塔底抜き出し水および塔頂抜き出し水素ガス中のトリチウム濃度の比として計算したところ、水素ガス流量が 2 NL/min の場合 707、4 NL/min の場合 91 となった。また、本研究室で開発した通り抜け段モデル^[1]により、塔内の濃度分布を予測計算し、実験と同様に全分離係数を計算した。図 3 に示す様に、全分離係数の実測値は、モデル計算の結果と良く整合し、このことから、調製した触媒が性能を発揮していることが確認できた。

4. 結言 水-水素化学交換反応法に用いる疎水性白金触媒を調製し、実際に反応塔に充填し、トリチウム水を用いて同位体分離実験を行い、調製した触媒の性能を実証できた。

参考文献 [1] T. Sugiyama et al., Fus.Sci.Tech., 60 [4], pp. 1323-1326 (2011).

*Yuka Nakane¹, Takahiko Sugiyama¹

¹Nagoya Univ., ²Sugiyama Lab.



図 1.触媒の外観

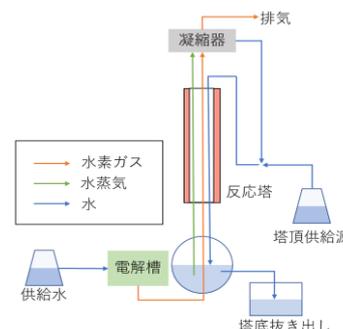


図 2.実験装置の概略図

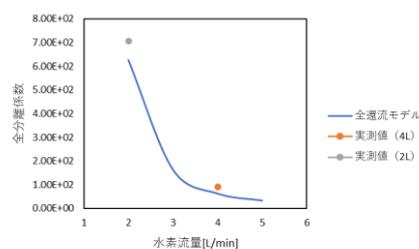


図 3. 全分離係数の比較

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

[1H06-10] Separation and Recovery of Actinide Elements

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka University of Technology)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 4:10 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[1H06] Fundamental Study on Carbonate-based Simple Reprocessing Utilizing Photochemical Reactivity of UO_2^{2+}

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

2:45 PM - 3:00 PM

[1H07] Recycling Double-headed 2-pyrrolidone Derivatives through Conversion of Recovered Uranyl Nitrate Deposits to Yellowcake in NUMAP Reprocessing

*Ryoma Ono¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H08] Development of Advanced Adsorbent for Uranium Recovery from Seawater Based on Uranyl Coordination Chemistry

*Koma Ito¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H09] Batchwise multi-stage extraction using ADAAM extractant for mutual separation of Am and Cm

*Yuji Sasaki¹, Masashi Kaneko¹, Hideya Suzuki¹, Yasutoshi Ban¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1H10] Separation of Am by a mixed solvent of two extractants (ADAAM and B-TONAADA) in the SELECT process

*Hideya Suzuki¹, Kojiro Shimojo¹, Satoshi Nakamura¹, Tatsuya Emori¹, Tatsuya Kurosawa¹, Mitsunobu Shibata¹, Tomohiro Kawasaki¹, Ban Yasutoshi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

ウランの光化学的反応性を活用した炭酸系簡易再処理技術基盤研究

(1) 炭酸系水溶液からのウラン回収原理の構築および実証

Fundamental Study on Carbonate-based Simple Reprocessing Utilizing Photochemical Reactivity of UO_2^{2+}

(1) Principle and Demonstration of Photochemical Recovery of Uranium from Carbonate Solution

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

炭酸系再処理技術基盤構築のため、炭酸ウラニル(VI)錯体の光還元を利用したウランの簡易回収を試みた。その結果、ヒドラジン共存下での光還元によって UO_2 として効率的に回収できることを見出した。溶液条件や照射光波長に対する依存性、および使用済み燃料溶解工程で酸化剤として用いられる過酸化水素の影響について検討を行った。

キーワード：炭酸系再処理, 炭酸ウラニル(VI), 二酸化ウラン(IV), 光還元

1. 緒言 中性から塩基性を示す炭酸塩水溶液中では UO_2^{2+} , Pu^{4+} はそれぞれ炭酸錯体を形成することにより可溶であるのに対し、多くの重金属イオンは加水分解もしくは炭酸塩形成のために難溶もしくは不溶である。従って、使用済み核燃料を炭酸塩水溶液に溶解するだけで核燃料物質の粗精製が達成される。このような化学的性質の差異を分離の基本原理とする炭酸系再処理は、PUREX 法などの従来型再処理技術とは逆の「不純物除去」を基本コンセプトとしており、酸も有機溶媒も必要としないユニークな手法である。一方、炭酸塩を多量に含む使用済み核燃料溶解液からの U, Pu 回収については、イエローケーキ生成や溶媒抽出など既存技術の範疇にとどまっており、未だ検討の余地が多分に残されている。本研究では、 UO_2^{2+} の光化学的反応性を活用した炭酸塩水溶液からの U 回収原理の構築および実証を目的とする。

2. 実験 0.50 M Na_2CO_3 もしくは NaHCO_3 , 40 mM $\text{Na}_4[\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3]$ および還元剤である 1.4 M ヒドラジン 1 水和物($\text{N}_2\text{H}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$)を溶解した水溶液に対してスポット型 LED 光源(EFICET 8332C)を用いて光照射を行い、一定時間ごとに上澄み液を採取して溶液中の残留 U 濃度を ICP-AES (iCAP7200Duo)により求めた。また、固体として得られた回収物については、ろ別・水洗後に粉末 XRD (D2PHASER)により同定した。

3. 結果と考察 365, 385, 405 nm の光を 40 mM $\text{Na}_4[\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3]$ と 1.4 M $\text{N}_2\text{H}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$ を含む 0.50 M NaHCO_3 水溶液に照射したところ、いずれの波長においても黒色 UO_2 粉末の析出を確認した。各波長における U 回収率を図 1 に示す。可視光である 405 nm の光を照射した場合の U 回収が最も効果的であった。また、使用済み核燃料の溶解時に酸化剤として用いられる H_2O_2 (1.0 M)を試料溶液に加えると、405 nm の光を 30 分間照射しても UO_2 の析出は見られなかった。これは酸化力を持つ H_2O_2 が UO_2^{2+} の光還元を妨害したためであると考えられる。一方、試料溶液に粒状活性炭を加えて H_2O_2 を分解した後に光照射を行ったところ、回収速度は低下するものの、黒色 UO_2 粉末の析出を確認した。

本研究は、中部電力原子力安全技術研究所公募研究(一般)採択課題「ウランの光化学的反応性を活用した炭酸系簡易再処理技術基盤研究」の成果を含みます。

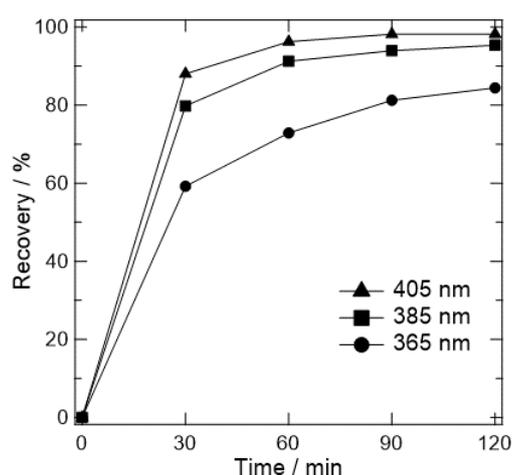


図 1. 異なる波長の照射光を用いた場合の 1.4 M $\text{N}_2\text{H}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$ を含む 0.50 M NaHCO_3 水溶液からの U 回収率の時間変化。

Shogo Uchida,¹ Satoru Tsushima,^{1,2} *Koichiro Takao¹

¹Laboratory for Zero-Carbon Energy, TokyoTech, ²Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf

核燃料物質選択的沈殿法再処理における回収ウランのイエローケーキ化と架橋ピロリドン沈殿剤のリサイクル

Recycling Double-headed 2-pyrrolidone Derivatives through Conversion of Recovered Uranyl Nitrate Deposits to Yellowcake in NUMAP Reprocessing

*小野遼真¹, 鷹尾康一朗¹

¹東工大ゼロカーボン研

次世代再処理技術のひとつである核燃料物質選択的沈殿法で用いられる架橋 2-ピロリドン沈殿剤(L)のリサイクル性を検討するため、L を含む硝酸ウラニル配位高分子のイエローケーキ化を試みた。その結果、アンモニアの添加によって期待通りのイエローケーキ生成および90%以上の収率でのL回収に成功した。

キーワード：使用済み核燃料再処理、沈殿剤リサイクル、イエローケーキ、硝酸ウラニル錯体

1. 緒言

架橋 2-ピロリドン誘導体(L)と UO_2^{2+} は硝酸水溶液中で難溶性硝酸ウラニル配位高分子、 $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ を形成し得る。これを基本原理として、我々は核燃料物質選択的沈殿法を提案してきた[1]。回収した $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ の焼成によりウラン酸化物を得られるものの、再処理プロセスという観点からは沈殿剤であるLのリサイクルがより望ましい。そこで、本研究では $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ をイエローケーキへ転換することによりLの分離回収を試みた。

2. 実験

本研究では *p*-キシリレン骨格で架橋された L (図1) を用いた。 UO_2^{2+} と L を 3 M 硝酸水溶液中で混合することにより $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ を合成し、PXRD および IR によって同定した。得られた $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ を 28%アンモニア水溶液で3回処理した後、さらにエタノールで3回洗浄した。得られた黄色粉末を乾燥した後、PXRD および TG/DTA によって分析した。また、エタノール洗浄液の乾燥により得られた析出物を重水に溶解し、¹H NMR スペクトルを測定した。

3. 結果および考察

合成した $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ およびアンモニア処理とエタノール洗浄によって得られた黄色粉末の PXRD パターンを図2に示す。前者について、以前報告した結晶構造[2]との比較より、 $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ が得られたことを確認した。一方、後者の黄色粉末においては $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ の回折パターンが完全に消失し、12°および27°付近にブロードな回折ピークが見られた。これはイエローケーキの一種である $2\text{UO}_3 \cdot \text{NH}_3 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$ に帰属できる[3]。TG/DTA および ¹H NMR スペクトルより、本検討におけるウランおよびLの回収率はそれぞれ>95%および>90%であった。以上の結果より、アンモニア処理およびエタノール洗浄によって $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ のイエローケーキへの転換およびLの分離回収が可能であることを実証した。

参考文献：[1] Takao, K.; Ikeda, Y. *Eur. J. Inorg. Chem.* **2020**, 3443-3459. [2] Kazama, H.; Takao, K. *Chem. Lett.* **2020**, 49, 1201-1205. [3] Eloidri, R. *et al.*, *J. Mater. Sci.* **2014**, 49, 8436-8443.

*Ryoma Ono¹, Koichiro Takao¹

¹Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech

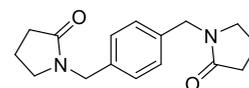


図1 今回使用した架橋 2-ピロリドン誘導体(L)の構造式

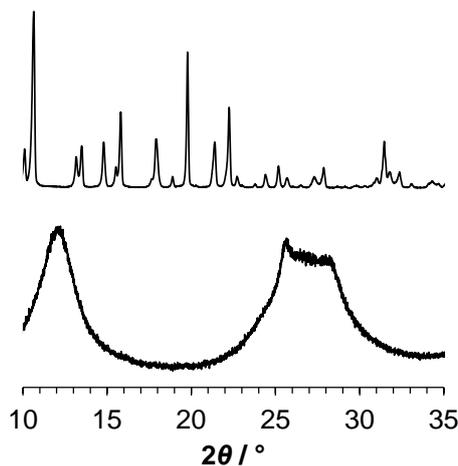


図2 本研究で得られた $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{L}]_n$ (上)およびイエローケーキ(下)のPXRDパターン

ウラニル錯体化学に基づくテーラーメイド型新規海水ウラン吸着材開発

(3) H₂saldian 型吸着材の開発

Development of Advanced Adsorbent for Uranium Recovery from Seawater Based on Uranyl Coordination Chemistry

(3) Development of H₂saldian-type Adsorbent

*伊藤 広真,¹ 鷹尾 康一郎¹

¹東工大ゼロカーボン研

平面 5 配位を好むというウラニルイオン特有の錯体化学的性質に基づいて設計した H₂saldian 型配位子骨格を吸着サイトとする新規ウラン吸着材樹脂の開発を試みた。

キーワード：錯体化学, 海水ウラン回収, 安定度定数, 分離係数

1. 緒言 海水からのウラン回収は、安定的かつ長期的な資源確保の選択肢の一つとして注目されており、そのための技術開発が 1980 年代から国内外で長年進められてきた。現在主流とされる吸着材は、ウランの吸着サイトとしてアミドキシム基を導入した高分子吸着材である。しかし、従来のアミドキシム系吸着材には、海水条件である pH 8 付近での急激なウラン吸着能の低下、官能基利用効率の低さ、海水中の夾雑イオンに対するウラン選択性の低さなどの課題が依然として残る。本研究では、他の金属イオンにはまらず見られない平面 5 配位を好むというウラニルイオン(UO₂²⁺)の錯体化学的性質に基づいて近年我々が開発 [1] した H₂saldian 型配位子を吸着サイトとして導入した、新規海水ウラン吸着材(図 1)の開発を目的とし、吸着材の合成及びその性能評価を行った。

2. 実験 3 級アミノ基を有する自由塩基型弱塩基性陰イオン交換樹脂を基材として、ジメチルアミノ基にクロロメチルサリチルアルデヒドを反応させ、その後さらにジエチレントリアミン、サリチルアルデヒド、NaBH₄ を段階的に反応させることにより H₂saldian 骨格を構築した。得られた吸着材について合成前後における重量変化によって吸着サイト導入量を見積った。また、IR スペクトルを用いて同定を行った。得られた吸着材を用いて模擬海水中(0.5 M NaCl + 2.3 mM HCO₃⁻/CO₃²⁻, pH 8)における UO₂²⁺吸着試験をバッチ式で行った。吸着等温線、最大吸着容量、夾雑イオンに対するウラン選択性の観点から吸着材の性能を評価した。

3. 結果と考察 上記の各合成段階における IR スペクトルを比較すると、サリチルアルデヒドの導入による C=O 伸縮振動ピーク(1690 cm⁻¹)の出現と H₂saldian 骨格の構築によるピークの消失が観測されたことから、吸着サイトとなる H₂saldian 型配位部位の導入を確認した。さらにこの吸着材を UO₂²⁺を含む模擬海水に浸漬した結果、樹脂表面の色が淡黄色からオレンジ色に徐々に変化する様子が確認された(図 2)。これは、UO₂²⁺が樹脂へ吸着したことを示す。段階的に UO₂²⁺を添加し続けたところ、18.4 g-U/kg-resin の最大吸着量に到達した。また、0.1 M 塩酸による UO₂²⁺の脱着及び吸着材の再利用が可能であることが分かった。

参考文献：

[1] Mizumachi, T.; Sato, M.; Kaneko, M.; Takeyama, T.; Tsushima, S.; Takao, K. *Inorg. Chem.* **2022**, *61*, 6175-6181.

*Ito Koma,¹ Koichiro Takao¹

¹Laboratory for Zero-Carbon Energy, TokyoTech,

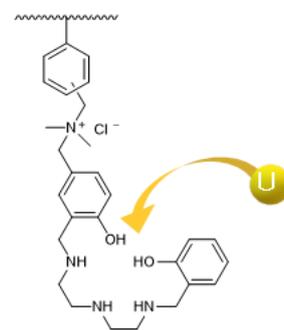


図 1. 本研究で開発した H₂saldian 型吸着材



図 2. 初期状態(左)及び UO₂²⁺吸着後(右)における吸着材の外観

Am/Cm 分離用抽出剤 ADAAM を使ったバッチ式多段抽出試験

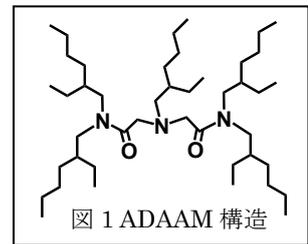
Batchwise multi-stage extraction using ADAAM extractant for mutual separation of Am and Cm

*佐々木祐二¹、金子政志¹、鈴木英哉¹、伴康俊¹¹原子力機構

ジアミド系抽出剤、ADAAMは硝酸-ドデカン系で高いAm/Cm分離比6を示した。ADAAM単独でAm/Cm分離のバッチ式多段抽出試験を行うが、本試験方法は試料溶液量を少なく簡便に実施できる。ここでは、本多段抽出法を用いてAm/Cm抽出分離と濃縮を併せて検討した。

キーワード：Am、Cm、相互分離、ADAAM、溶媒抽出

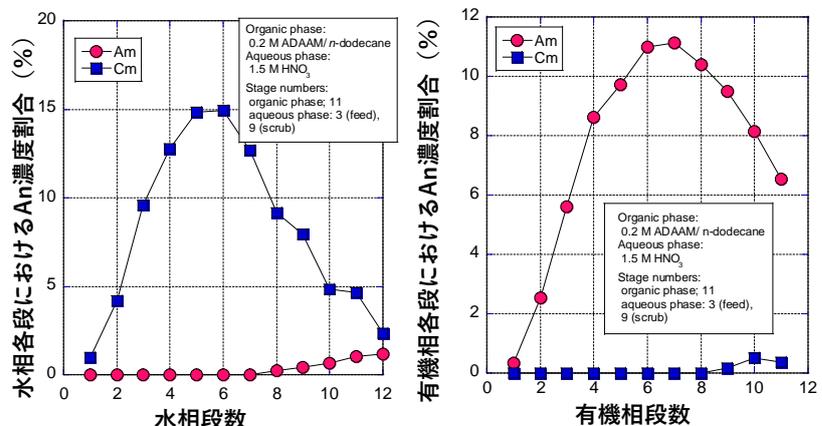
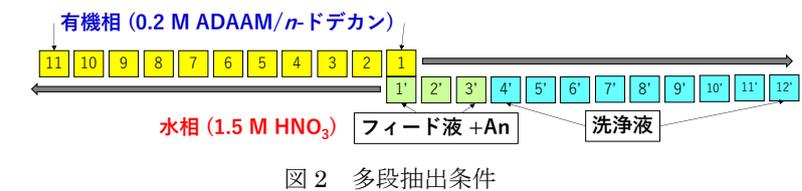
1. 緒言 高レベル廃液に含まれるAmの燃料製造の際のCm除去が目的で、Am/Cm分離が求められる。原子力機構で開発した含窒素3座配位ジアミド抽出剤のADAAM(図1)は比較的簡単な構造を持ちCHON化合物でありながら単純な水相、有機相条件で世界最高レベルのAm/Cm分離比(およそ6)を示した[1]。マスキング剤を組み合わせるとより高い分離性取得を目指したが、現在まで良好なマスキング剤を把握できていない。そこで、ADAAM単独でAm/Cm分離についてバッチ式多段抽出試験を試みた。本試験方法の長所の一つとして、試料溶液量を少なく簡便に実施できる。



2. 実験方法 ADAAM (0.2 M) を含む有機相と、Am, Cm を含む硝酸 (1.5 M) で、多段抽出を実施した。有機相は予備酸平衡を行った。フィード液3段、洗浄9段、有機相11段の多段抽出を行い(図2)、抽出後の各抽出段における放射能を液体シンチレーション装置で計測し、Am, Cmの分布状態を調べた。

3. 結果 硝酸-ADAAMの抽出条件で、Am分配比(2.55)、Cm(0.434)が得られる。これを多段抽出条件最適化ソフトで計算し、上の多段抽出条件でAm, Cmを有機相にそれぞれ98.3, 3.1%回収できる。

実験の結果、Amを有機相に96.47%, Cmを1.06%回収した(図3)。図3の横軸に抽出後の各抽出段数と、縦軸に各段で測定されたAn放射能を全体で割ったその値を百分率で示した。実験結果と計算値が概ね一致し、実験方法の確からしさと、ADAAMでAmとCmを効率よく分離できることを確認した。ところで、Amはフィード液3段から有機相11段に、Cmもフィード液3段から水相合計12段と4倍程度に希釈・分散される。そこで、本多段抽出法を応用して分離後液の濃縮を試みた。講演では、Am 99.9%, 共存Cm 0.1%を達成できる多段抽出条件や濃縮についての結果を報告する。



[1] Anal. Sci. 33, 239 (2017). J. Nucl. Sci. Technol., 54, 1163 (2017).

*Yuji Sasaki¹, Masashi Kaneko¹, Hideya Suzuki¹, Yasutoshi Ban¹,

¹Japan Atomic Energy Agency

SELECT プロセスにおける ADAAM 及び B-TONAADA 混合溶媒による Am 分離

Separation of Am by a mixed solvent of two extractants (ADAAM and B-TONAADA)

in the SELECT process

*鈴木 英哉, 下条 晃司郎, 中村 聡志, 江森 達也,

黒澤 達也, 柴田 光敦, 川崎 倫弘, 伴 康俊

日本原子力研究開発機構

SELECT プロセスにおけるマイナーアクチノイド(MA)分離の更なる効率化を目的として、2種類の抽出剤アルキルジアミドアミン(ADAAM)とニトリロ酢酸ジアセトアミド (B-TONAADA)の混合溶媒系による抽出試験を実施した。その結果、MA と希土類元素(RE)を含む水相中から、水相の酸濃度調整のみで、効率的にアメリシウム(Am)を分離する方法を見出した。

キーワード: マイナーアクチノイド、MA 分離、アメリシウム、SELECT プロセス、溶媒抽出、ADAAM、B-TONAADA

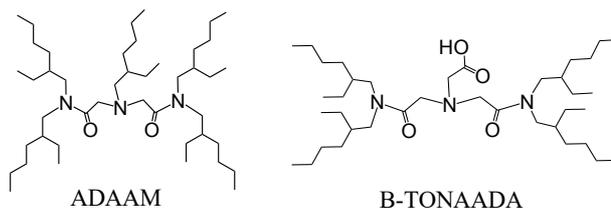


図1 抽出剤の構造

1. 緒言

現在、JAEA では分離変換技術の確立を目指し、溶媒抽出法による再処理、及び MA 分離の新技术「SELECT プロセス」(Solvent Extraction from Liquid-waste using Extractants of CHON-type for Transmutation)の研究開発を行っている。酸性溶液中で安定な 3 価陽イオンとなる MA と RE は、性質が似ているため MA/RE 分離は非常に困難であり、Am とキュリウム(Cm)の相互分離はさらに難しい。現行の SELECT プロセスでは、ヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA)で比較的良好な MA/RE 分離、また、ADAAM による Am/Cm 分離を達成したが、さらなる高効率化のための新規抽出剤開発を行っている。本研究では、酸性アミド型抽出剤 B-TONAADA と ADAAM (図 1)混合溶媒による抽出試験を実施した。

2. 実験

トレーサー量の ^{241}Am 、 ^{244}Cm 、 ^{152}Eu 、及び非放射性 RE を含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤を溶解したドデカン溶液(有機相)の等容量を振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相、及び有機相の α 線と γ 線をそれぞれ計測し、 ^{241}Am 、 ^{244}Cm 、 ^{152}Eu を定量した。一方、RE は ICP-MS、または ICP-AES を用いて濃度を測定し、分配比及び抽出率を求めた。

3. 結果・考察

ADAAM 及び B-TONAADA 混合溶媒による金属イオンの分配比と硝酸濃度の関係を図 2 に示す。1.5 M 硝酸では ADAAM により、Am と La ~Nd が抽出される。次に低硝酸濃度とすることで B-TONAADA の作用により Am のみを有機相中に残し、La~Nd が水相中に移行する(Am と Nd の分離係数 3.7)。加えて、Am は 0.1 M 硝酸で逆抽出できる。本結果から、抽出 1 回と逆抽出 2 回で効率的に Am を分離できることがわかり、SELECT プロセス効率化の可能性が示唆された。

*Hideya Suzuki, Kojiro Shimojo, Satoshi Nakamura, Tatsuya Emori,
Tatsuya Kurosawa, Mitsunobu Shibata, Tomohiro Kawasaki and Yasutoshi Ban.
Japan Atomic Energy Agency

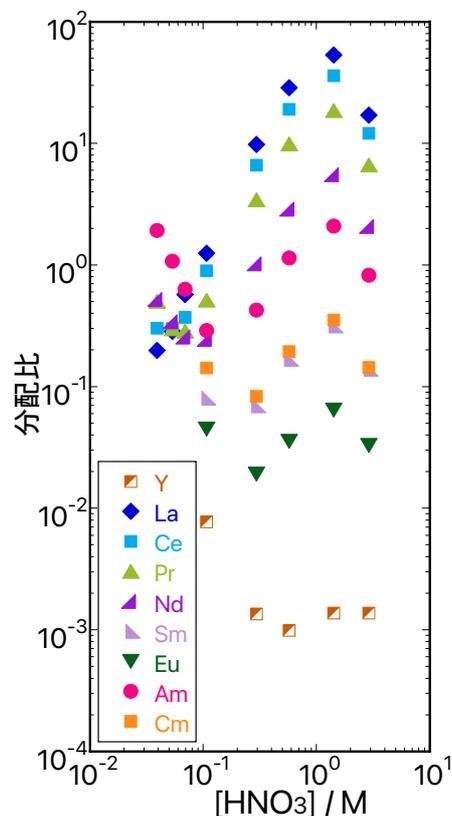


図2 ADAAM+B-TONAADA による分配比と硝酸濃度との関係

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

[1H11-13] Adsorption on Soil, Analytical Technique

Chair: Yuji Sasaki (JAEA)

Mon. Mar 13, 2023 4:10 PM - 5:00 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[1H11] Effect of Chemical Interaction of Carboxylic Acids on Cs(I) Adsorption Behavior onto Soil Minerals

*TAEYI NAM¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech)

4:10 PM - 4:25 PM

[1H12] Development of analytical method of ¹²⁹I and ³⁶Cl for radioactive rubbles

*Yuki Ohta¹, Kiyoko Kurosawa¹, Yoshiaki Motoki¹, Van-Khoai Do¹, Takahiro Furuse¹ (1. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1H13] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

*ZhuoRan Ma¹, Takaharu Tatsuno¹, Yoshiya Homma², Kenji Konashi², Tatsuya Suzuki¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM

Cs(I)土壌吸着挙動における各種カルボン酸の化学的相互作用の影響

Effect of Chemical Interaction of Carboxylic Acids on Cs(I) Adsorption Behavior onto Soil Minerals

*Nam Taeyi¹, 鷹尾 康一郎¹¹東工大ゼロカーボン研

植物から分泌され得る各種カルボン酸存在下における土壌鉱物(バーミキュライト, モンモリロナイト)に対するCs(I)吸着挙動について検討した。その結果Cs(I)吸着率はカルボン酸の添加により減少することが明らかとなった。また、¹³³Cs NMRを用いて水溶液中におけるCs(I)とカルボン酸の化学相互作用について検討した。

キーワード: 吸着挙動, Cs(I), バーミキュライト, モンモリロナイト, カルボン酸

1. 緒言 福島原発事故で飛散したCs(I)は福島に多く分布するバーミキュライトの四面体シートに強く吸着・固定される。一方、植物の分泌するカルボン酸等の酸性有機物の存在により土壌に吸着したCs(I)の溶出が促進されることが現象論的に報告されている[1]。しかし、各種カルボン酸とCs(I)にどのような相互作用が生じ、それが土壌鉱物へのCs(I)吸脱着挙動にどのような影響を及ぼすのかという点については明らかになっていない。本研究では、Cs(I)とカルボン酸の間に生じる化学的相互作用を解明し、土壌鉱物に対するCs(I)吸脱着挙動への影響を検証する。

2. 実験 100 ppmのCs⁺と0.1 Mの各種カルボン酸(oxalic acid, malic acid, aconitic acid, L-(+)-tartaric acid, L-lactic acid, fumaric acid, 図1)を含む水溶液にバーミキュライトもしくはモンモリロナイトを100 mgを加え、12時間振とうした。各試料の上澄み液中の残留Cs(I)濃度をICP-MSを用いて分析した。また、水溶液中におけるCs(I)と各種カルボン酸の相互作用について¹³³Cs NMRを用いて検討した。

3. 結果と考察 土壌鉱物(バーミキュライト, モンモリロナイト)を用いたCs(I)吸着率を図2に示す。吸着実験の結果、各種カルボン酸を加えることによって、バーミキュライト及びモンモリロナイトへのCs(I)吸着率が減少した。特にバーミキュライトにおいては明らかな減少効果が見られた。溶液のpHを2.5に揃えて同様に吸着実験を行ったところ、やはりCs(I)吸着率が減少する傾向が見られた。従って、Cs(I)吸着率に大きな影響を与えるのはH⁺ではなく各種カルボン酸イオンであると考えられる。以上の結果から、土壌中に存在するカルボン酸によって、土壌鉱物へのCs(I)吸着率が著しく影響を受けることを確認した。水溶液中でのCs(I)と各種有機酸の化学的相互作用について¹³³Cs NMRを用いて検討中である。

参考文献

[1] 小島ら, 「2:1型粘土鉱物に固定されたセシウムの植物による吸収」, 日本土壌肥科学雑誌, 第51巻第1号, 1980.

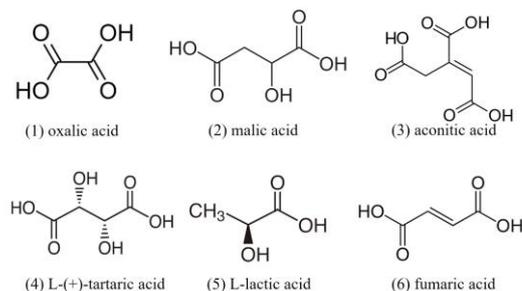
*Taeyi Nam¹, Koichiro Takao¹¹Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech

図1. 各種カルボン酸の構造式

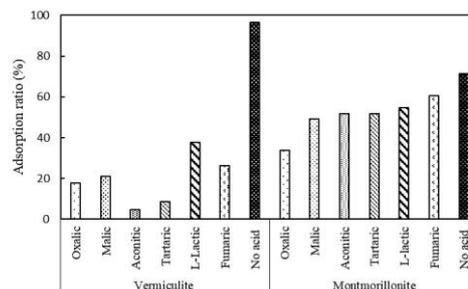


図2. 各種カルボン酸存在下におけるバーミキュライトとモンモリロナイトに対するCs(I)吸着率

放射性ガレキを対象とした ^{129}I と ^{36}Cl の分析手法の検討

Development of analytical method of ^{129}I and ^{36}Cl for radioactive rubbles

*太田 祐貴¹, 黒澤 きよ子¹, 元木 良明¹, Do Van-Khoai¹, 古瀬 貴広¹

¹ 日本原子力研究開発機構 (JAEA)

本発表では、福島第一原子力発電所由来の放射性ガレキに対する ^{129}I と ^{36}Cl 分析手法として、I と Cl の逐次的な化学分離とタンデム型誘導結合プラズマ質量分析計 (ICP-MS/MS) による ^{129}I の分析及び液体シンチレーションカウンタ (LSC) による ^{36}Cl の分析を組み合わせた手法を検討した結果について報告する。

キーワード: ^{129}I , ^{36}Cl , ICP-MS/MS, LSC, 固相抽出

1. 緒言

ハロゲン核種である ^{129}I と ^{36}Cl について、 ^{36}Cl に比べてスペクトル干渉の影響が少なく、イオン化効率の高い ^{129}I は、ICP-MS/MS における干渉低減技術の発展により簡易な前処理での高感度分析が可能となった。一方 ^{36}Cl は従来の β 線計測が一般的であり煩雑な前処理が必要である。そこで本研究では、化学的性質の類似する両核種の試料マトリクスからの粗分離を共通化し、その後の分離・精製を各測定手段に適した形で逐次的に行うことで、全体としての前処理の合理化を検討した。本発表では、代表的な試料性状としてコンクリートを用いて、逐次的な ^{129}I と ^{36}Cl の化学分離と ICP-MS/MS (^{129}I) 及び LSC (^{36}Cl) を組み合わせた簡易な分析手法を検討した結果について報告する。

2. 実験

分析試料として 1 g の非放射性コンクリートを Na_2CO_3 によりアルカリ融解処理したものを使用した。初めに鉄共沈法により LSC 測定で妨害となる核種を沈殿・除去した後、 NaHSO_3 により IO_3^- を I^- へ還元する。その後、 AgNO_3 によるハロゲン化銀沈殿の NH_4OH 又は $(\text{NH}_4)_2\text{S}_2\text{O}_3$ に対する Cl と I の溶解度の違いを利用した分離、陰イオン交換樹脂又は Triskem 製 CL レジンをを用いた固相抽出を組み合わせることで、逐次的にヨウ素と塩素を分離・精製する分析フローを検討した。I と Cl の回収率の評価は ICP-MS/MS 及びイオンクロマトグラフ装置により行い、方法検出下限の評価は ^{129}I に対して ICP-MS/MS、 ^{36}Cl に対して LSC で実施した。本発表では、検討した以下 3 つの手順について放射性ガレキ分析への適用性を評価した結果を報告する。

① 沈殿分離と陰イオン交換樹脂の組み合わせによる分離・精製

ハロゲン化銀を試料溶液から沈殿させて試料マトリクスを分離し、5% NH_4OH で AgCl のみを溶解・分離する。Cl フラクシオンは 5% NH_4OH を満たした NO_3^- 型陰イオン交換樹脂に通液し、0.2 M NH_4NO_3 / 0.6 M NH_4OH 混合溶液で溶離する^[1]。I フラクシオンは 0.1 M $(\text{NH}_4)_2\text{S}_2\text{O}_3$ で溶解し、共存する Ag を $(\text{NH}_4)_2\text{S}_n$ で沈殿除去する。

② 陰イオン交換樹脂による分離・精製

ハロゲン化銀を試料溶液から沈殿させて試料マトリクスを分離し、0.1 M $(\text{NH}_4)_2\text{S}_2\text{O}_3$ に溶解した後で陰イオン交換樹脂へ通液する。Cl 及び I を NH_4NO_3 / NH_4OH / $(\text{NH}_4)_2\text{S}_2\text{O}_3$ 混合溶液の濃度を変えることで溶離する。

③ CL レジンによる分離・精製

試料溶液を 1 M H_2SO_4 組成としてから CL レジンに通液し、Cl を 0.1 M NH_4SCN 、I を 0.35 M 相当の $(\text{NH}_4)_2\text{S}_n$ で溶離した。

参考文献

[1] Xiaolin Hou et al., *Anal. Chem.* **79** 3126-3134 (2007).

*Yuki Ohta¹, Kiyoko Kurosawa¹, Yoshiaki Motoki¹, Van-Khoai Do¹ and Takahiro Furuse¹ ¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

本件は、令和 4 年度「廃炉・汚染水・処理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 (簡易・迅速化された分析技術を用いた標準的な分析法の検討))」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(17) Comparison of the powderization effect of non-equilibrium plasma oxidation and thermochemical oxidation powders of uranium dioxide solids for actinide analysis

*ZhuoRan Ma¹, Takaharu Tatsuno¹, Yoshiya Homma², Konashi Kenji², Tatsuya Suzuki¹

1. Naga-oka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ.

Abstract

A non-equilibrium plasma oxidation device was developed to verify the powderization of uranium dioxide solids and to compare the results with thermochemical oxidation. For the results of the plasma oxidation experiment, Uranium dioxide solid (42mg) can be partly converted to powder by plasma oxidation (6.5h, O₂:0.4 L/min) with a low temperature (less than 200°C). Small uneven bumps of 1 μm or less appears on the surface of powders produced by oxidation using non-equilibrium plasma.

Keywords: nuclear fuel debris, non-equilibrium plasma oxidation, voloxidation,

1. Introduction

The amounts of actinide and isotope ratios of actinides in the nuclear fuel debris from the Fukushima accident are required to be known for the determination of the plan of the treatment and disposal of nuclear fuel debris. For these analyses, the dissolution of debris, and the nuclide separation are necessary^[1].

Thermal oxidation can lead to the powderization of solid uranium dioxide and the volatilization of volatile radioactive materials. It is desirable to cause oxidation reactions under the milder conditions possible for analysis. We therefore developed a non-equilibrium plasma oxidation device to verify the powderization of uranium dioxide solid under lower temperature condition and to compare the results with thermochemical oxidation.

2. Experiment method and results

The heating and oxidation experiment of uranium oxide solid was carried out by using electric furnace and plasma oxidation device. As results of the plasma oxidation experiment, the powderization of uranium dioxide solid was confirmed, and that uranium dioxide was converted to triuranium octoxide by XRD. We found that the particle size distribution is obeyed the logarithmic normal distribution with $30.32 \pm 20.07 \mu\text{m}$. From results of SEM observation, the very small uneven bumps of 1 μm or less appears on the surface of powders produced by oxidation using non-equilibrium plasmas was observed, therefore, the increasing the surface area required for dissolution or chemical conversion to soluble compounds can be expected.

3. Conclusion

As a conclusion, a oxidation reactor using non-equilibrium plasma was developed and the feasibility of the powderization of solid Uranium Dioxide material was possible with a lower temperature(less than 200°C) compared to the thermochemical oxidation (600°C).

This work is financially supported by the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (through concentrating wisdom) from the Japan Atomic Energy Agency / Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.

References

[1] Toru K., et al. 2016, J Nucl Sci Technol, 53:10, 1639-1646

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

[1I01-03] Vitrification 1

Chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC)

Mon. Mar 13, 2023 10:00 AM - 10:50 AM Room I (13 Bldg.1F 1313)

[1I01] Elucidation of fine alloy behavior in molten glass

*Koya Yamazaki¹, Naoki Tarumi¹, Isamu Sato¹, Haruka Tada², Haruaki Matsuura¹ (1. Tokyo City University, 2. IHI Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] Evaluation of oxygen partial pressure dependence of oxidation and evaporation behavior of insoluble residues (noble metal precipitation) in high-level radioactive waste

*Yuki Oiwa¹, Isamu Sato¹, Haruaki Matsuura¹, Koya Yamazaki¹, Naoki Tarumi¹, Sayaka Chiba¹, Haruka Tada² (1. TCU, 2. IHI)

10:15 AM - 10:30 AM

[1I03] Evaluation of nitric acid dissolution behavior of insoluble residue simulated alloys

*Sayaka Chiba¹, Koya Yamazaki¹, Haruaki Matsuura¹, Isamu Sato¹, Haruka Tada² (1. TCU, 2. IHI)

10:30 AM - 10:45 AM

溶融ガラス中 Fine 合金の挙動解明

Elucidation of fine alloy behavior in molten glass

*山崎 晃也¹, 樽見 直樹¹, 佐藤 勇¹, 多田 晴香², 松浦 治明¹

¹ 東京都市大学, ² 株式会社 IHI

抄録 高レベル放射性廃液に含まれるファイン合金 (Mo-Ru-Rh-Pd-Tc) のガラス溶融下での蒸発挙動解明に資する情報を得るため、ガラスとファイン合金に含まれる金属粉末を用いて混合溶融させた試料を作製し、局所構造を複数の元素の X 線吸収端に着目することにより多角的に評価した。

キーワード: ファイン, モリブデン, ルテニウム, 白金族元素, 広域 X 線吸収微細構造

1. 緒言

ホウケイ酸ガラスと 3 種の廃液 (高レベル濃縮廃液・不溶解残渣廃液・アルカリ濃縮廃液) を硝酸で溶解した溶液を混合させてガラス固化体を作成している。今後、燃料の仕様・照射条件の変化に伴う廃液組成等の変化が予測されるため、これに向けたガラス固化体製造プロセスには柔軟な対応が必要な可能性がある。ガラス固化体に生じると考えられる影響としては、モリブデン酸塩と関係したイエローフェーズの発生、Ru、の蒸発挙動等があげられる [1]。しかしホウケイ酸ガラス、廃液及び白金族合金を加熱した際の Mo、Ru、Rh 及び Pd 原子の局所構造に関する知見は多くない。そこで合金を加熱した際に化学変化が著しかった Mo と Ru に着目して、白金族合金が廃液及びガラスと加熱した際の原子の局所構造を明らかにすることにより、合金の酸化蒸発挙動の把握のため、大気中での加熱処理を行い、合金の構造変化に関する知見を得ることを試みた。

2. 実験

白金族合金組成は予備検討から決定した。合金作製では混合粉を圧粉体とし、アーク溶解法 (Ar 雰囲気) にて合金化、エポキシ樹脂に埋め込み研磨した。以下 Mo:10,Ru:65,Rh:10,Pd:10 wt% の組成比の合金試料を ArcA と示す。これら試料は高エネルギー加速器研究機構、PF、BL27B にて Mo および Ru-K 吸収端について、あいちシンクロトロン光センター、BL11S2 にて Rh および Pd-K 吸収端について SSD 検出器を用いた蛍光法による EXAFS 測定を実施した。また、合金、ガラス及び廃液成分乾燥物の加熱試験は、アルミナ製のボートをを使用して中心部に合金粉末と廃液成分乾燥物の比率を 1:2 になるように秤量し、ガラスビーズで覆いかぶせるように保持し、真空加熱炉を用いて空気雰囲気、昇温速度 10°C/min、1150°C、等温時間 3 時間の条件にて供されたものである。作製した試料のガラス化が成功しているかの確認として加熱前後の試料に対してバルク状態で同ビームライン及び条件にて EXAFS 測定に供した。

3. 結果と考察

ガラス、合金及び廃液成分乾燥物の加熱試料の Mo 及び Ru-K 端 EXAFS 測定の結果を図 1 及び図 2 に示す。図 1 より廃液成分の有無にかかわらず、ガラスと溶融した合金の第一近傍構造は Na_2MoO_4 と比較的似ている。一方で、第二近傍の相関は廃液成分を含む場合、原子間距離が短くなる傾向が見られた。加熱したことにより合金の表面にある Mo が蒸発していき、合金内にある他の元素もしくは廃液に含まれる元素と入れ替わったため、第二近傍の原子間距離が近くなったと考えられる。

図 2 よりガラスと廃液成分乾燥物で溶融した合金は RuO_2 と近傍構造が似ており、酸化物に近い構造をとっていることが観察できた。一方廃液成分がない場合は Ru 金属と RuO_2 の酸化物が共存した構造になっていることが確認できた。ガラスのみでは反応はしにくい、廃液成分共存下でガラスとの反応が促進されたものと推察される。

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業 (JPJ010599)」の成果の一部である。

参考文献

[1] 岡本芳浩他 放射光 2018 Vol.31 No.4 p276

*Koya Yamazaki¹, Naoki Tarumi¹, Isamu Sato¹, Haruka Tada² and Haruaki Matsuura¹

¹Tokyo City Univ., ²IHI Corporation.

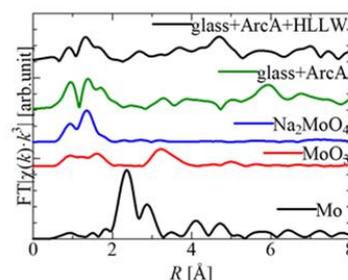


図 1 ガラス、合金及び廃液と加熱した Mo の近傍 EXAFS 構造関数

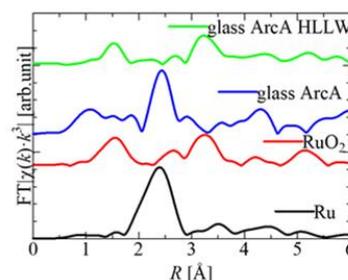


図 2 ガラス、合金及び廃液と加熱した Ru の近傍 EXAFS 構造関数

高レベル放射性廃棄物中の不溶解残渣 (白金族合金)における酸化・蒸発挙動の酸素分圧依存性評価

Evaluation of oxygen partial pressure dependence of oxidation and evaporation behavior of insoluble residues (noble metal precipitation) in high-level radioactive waste

*大岩 祐毅¹, 佐藤 勇¹, 松浦 治明¹, 山崎 晃也¹, 樽見 直樹¹, 千葉 紗香¹, 多田 晴香²
¹東京都市大学, ²株式会社 IHI

高レベル放射性廃棄物に含まれる白金族合金は、ガラス溶融炉内において、炉底へ沈殿・堆積する等の影響を与える。そこで、白金族合金の模擬試料を作製し、その酸化・蒸発挙動について熱分析を用いた評価を行い、加熱時の Mo の移行挙動について検討した。

キーワード：白金族合金, Mo, 酸化, 蒸発, TG-DTA, 酸素分圧, 反応速度論

1. 緒言

使用済核燃料は再処理され、一部が高レベル放射性廃棄物としてガラス固化され地層処分に供される。再処理溶解工程において硝酸を利用して使用済燃料を溶かす際に、廃液に溶け残る不溶解残渣には白金族合金 (Mo, Ru, Rh, Pd 及び Tc) が含まれている[1]。白金族合金は溶融炉内で底部へ堆積することで流下ノズル閉塞など、ガラス固化プロセスに様々な影響を与える可能性がある。そこで、本研究では合金の酸化・蒸発挙動を速度論的に検討するために、模擬白金族合金を作製した。合金中の Mo、Ru の挙動について検討した。

2. 実験方法

核種崩壊生成コード ORIGEN2 計算や照射後試験結果を参考し、組成を複数設定し、Mo、Ru、Rh、及び Pd の粉末試薬から混合粉を得た。本試験では Mo の組成を主なパラメータとして、15wt%、20wt%及び 40wt%の 3 試料を準備した。作製した混合粉はプレス成型にて圧粉体に形成し、アーク溶解法にて溶融し、合金(ボタン状)を作製した。合金を樹脂に埋め込み、低速カッターを用いて厚さ 約 1mm の板状試料を作製した。板状試料を切り出して残った試料についてはステンレス製粉碎容器に $\phi 10$ mm ステンレス製ボールを入れた遊星ボールミルを用い、500rpm にて、10 分間の粉碎を行い、粉末状に加工した。

熱重量・示差熱同時測定 (TG-DTA) 装置の雰囲気酸素分圧を Ar 割合により空気雰囲気の 1/3 に調節し、加熱試験を実施し、合金の酸化・蒸発速度の酸素分圧依存性を評価した。また、温度による重量変化量をより詳細に測定するため、既往の研究より昇温速度を 10°C/min から 5°C/min に減じて加熱試験を実施した。加熱後合金断面の冶金学的観察と酸化量 (酸化被膜厚さや重量増加) をより詳細に評価することにより、合金の酸化・蒸発特性を吟味した。

3. 結果と考察

粉末状試料に対して、900°C で 2 時間保持した TG 曲線を図 1 に示す。Mo15wt% は 700°C 付近から重量増加し、900°C 保持時は放物線的に重量増加を示す。Mo20wt% 以上の場合において、MoO₃ の融点である 795°C 以上から重量減少が発生し、試料の組成の相違が TG 曲線の変化に関与していると考えられる。その後、900°C 保持時においても Mo の酸化・蒸発は試料の組成割合に応じて進行し、Mo40wt% では Mo の蒸発が重量変化に大きな寄与を示す一方、Mo20wt% では Ru の酸化が同時に起こるため、重量は増加するものと考えられる。また、Mo の割合が増加するに従い、重量変化における酸素分圧依存性の感度は低下することが分かった。

また、板状試料に対しての加熱試験においては、重量の増加幅が粉末状試料と比較し、小さくなった。これは、板状試料では内部まで酸化が進行しないためであると考えられる。加熱後の板状試料を切断し、その断面を観察したところ、各試料の元素に分布に偏りは見られず、Mo15wt%、20wt% では加熱前の組成と比較し、大きな変化は見られなかった。しかし、Mo40wt% では加熱前と比較し、Mo の組成割合が大幅に低下していた。他方、既往の研究[2]において、Mo40wt% では表層付近においてのみ、著しく Mo の組成割合が低下していた。

これらのことから、合金中の Mo、Ru の酸化蒸発速度は組成割合や温度だけでなく、昇温速度や酸素分圧にも関連していることが示された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業(JPJ010599)」の成果の一部である。

参考文献

[1] Isao Yamagishi "CHEMICAL COMPOSITION OF INSOLUBLE RESIDUE GENERATED AT THE ROKKASHO REPROCESSING PLANT", Global 2015, in proc. Paris, France, September 20-24, 2015.

[2] Seishiro Tanaka "Kinetics on oxidation/evaporation behavior of insoluble residues (noble metal precipitation) in high-level radioactive waste", Tokyo City Univ., in proc. Tokyo, Japan, February 24, 2022

*Yuki Oiwa¹, Isamu Sato¹, Haruaki Matsuura¹, Koya Yamazaki¹, Naoki Tarumi¹, Sayaka Chiba¹ and Haruka Tada²

¹Tokyo City Univ., ²IHI Corporation

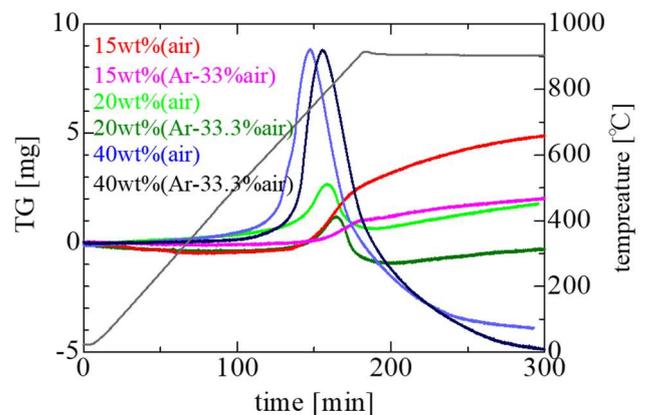


図 1 粉末状合金 (3 組成) に対する TG 曲線 (昇温 +900°C × 2h)

不溶解残渣模擬合金の硝酸溶解挙動評価

Evaluation of nitric acid dissolution behavior of insoluble residue simulated alloys

*千葉 紗香¹, 山崎 晃也¹, 松浦 治明¹, 佐藤 勇¹, 多田 晴香²

¹ 東京都市大学, ² 株式会社 IHI

不溶解残渣中の白金族合金の硝酸への溶解挙動を検討するため、白金族合金を構成する成分のうち、特に最も硝酸に溶解しやすい Mo 及び合金と同様の結晶構造を持つとされる Ru に着目した。金属 Mo および Ru 単体粉末、アーク溶解後破砕した模擬合金をそれぞれ硝酸へ溶解し、不溶解物及び上澄み溶解液に対して各種定性定量分析を行った。

キーワード：不溶解残渣, XRD, EXAFS, XANES

1. 緒言

高レベル廃液内に含まれる不溶解残渣廃液には Ru-Rh-Pd-Mo-Tc の合金が存在している[1]。この合金は燃料燃焼度の変化に伴い組成が変動すると考えられているが、それに伴う高レベル廃液中での溶解挙動については未だ解明されていない。不溶解残渣中の合金はガラス熔融炉内でプロセス制御に悪影響を及ぼす可能性があるため、その評価を行うためにも前段階である溶解工程での白金族合金（特に問題視されているうへ化学的挙動のわかりにくい Ru）の溶解挙動を解明しておく必要がある。そこで本研究では Mo、Ru 及び Ru-Rh-Pd-Mo の 4 元系の模擬合金を種々の濃度の硝酸に溶解し、それぞれの挙動を比較することで白金族合金の溶解挙動を解明することを目的として試験を行った。

2. 実験

ビーカーに攪拌子及び試薬を入れ硝酸を注ぎ、スターラーを用いて攪拌しながら 240 時間溶解試験を行った。なお試験は 1.0 M、1.5 M に調整した硝酸 50 ml に対し Mo 金属粉末各 1.0 g を添加し、7.0 M に調整した硝酸 25 ml に対し Ru 金属粉末及び模擬合金粉末各 0.5 g を添加した計 4 条件実施した。その後、240 時間経過時に採取した上澄み溶解液に対し各種定性定量分析を、風乾させた不溶解物に対し各種定量分析を行った。

3. 結果・考察

ICP-OES 及び原子吸光光度法により試験終了時の上澄み溶解液内 Mo、Ru 濃度をそれぞれ測定し、全溶解に対する割合を求めた。また ICP-OES の結果より求めた Mo の溶解濃度割合を図 1 にまとめた。図 1 より、硝酸濃度 1.0M に Mo 単体を溶解させた場合は平衡状態に達するのに 150 時間程要したが、硝酸濃度 1.5M に Mo を溶解させた場合及び、硝酸濃度 7.0M に合金を溶解させた場合は 36 時間程度で平衡状態となっていた。試験終了時の 240 時間時点での溶解割合から、硝酸 7M で溶解させた合金は含有する Mo の 10 % ほどしか解けない結果であり、Mo の単体金属である粉末と比べて明らかに低い量しか溶解しなかった。また、Mo 単体も硝酸溶液の濃度で傾向が異なり、硝酸濃度 1.5M ではほぼ全量溶解したが、1M では時間経過とともに Mo の溶解量が低下し、一度溶解した Mo が再析出している傾向が得られた。

サンプルの外観や不溶解物の分析結果によると、Mo 単体では、硝酸溶液の濃度にかかわらず不溶解物が酸化物として確認され、硝酸溶液 1.0 M の場合には色の異なる沈殿物の発生がみられた。こと一方で、合金では溶解の前後で顕著な変化が見られなかったことから合金として存在することで Mo の溶解度が低下していると推測される。これは、合金の結晶構造が Ru と同様の六方最密構造の中に他元素が入りこんでいる入れ子状であるため硝酸に溶けにくくなっているためだと考えられる。合金の Mo 近傍局所構造が溶解前後で変化していないことから Mo が元の構造から抜けだしていないことが伺える。

また、Ru 単体と合金の溶解試験の結果を、原子吸光分析の結果より求めた Ru の濃度と溶解割合を表 1 にまとめた。表 1 より Ru の溶解濃度割合は Ru 金属粉末が 0.05% ほど、合金の場合含有する Ru の 0.15 % ほどであることが確認できた。すなわち、Ru はほとんど溶解しないが、合金に含まれると単体よりわずかに溶解度が上昇することが判明した。その原因については試験回数を増やす等、今後考察を進める予定である。

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である

参考文献

[1] 塚田毅志 「PUREX 再処理条件下における高燃焼度 UO₂ 燃料及び MOX 燃料溶解特性」 電力中央研究所報告書 T97082

* Sayaka Chiba¹, Koya Yamazaki¹, Haruaki Matsuura¹, Isamu Sato¹ and Haruka Tada²

¹ Tokyo City Univ., ² IHI Corporation

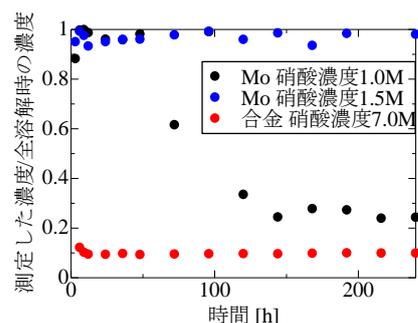


図 1 全溶解に対する Mo 溶解濃度割合

表 2 Ru 濃度と全溶解に対する溶解濃度割合

	Ru	合金
濃度 [ppm]	11.3	17.7
測定した濃度/ 全溶解時の濃度	0.00057	0.00161

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

[1I04-07] Vitrification 2

Chair: Tetsuji Yano (Tokyo Tech)

Mon. Mar 13, 2023 10:50 AM - 11:55 AM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[1I04] MoO₃ solubility and durability of simulated radioactive waste glass containing V₂O₅

*Minako Nagata¹, Toshiaki Ohira¹, Toru Sugawara¹ (1. Akita University, Graduate School of Engineering Science)

10:50 AM - 11:05 AM

[1I05] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

*Seima Suzuki¹, Hikaru Ohtaka¹, Yasufumi Usui², Yoshin Morigaki², Ryosuke Ito² (1. JAEA, 2. IHI)

11:05 AM - 11:20 AM

[1I06] Investigation of chemical state of uranium contained in borosilicate glass

*Nanako Katsuoka¹, Takayuki Nagai¹, Yoshihiro Okamoto¹, Takehiko Inose², Daisuke Akiyama³, Akira Kirishima³, Nobuaki Sato³ (1. JAEA, 2. Inspection Development, 3. Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[1I07] Effect of metal-supported catalyst on the hydrothermal decomposition of solvent degradation products in reprocessing process

*Mayu Shimosawa¹, Tatsuya Horimai², Kiyoshi Anzai², Norio Kanehira², Tetsuo Honma¹ (1. NIT Hachinohe College, 2. JNFL)

11:35 AM - 11:50 AM

V₂O₅ を含む模擬放射性廃棄物ガラスの MoO₃ 溶解度と耐水性

MoO₃ solubility and durability of simulated radioactive waste glass containing V₂O₅

*永田 峰奈子¹, 菅原 透¹, 大平 俊明¹

¹秋田大学大学院 理工学研究科

ガラス固化体を安全に地層処分するために、分相を抑制する高い MoO₃ 溶解度と耐水性を両立するガラスが必要である。本研究では V₂O₅ の添加がガラス固化体の MoO₃ 溶解度と耐水性に与える影響を検討した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，ガラス固化体，モリブデン，分相，耐水性試験

1. 緒言

高レベル廃液に含まれている核分裂生成物のモリブデンはケイ酸塩ガラスに対する溶解度が低いため、廃液の充填率が高くなるにつれてガラス固化体中で分相しやすくなる。ガラス固化体を安全に地層処分するためには、分相を抑制する高い MoO₃ 溶解度と耐水性を両立するガラスが必要である。これまでに 6 成分系 (SiO₂-B₂O₃-Al₂O₃-CaO-Na₂O-MoO₃) に V₂O₅ を添加することでガラス中の CaMoO₃ の結晶化が抑制され、また耐水性も向上することが報告されている¹⁾。本研究では日本で使用が想定されている 8 成分系 (SiO₂-B₂O₃-Al₂O₃-ZnO-CaO-Na₂O-Li₂O-MoO₃) のガラス組成に V₂O₅ を添加した時の分相抑制効果と耐水性を調べた。

2. 実験方法

基本組成 (19A2) を 45.77 SiO₂-17.71 B₂O₃-2.73 Al₂O₃-2.05 ZnO-18.43 Na₂O-7.18 Li₂O-6.14 CaO (mol%) とし、V₂O₅ を添加した組成 (21E)、V₂O₅ を添加、B₂O₃ を増加した組成 (21E2) に対して相平衡実験を行なった。各酸化物を所定の組成となるように秤量し、それぞれに MoO₃ を 13mol% 添加して混合した。白金ルツボに入れた試料を 1200°C または 1000°C で 24 時間保持したのち取り出して急冷し、EPMA, XRF, ICP-AES で分析した。耐水性試験は 19A2, 21E, 21E2 および模擬ビーズに MoO₃ を 2 mol% 添加したガラスに対して行なった。超純水を pH9 に調整し 90°C に昇温した後、粒径 40~75 μm のガラス粉末を投入し、2,4,6,8,24,30,48 時間後に浸出液を採取した。

3. 結果と考察

相平衡実験後に試料を急冷すると、ケイ酸塩メルトは白色ガラス、モリブデン酸塩メルトは沈殿物として確認でき、全ての試料でケイ酸塩メルトとモリブデン酸塩メルトの分相を生じた。EPMA によるガラスの表面観察では、高温下でケイ酸塩メルトに溶解していたモリブデンが冷却時に再分相したことで生じた球状粒子が

確認された。21E2 では 1200°C、1000°C 共に基本組成 (19A2) の約 1.5 倍の MoO₃ 溶解度が得られ、モリブデン酸塩メルト量の減少も確認された。V₂O₅ 添加ガラスではガラス中の Na イオンが VO₄ ユニットに対して MoO₄²⁻ よりも優先的に配位し、Na₂MoO₄ が抑制されたと考えられる²⁾。今後、耐水性試験を行なったガラスについて、ICP-AES を用いた浸出液の測定と熱力学的評価を行う予定である。

Table 1. Results of MoO₃ solubility in silicate melt and mass balance calculation

Sample	Temperature(°C)	MoO ₃ in silicate melt (wt%)
19A2	1200	9.59
21E		11.93
21E2		17.41
19A2	1000	5.78
21E2		9.58

参考文献

[1] Lian et al. (2020) *Mater. Res. Express* 7, 045201, [2] Suzuki et al. (2018) *Phys. Chem. Glasses B*, 59, 181-192,

*Minako Nagata¹, Toru Sugawara¹ and Toshiaki Ohira¹

¹Graduate School of Engineering Science, Akita University

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の 固化安定化に向けた取り組み

（7）運転経過に伴う流下ノズルの傾きと対策

Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(7) Investigation and improvement of deformation on drain nozzle of TVF glass melter

*鈴木 晟眞¹, 大高 光¹, 薄井康史², 森垣 養真², 伊藤 亮輔²

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 株式会社 IHI

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液（HAW）のガラス固化処理運転中にガラス溶融炉に漏れ電流が流れ、ガラス流下が自動停止する事象が発生した。本事象について発生に至るメカニズムを評価し、これを防止する対策を採用することでガラス固化処理運転の再開を図った。

キーワード： TVF, ガラス溶融炉, ガラス固化, 流下ノズル

1. 緒言

TVF では、東海再処理施設に保有する HAW を早期に固化安定化する取り組みを進めている。このため、ガラス固化処理運転中に発生した事象のメカニズムを把握し、適切な対策を施す必要がある。本報では、溶融炉の流下ノズル加熱電源系統における漏れ電流の発生について、定常解析、画像解析等により評価したメカニズム及び対策等を紹介する。

2. 流下ノズルの傾きとメカニズムの評価

運転停止後に流下ノズル付近を観察した結果、流下ノズルに傾きが見られ、ノズル先端が加熱コイルに近接していることを確認した。このため、ガラス流下時の熱膨張によって流下ノズルが加熱コイルに接触したと推定され、これが漏れ電流の発生原因と判断した。流下ノズルが傾くメカニズムを評価するため、ノズルが設置されたインナーケーシングを定常解析した結果、ケーシング構造の非対称性及び運転時の加熱・冷却に起因する塑性ひずみにより流下ノズルの傾きが発生することが分かった【図】。また、ガラス流下を監視するカメラ画像を解析し、ノズルと加熱コイルの位置関係の推移を運転データから確認した結果、運転経過に伴ってノズルの傾きに進展（流下 100 回あたり約 1mm）が認められた。さらに、定常解析モデルを用いて流下前の加熱から流下後の冷却を繰り返した非定常解析を行った結果、画像解析と一致した方向にノズルの傾きが進展するものの、傾きが収束（流下 1 回あたり約 0.013mm）することを確認した。

3. 対策

流下ノズルの傾きは、取り付け部分の非対称性の構造から流下操作に伴う加熱及び冷却の繰り返しにより傾きが進展することが分かった。そこで、ノズルと加熱コイルの接触を防止するクリアランスを確保するため、内径を 10mm 拡大した加熱コイルを採用し、ガラス固化処理運転の再開を果たした。

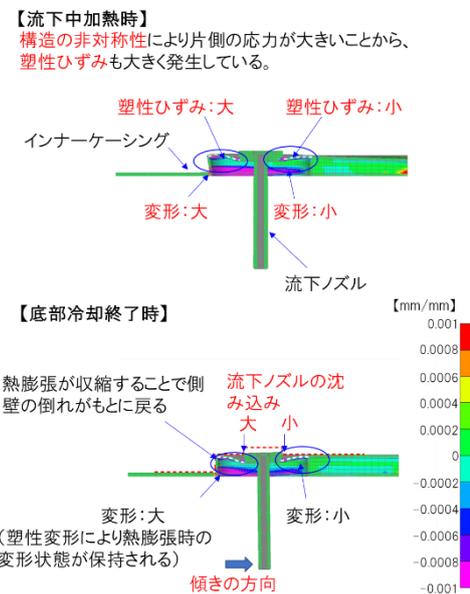


図 インナーケーシングの定常解析結果

*Seima Suzuki¹, Hikaru Ohtaka¹, Yasufumi Usui², Yoshin Morigaki² and Ryosuke Ito²

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² IHI Corporation

ホウケイ酸ガラスに含まれるウランの化学状態評価

Investigation of chemical state of uranium contained in borosilicate glass

*勝岡菜々子¹, 永井崇之¹, 岡本芳浩¹, 猪瀬毅彦², 秋山大輔³, 桐島 陽³, 佐藤修彰³

¹原子力機構, ²検査開発, ³東北大学

固化用ガラス原料を参考に異なる組成のホウケイ酸ガラス粉末を調製してガラス状態を確認後, ガラス粉末にウラン化合物を添加溶解してウラン含有ガラスを作製し, ウラン化学状態を XAFS 測定により評価した.

キーワード: ガラス固化, ホウケイ酸ガラス, ウラン, XRD, ラマン分光, XAFS

1. 緒言 我が国は, 高レベル放射性廃液 (HAW) をホウケイ酸ガラス原料と混合溶解してガラス固化体を製造し, 地層処分することを計画している. 我々は, HAW にウラン(U)が含まれることを想定し, ガラス中の U 化学状態等の評価を進めている^[1]. 現行ガラス原料組成の CaO や ZnO は, 融点降下や分相抑制の目的で添加されるが, Na₂O 濃度が低い場合 ZnO 由来の分相が観察される^[2]. 本研究は, CaO/ZnO が U 化学状態へ与える影響を確認するため, 組成の異なるガラス粉末から作製した U 含有ガラスを XAFS 測定で評価した.

2. 実験 ガラス原料は, Na₂O を含む現行ガラス原料 N10-798^[2]を基準に, CaO を ZnO で代替した Ca-free, ZnO を CaO で代替した Zn-free の 3 組成であり, SiO₂, H₃BO₃, Al₂O₃, CaCO₃, ZnO, Li₂CO₃, Na₂CO₃ の混合粉を Al₂O₃ ルツボで 1150°C 溶解後に粉碎した. ガラス原料は XRD で結晶状態を確認し, 組成による Si-O 構造の違いをラマン分光や XAFS で観察した. U 化合物は, U₃O₈ と NaNO₃ を 750°C で合成した Na₂U₂O₇ を用いた.

U 含有ガラスは, ガラス原料粉末 N10-798, Ca-free, Zn-free へ UO₃ 換算 2wt% の Na₂U₂O₇ を添加して黒鉛パンに装荷し, 石英製反応管内で Ar ガス又は Ar-10vol.%H₂ 混合ガスを掃気しながら 1150°C 溶解した. Ar ガス掃気で作製した U 含有ガラスは N10-798 と Ca-free が黄色を呈し, Zn-free が若干緑色を呈した (Fig.1). Ar-H₂ 混合ガス掃気で作製した U 含有ガラスはいずれも青緑色を呈した. これら U 含有ガラスの U の L₃ 吸収端を XAFS 測定した結果 (Fig.2), Ar ガス掃気で作製した U 含有ガラスは 5 価と 6 価の U が混在し, Zn-free のみ 5 価の割合が高く, Ar-H₂ 混合ガス掃気では U が H₂ で還元されいずれも 4 価であり, 原料組成による U 化学状態への影響として Zn-free のみ異なることを確認した. また, N10-798 と Ca-free の U 含有ガラスの Zn の K 吸収端 XANES スペクトルを比較すると 2 本の分裂ピークの高さが両者で異なり, ガラス原料のラマンスペクトルと Si の K 吸収端 XANES スペクトルを比較すると ZnO を多く含む Ca-free のみが異なることを観察した.

3. 結論 現行ガラス原料 N10-798 を基準に U 含有ガラスを作製し, ガラス原料組成による U 原子価への顕著な変化は認められなかったが, N10-798 に含まれる ZnO がガラス構造へ影響する可能性がある.

参考文献 [1] 永井,他, 2021 年度「物質・デバイス領域共同研究拠点」研究成果・活動報告書, 20211100.
[2] R.Motokawa, et al., J. Non-Crystalline Solids, 578 (2022) 121352.

本報は, 物質・デバイス領域共同研究拠点における共同研究課題 20221047 による成果を含むものであり, 放射光 XAFS 測定は, KEK-PF 放射光共同利用実験課題 2021G600 により実施した.

*Nanako Katsuoka¹, Takayuki Nagai¹, Yoshihiro Okamoto¹, Takehiko Inose², Daisuke Akiyama³, Akira Kirishima³, Nobuaki Sato³
¹Japan Atomic Energy Agency, ²Inspection Development Company Ltd., ³Tohoku University



Fig.1 Ar ガス掃気で作製した U 含有ガラス

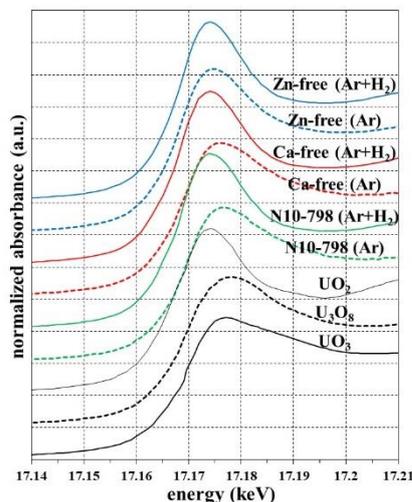


Fig.2 U 含有ガラスの U の L₃ 吸収端 XANES スペクトル

再処理工程から生じる溶媒劣化物の高圧熱水処理に対する金属担持触媒の影響

Effect of metal-supported catalyst on the hydrothermal decomposition of solvent degradation products in reprocessing process

*下沢 舞優¹, 堀米 達哉², 安齋 喜代志², 兼平 憲男², 本間 哲雄¹

¹八戸工業高等専門学校, ²日本原燃株式会社

再処理工程で生じる溶媒劣化物リン酸ジブチル(DBP)のアルカリ廃液中における処理方法として、高圧熱水処理を検討した。特に、高圧熱水中での DBP 分解温度低減を目的に、様々な金属担持触媒を用いた高圧熱水処理を行った。得られた DBP 分解率から、反応速度定数を比較し、反応機構を検討した。

キーワード：高圧熱水、アルカリ廃液、溶媒劣化物、DBP、固体触媒

1. 緒言

PUREX 法における抽出溶媒であるリン酸トリブチルは放射線により劣化し、DBP 等の溶媒劣化物を生成する。そのため抽出溶媒は再使用前に炭酸ナトリウム等の水溶液により洗浄される。洗浄により生じるアルカリ廃液に含まれる DBP は配管閉塞やガラス固化を阻害するリスクがある。本研究ではこれまでに DBP 対策技術として、高圧熱水中での DBP 分解を行い、反応解析から 300 °C で 30 分間、350 °C では 5 分間で 99% 分解率を得ることを明らかにした。一方、アルカリ廃液に含まれる炭酸ナトリウムが 300 °C 以上で反応装置の閉塞を引き起こすことが課題となり、これまでに金属酸化物触媒による反応温度低減を試みてきた。本報告では、引き続き高圧熱水中での DBP の分解温度の低減を目的に、様々な金属担持触媒を用いた DBP 分解のための高圧熱水処理を行い、得られた反応速度定数から分解挙動を検討した。

2. 実験方法

DBP 分解試験は内容積 6.8 mL の SUS316 製回分式反応器を使用した。原料液の DBP 濃度は 5000 ppm とし、NaOH で pH 10.2 に調製した。反応管には原料液 3.4 g と含浸法を用いて合成した金属担持触媒 0.14 g を仕込み、超音波洗浄器で固体触媒を液中分散させ、300 °C の溶融塩浴中で反応させた。反応管投入から所定時間経過後、反応管を氷水浴中へ投入して冷却することで反応を停止させた。反応液は超音波洗浄器で触媒を液中分散させてから回収した。DBP 濃度は、反応液を HPLC/RI で分析し、絶対検量線法で定量した。反応速度定数は DBP 濃度の一次反応と仮定して算出し、同条件の実験を 2 回行った。

3. 結論・考察

図 1 は 300 °C での各種金属担持触媒を用いて行った 1 次反応速度定数である。速度定数は全ての金属種で無触媒を上回り、Ni 担持 > 担体(γ -Al₂O₃) > Co 担持 > Zn 担持 > Cu 担持の順で触媒活性が見られた。Ni 担持触媒の反応速度定数は無触媒と比較して約 9 倍であり、Ni 担持触媒の触媒効果が最も高いと考える。担体のみと比較して Ni 以外の金属担持触媒の反応速度定数が低下したのは、焼成や還元処理による触媒表面積の低下に起因すると考える。

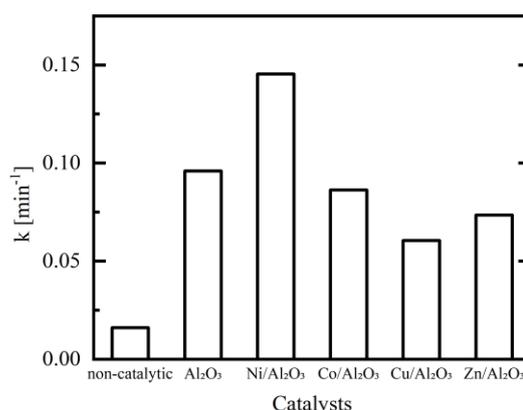


図 1 触媒種ごとの反応速度定数

謝辞

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」(JPJ010599)の成果の一部である。

*Mayu Shimosawa¹, Tatsuya Horimai², Kiyoshi Anzai², Norio Kanehira² and Tetsuo Honma¹

¹NIT Hachinohe, ²JNFL

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

[1I08-11] Vitrification 3

Chair:Fumihiko Kanayama(JAEA)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 3:50 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[1I08] Solidification of Radioactive Cs in Fly Ash Washing Water by Indrum Vitrification Technology

*Shinta Watanabe¹, Kenji Takeshita¹, Miki Harigai¹, Kazuo Utsumi¹, Junichi Munezawa² (1. Tokyo Tech., 2. Envirotech development)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I09] Solidification of Radioactive Cs in Fly Ash Washing Water by Indrum Vitrification Technology

*Kenji Takeshita¹, Shinta Watanabe¹, Kazuo Utsumi¹, Junichi Munezawa² (1. Tokyo Tech, 2. Envirotech Development)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I10] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*HIDENORI KAWASHIMA¹, Yasufumi Usui¹, Norio Kanehira², Masayuki Takeuchi³, Yoshihiro Okamoto³, Tsuyoshi Usami⁴ (1. IHI, 2. JNFL, 3. JAEA, 4. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Tomofumi Sakuragi¹, Ryo Hamada¹, Miki Harigai¹, Hidekazu Asano¹, Kota Kawai², Mariko Regalado², Naoki Kondo², Oniki Toshiro³, Ryosuke Ito³ (1. RWMC, 2. MRI, 3. IHI)

3:30 PM - 3:45 PM

インドラム式ガラス固化技術による飛灰洗浄水中の放射性 Cs 固化研究

(1) 飛灰洗浄水中の放射性 Cs のインドラムガラス固化技術の開発

Solidification of Radioactive Cs in Fly Ash Washing Water by Indrum Vitrification Technology

(1) Development of Indrum Vitrification Technology for Radioactive Cs in Fly Ash Washing Water

*渡邊 真太¹, 竹下 健二¹, 針貝 美樹^{1,2}, 内海 和夫¹, 宗澤 潤一³

¹東工大, ²原環センター, ³エンバイロテック開発

福島第一原子力発電所事故で発生した除去土壌等の熱処理で発生した Cs の安定固定化および減容化を達成するためにインドラム式ガラス固化技術の開発を行った。本研究では、模擬飛灰および実飛灰洗浄水を用いて、Cs 濃縮からガラス固化までの一連の工程を実施し、固化体の特性を評価した。

キーワード： 飛灰洗浄水, ガラス固化, 放射性セシウム

1. 緒言： 福島第一原子力発電所事故由来の除去土壌等の熱処理で発生する飛灰から、水洗浄で回収された Cs の安定固定化が望まれている。減容化に向けた無機固体への Cs の固定化として、セメントやジオポリマーを使った低温固化法が検討されているが、これらの方法では、最終処分対象物の大きな減容効果は見込めない。したがって、無水の無機物質に Cs を安定固定化でき、かつ最終処分対象物を高減容化できる技術が強く望まれている。これに資する目的から、我々のグループでは、Cs の安定固定化および減容化を達成するためにインドラム式ガラス固化技術の開発を行っている。本研究では、模擬飛灰および実飛灰洗浄水を用いて、Cs 濃縮からガラス固化までの一連の工程を実施し、固化体の特性を評価した。

2. インドラム式ガラス固化プロセス： インドラム式ガラス固化は、除去土壌と焼却残渣を熱処理することで得られた飛灰の洗浄処理水から Cs 回収を経て、Cs をドラム内でガラス固化する技術であり、①フェロシアン化物（フェロシアン化鉄：FeHCF、フェロシアン化銅：CuHCF、フェロシアン化ニッケル：NiHCF）による飛灰洗浄水からの Cs 選択吸着、②350 °C での吸着剤の熱分解、③吸着剤熱分解残渣からの水溶出による Cs 混合物（主成分 CsNO₃）回収、④Cs 混合物をホウケイ酸ガラスに加え、900 °C 程度の加熱によるガラス固化、の4つの工程で構成される。

3. 結果と考察： 一連の工程で作製したガラス固化体の粉末 XRD パターンを図 1 に示す。XRD 結果から、ポルサイト多結晶をガラス内に内包するコンポジット型ガラス固化体であることが分かった。ポルサイトとガラスが、水に対して2重の防壁となることで、コンポジット型固化体は高い耐水性を有した。

さらに、中間貯蔵施設に保管されている実飛灰洗浄水を用いて、一連の工程を実施し、全プロセスが問題なく実施できることを確認した。放射性 Cs についても十分な精度でトレースでき、安全かつクローズドなプロセス構築が可能であることが示唆された。結果の詳細は当日報告する。

謝辞：本研究は、令和 2,3 年度 除去土壌等の減容等技術実証事業の助成により行われた。

*Shinta Watanabe¹, Kenji Takeshita¹, Miki Harigai^{1,2}, Kazuo Utsumi¹ and Junichi Munezawa³

¹TokyoTech, ²RWMC, ³Envirotech Development

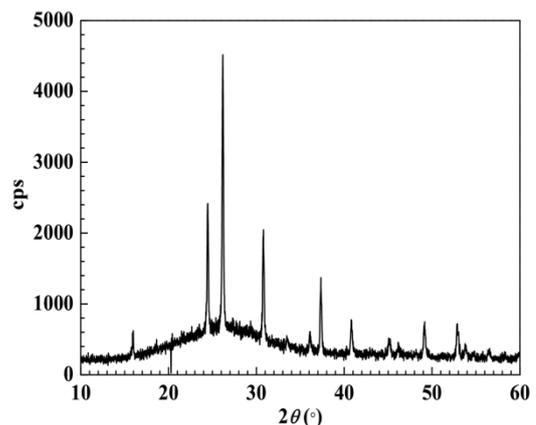


図 1. 作製したガラス固化体の粉末 XRD パターン

インドラム式ガラス固化技術による飛灰洗浄水中の放射性 Cs 固化研究

(2) インドラムガラス固化法のシステム評価と最終処分

Solidification of Radioactive Cs in Fly Ash Washing Water by Indrum Vitrification Technology

(2) Evaluation of Indrum Vitrification System and Final Disposal

*竹下 健二¹、渡邊 真太¹、内海 和夫¹、宗澤 潤一²

1. 東工大、2. エンバイロテック開発

福島第一原子力発電所事故で発生した大量の汚染土壌や焼却灰を熱処理し、得られた放射性 Cs を含む飛灰洗浄水 36.6 万 m³ の処理にインドラム方式ガラス固化法を適用した。その結果、Cs 含有ガラス固化体 (150kg) を充填したインドラムの数量は 100 本以下と評価され、低レベル放射性廃棄物としてピット処分を行えば、廃棄物の安全かつコンパクトな最終処分が可能である。

キーワード：汚染土壌処理、飛灰洗浄水、ガラス固化、放射性セシウム

1. 緒言

中間貯蔵施設の除去土壌は、分級処理により、比較的放射能濃度が低い土壌と放射能濃度が高い土壌に分別される。高汚染土壌と焼却灰を熱処理すると、スラグと大部分の放射性 Cs を含む飛灰に分けられる。飛灰中の放射性 Cs は水洗浄で回収できる (飛灰洗浄水の組成を表 1 に示す)。この飛灰洗浄水中の放射性 Cs を安定固化するために「インドラムガラス固化法」を提案している。図 1 にはインドラム式ガラス固化法による飛灰洗浄処理水からの Cs 固定化プロセスを示す。①飛灰洗浄水中の Cs⁺ は大量に含まれる K⁺ や Na⁺ からフェロシアン化銅により吸着分離され、②フェロシアン化銅の熱分解後、残渣の水洗浄で Cs 濃縮水が得られる。③Cs 濃縮水を 900°C 程度のホウケイ酸ガラスに加えると Cs はガラス中でポルサイトを形成して安定に閉じ込められる。本研究では、インドラムガラス固化試験の研究結果を用いて実機規模のインドラム式ガラス固化プロセスの物質収支、放射能収支及び最終処分法について検討した。

2. インドラム式ガラス固化プロセスの物質・放射能収支

環境省 放射性物質汚染廃棄物処理情報サイトの双葉町仮設灰処理施設の仮設灰処理施設での処理予定量は、231200 t 程度で 2023 年 3 月処理完了予定である。この施設から発生する飛灰量は灰処理量の 1/12、灰洗浄により Cs は全て洗浄水に溶出し、洗浄水は飛灰量の 5 倍量であると仮定すると、飛灰洗浄水量は 9.6 万 m³ と推定される。また土壌処理量は 65 万 t と推定され、灰処理と同様な飛灰組成および洗浄水組成を仮定すると、土壌熱処理で発生する洗浄水は 27 万 m³ と評価される。従って処理する洗浄水の合計は 36.6 万 m³ となる。

飛灰の放射能濃度は 24 万 Bq/kg とし、灰洗浄水に溶存する塩類組成 (表 1) を用いて、灰処理と土壌処理の洗浄水 (合計 36.6 万 m³) を処理した時の物質・放射能収支を評価した。Cs のガラスへの完全移行を仮定し、ガラス充填量を 150 kg、Cs 充填量を 10 wt% (ケース①) および 15 wt% (ケース②) と想定した。表 2、3 に発生するインドラム数量とその放射能を示す。ガラスの Cs 含有量を 3.5 g/m³ とすれば、インドラム数量は 100 本以下と評価され、最終処分法として低レベル放射性廃棄物のピット処分 (ピット処分制限 100 GBq/kg 以下) を想定すれば、コンパクトな最終処分が可能である。

謝辞：本研究は、令和 3 年度 除去土壌等の減容等技術実証事業の助成により行われた。

*Kenji Takeshita¹, Shinta Watanabe¹, Kazuo Utsumi¹, Junichi Munezawa²

1. Tokyo Tech, 2. Envirotech Development

表 1 模擬飛灰洗浄水組成

	含有量 (g/L)	濃度 (mol/L)
Zn	2.1	3.21×10^{-2}
Cs	0.0035	2.63×10^{-5}
Na	22	0.957
K	36	0.921
Ca	1.5	3.74×10^{-2}

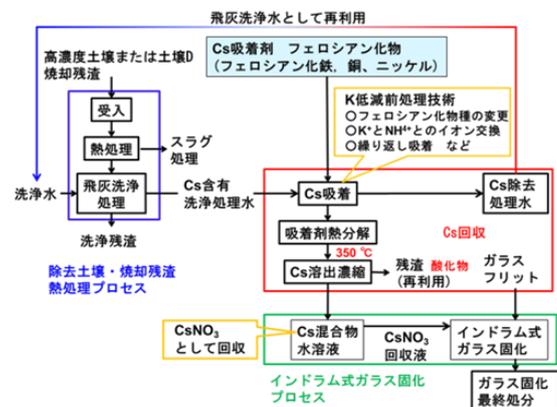


図1 インドラム式ガラス固化法による飛灰洗浄処理水からのCs固定化プロセス

表2 Cs回収総量とインドラム数量

含有Cs (g/m ³)	3.5
Cs回収総量 (kg)	1281
インドラム本数 (本)	
ケース① 10 wt% Cs充填	86
ケース② 15 wt% Cs充填	57

表3 Csガラス固化体の放射能

全Csの放射能濃度 (GBq/Cs kg)	(GBq/Cs kg)	68.6
ガラスに対してのCs含有量 (GBq/固化体kg)		6.23
10 wt%、15 kg (ケース①)	(GBq/ドラム)	1028.5
ガラスに対してのCs含有量 (GBq/固化体kg)		8.94
15 wt%、22.5 kg (ケース②)	(GBq/ドラム)	1542.9

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 (109)2022年度成果全体報告

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(109) Research report in 2022

*川島 英典¹, 薄井 康史¹, 兼平 憲男², 竹内 正行³, 岡本 芳浩³, 宇佐見 剛⁴

¹IHI, ²日本原燃, ³日本原子力研究開発機構, ⁴電力中央研究所

我が国では、核燃料サイクルの推進により将来高燃焼度燃料やMOX燃料の再処理が行われることが考えられ、これらに伴う高レベル放射性廃棄物(以下HLWという)が発生することとなり、処理・処分方法も含めた更なる技術開発が必要となる。そこで、2019年度より高燃焼度燃料やMOX燃料の再処理に伴い発生するHLWを対象にガラス固化技術の基盤整備を行っている。本報告では、2022年度までの成果概要について報告する。

キーワード：核燃料サイクル, 放射性廃棄物, ガラス固化, 使用済高燃焼度燃料, 使用済 MOX 燃料, MA 分離

1. 緒言

我が国では、原子力発電所の効率的な稼働や燃料費削減に向けて燃料の高燃焼度化が進められており、核燃料サイクルの推進により高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理が行われることが考えられる。そこで、再処理に伴い発生する HLW の組成が変化することとなり、処理・処分方法も含めた更なる技術開発が必要となる。そこで、資源エネルギー庁委託事業「平成31年度～令和4年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」において、IHI、日本原燃、原子力機構、電中研の4事業者において、高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理に伴い発生する HLW に応じた発熱量が高い放射性核種を含むガラス固化技術の開発目的とし、ガラス固化を行う際には、MA 分離処理や処分シナリオを考慮したガラス溶融技術の開発を行う。今回、2020年度成果概要について報告する。

2. これまでの成果

2022年度までに、高燃焼度燃料およびMOX燃料を対象として、ガラス固化技術開発を実施した。まずは、高燃焼度燃料およびMOX燃料について、想定される処分シナリオの検討を行い、MA回収率やガラス固化体の充填率について、大まかな設定値を処分場の観点から検討した。そして、開発目標とするMA分離やガラス固化技術開発を行ってきた。高燃焼度燃料においては、ガラス組成の改良を行い、適合するガラス組成についての見通しを得た。また、小型溶融炉等を用いて、運転方法についても検討を行った。

さらに、炉内の温度状態を外部から検知するセンシング要素技術の開発を行い、炉上部、下部の検討装置を開発している。

MOX燃料の再処理工程から発生する高レベル廃液のガラス固化技術としては、MA分離の技術開発も併せて実施し、吸着溶離挙動の基礎評価やMA分離技術の安全性評価、MA分離システムの開発を実施した。

3. 今後の試験計画

本事業においては、将来発生が予想される高燃焼度燃料、MOX燃料を対象としたガラスマトリックスの開発およびガラス溶融炉の運転制御技術の高度化、ガラス固化工程および固化体固化体貯蔵・処分に適したMA分離技術の適用性、MA分離処理後の高レベル廃液の最適なガラス固化方法についての開発を進める計画である。

謝辞 本研究は経済産業省資源エネルギー庁「令和4年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固技術基盤研究事業(JP010599)」の成果の一部である。

*Hidenori KAWASHIMA¹, Yasufumi Usui¹, Norio KANEHIRA², Masayuki TAKEUCHI³, Yoshihiro OKAMOTO³ and Tsuyoshi Usami⁴

¹Japan Nuclear Fuel Limited, ²IHI Corporation, ³JAEA, ⁴CRIEPI

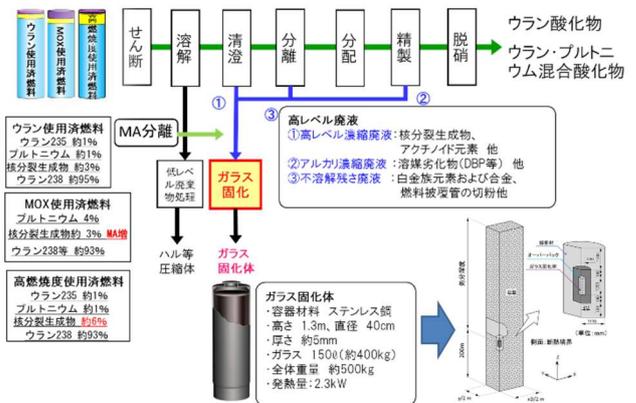


図1 再処理工程および処分イメージ

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

(110) 使用済燃料の多様化を考慮したガラス固化体の廃棄物充填率の最適化検討と処理・処分の負荷低減に係わるシナリオ評価

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(110) Scenario study on optimizing the waste loading of vitrified waste to minimize repository footprint

*桜木智史¹, 浜田涼¹, 針貝美樹¹, 朝野英一¹, 川合康太², レガラド真理子², 近藤直樹²,
鬼木俊郎³, 伊藤 亮輔³
¹原環セ, ²三菱総研, ³IHI

将来の高レベル放射性廃棄物の減容化のため、使用済燃料（MOX 燃料含む）の発生量・再処理量を予測評価し、ガラス固化体の廃棄物充填率を最適化することで、MA 分離技術の導入シナリオの効果に加え、廃棄物減容や処分場への負荷低減について評価した。

キーワード：核燃料サイクル、シナリオ、MOX、廃棄物減容化、MA 分離、高充填化、地層処分

1. 緒言

高燃焼度 UO_2 や MOX といった使用済燃料の多様化が想定されており、継続的な核燃料サイクルの推進のためにはそれらの再処理技術の開発や廃棄物の減容化への取組みが重要となる。高レベル放射性廃棄物の減容化にはガラス固化体中の廃棄物の高充填化が効果的であるが、崩壊熱が増加するため、処分場の設計や安全評価への影響を踏まえた合理化や技術適用の効果を予測・提示することが求められる。そこで本発表では、エネルギー基本計画^[1]で想定されている原子力発電比率に基づいて将来の使用済燃料の発生量や再処理量を仮定し、マイナーアクチニド（MA）分離技術や高充填化を適用するシナリオについて、将来の廃棄物発生量や地層処分への負荷の観点から評価した。

2. 評価方法

2100 年までの原子力発電電力量（プルサーマル含む）、燃料条件（炉型・燃焼度等）、再処理量等のシナリオを仮定し、使用済燃料の特性に応じて ORIGEN2.2-UPJ により発生する廃棄物量等の評価した。ガラス固化体の廃棄物充填率は既報^[2]に従い、従来の処分概念及び熱制限^[3]において処分場面積が最小となるよう高充填化（最適化）し、発生量を評価した。MOX ガラスは MA 分離の適用を仮定し最適化した。

3. 結果と考察

図にガラス固化体発生量の積算値を示す。2100 年時の UO_2 ガラスの発生量は標準充填率（10.8 wt%）^[3] で 64,878 本であるが、使用済燃料の特性に応じて 11.3～13.8 wt% に高充填化することで、発生量は 55,423 本と約 15% 低減された。MA 分離を適用しない MOX ガラスは発熱が顕著なため低充填（約 2 wt%）となり、結果、発生本数が多くなる。ここで、使用済 MOX 燃料の再処理までの冷却期間等を考慮して MA 分離割合を 87% と仮定すると、MOX ガラスは 11.2～13.9 wt% まで高充填化が可能となり、総発生量は 85% 低減された。発表時には、シナリオや評価条件の詳細説明とあわせ、処分場面積に対する高充填化や MA 分離の効果について報告する。

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献 [1] エネルギー基本計画、令和 3 年 10 月。[2] T. Sakuragi et al., MRS Advances 7, 150–154 (2022). [3] 核燃料サイクル開発機構、地層処分研究開発第 2 次取りまとめ、平成 11 年。

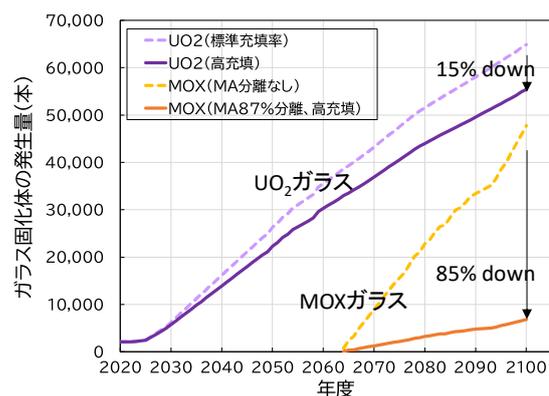


図 ガラス固化体の累積発生量と高充填化による減容効果

*Tomofumi Sakuragi¹, Ryo Hamada¹, Miki Harigai¹, Hidekazu Asano¹, Kota Kawai², Mariko Regalado², Naoki Kondo², Toshiro Oniki³, Ryosuke Ito³. ¹RWMC, ²MRI, ³IHI

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

[1112-16] Vitrification 4

Chair:Ryo Hamada(RWMC)

Mon. Mar 13, 2023 3:50 PM - 5:10 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

[1112] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Toru Sugawara¹, Toshiaki Ohira¹, Ryou Souma², Kouhei Oowaku², Takeshi Tsukada², Norio Kanehira² (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:50 PM - 4:05 PM

[1113] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Tetsuji Yano¹, Mizuto Saito¹, Hiroyuki Kadono¹, Tetsuo Kishi¹, Ryou Souma², Kohei Oowaku², Takeshi Tsukada¹, Norio Kanehira² (1. Tokyo Tech, 2. JNFL)

4:05 PM - 4:20 PM

[1114] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Kunihiko Nakano¹, Atsumi Miyajima¹, Haruka Tada¹, Toshiro Oniki¹ (1. IHI)

4:20 PM - 4:35 PM

[1115] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Tsuyoshi Usami¹, Kazuyoshi Uruga¹ (1. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

[1116] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Daisuke Kaminaga¹, Hiroki Fukumoto¹, Tomohiro Agou¹, Yasunori Miyazaki², Yuichi Sano², Masayuki Takeuchi² (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

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

(111) ホウケイ酸塩メルトとモリブデン酸塩メルトの分相の熱力学的最適化

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(111) Thermodynamic optimization of phase separation of borosilicate melt and molybdate melt

*菅原 透¹, 大平俊明¹, 相馬 諒², 大和久耕平², 塚田毅志², 兼平憲男²

¹秋田大学, ²日本原燃(株)

ホウケイ酸塩メルトとモリブデン酸塩メルトの分相挙動を予測するための熱力学データベースを構築した。このデータベースを用いて模擬ガラスにおけるモリブデン相の分相、溶解と結晶化を熱力学的に予測できるようになった。

キーワード: ガラス固化体, モリブデン, イエローフェーズ, 相平衡, 熱力学, CALPHAD 法

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物のガラス固化体は、廃棄物の充填率が高くなるにつれて核分裂生成物として含まれているモリブデン(Mo)がガラスの中で分相しやすくなる。化学的耐久性を担保した均質なガラス固化体を得るためには分相を抑制するような組成のガラス原料が必要となる。本研究では相平衡実験によりホウケイ酸塩メルトとモリブデン酸塩メルトの分相挙動を調べ、その結果を CALPHAD 法により熱力学的に定式化した。また、ガラスの水に対する溶解ギブズエネルギーを求め、MoO₃溶解度と耐水性を両立するガラスの化学組成について考察した。

2. 熱力学的定式化の方法 本研究では GTT Technologies 社による SiO₂-B₂O₃-Al₂O₃-ZnO-CaO-Na₂O-Li₂O 系の液相と固相の熱力学データ(GTOX), 熱力学計算ソフトウェア FACTSage を使用した。分相の相平衡実験データは温度 1200°C と 1000°C で実施した合計 203 個の実験結果を用いた。MoO₃を含むことに由来する混合エンタルピーの組成変化を Associate species model を用いて 45 個の相互作用係数で表した。分相しているケイ酸塩メルトとモリブデン酸塩メルトの元素の分配を再現するように、合計 2030 個の制約条件に基づいて相互作用係数を決定した。

3. 結果と考察 最適化した相互作用係数を用いて計算を実施し、実験結果と比較したところ、モリブデン酸塩メルトの量を 0-40wt%の範囲内で±3.4%、ケイ酸塩メルト中の MoO₃量を 3-22wt%の範囲内で±2.3%の標準偏差で再現することができた。最適化に用いなかった模擬ガラス組成に対する比較の例を Table 1 に示す。

本研究で構築した熱力学データベースを用いて MoO₃溶解度、ガラスの水に対する溶解ギブズエネルギーとガラス組成の関係を網羅的に調べたところ、現行組成周辺では、B と Al を低下、Zn を増加させることで、溶解度と耐水性を両立するガラスが得られることが予測された。

実際に相平衡実験を行なったところ、確かにそのようなガラスを得ることができ、データベースの正当性を確認することができた。本研究の熱力学データベースは、溶融炉の低温部での結晶化の予測、熱流動計算のための熱力学量の算出、溶融炉上部での仮焼層の反応解析など、幅広く応用することができるものと考えられる。

謝辞 本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」(JPJ010599)の成果の一部である。

*Toru Sugawara¹, Toshiaki Ohira¹, Ryou Souma², Kouhei Oowaku², Takeshi Tsukada² and Norio Kanehira²

¹Akita Univ., ²Japan Nuclear Fuel Limited

Table 1. Element partitioning between silicate liquid and molybdate liquid for simulated HLW glass at 1200°C (wt%).

Sample composition	Silicate liquid		Molybdate liquid	
	Experiment	FactSage	Experiment	FactSage
SiO ₂	39.82	39.07	0.75	0.85
B ₂ O ₃	9.48	9.22	0.23	0.42
Al ₂ O ₃	4.10	4.21	0.01	0.20
ZnO	2.45	2.46	0.14	0.06
CaO	4.37	3.59	0.86	1.54
Na ₂ O	13.98	9.49	4.22	3.25
Li ₂ O	3.19	2.35	0.73	1.09
MoO ₃	22.62	7.48	15.19	15.84
Total	100.00	77.87	22.13	23.25

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

(112) 高燃焼度・MOX 使用済み燃料再処理に由来する高レベル放射性廃棄物ガラス固化に向けたガラス原料供給用ブリケットの搬送性と化学反応性の評価

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(112) Evaluation of Transportability and Chemical Reactivity of Briquettes for New Feeding Process of Vitrification of High-Level Radioactive Waste Derived from Reprocessing of High-Burnup and MOX Spent Fuels

*矢野 哲司¹, 齋藤 瑞登¹, 角野 裕之¹, 岸 哲生¹,
相馬 諒², 大和久 耕平², 塚田 毅志², 兼平 憲男²
¹東京工業大学, ²日本原燃

In order to realize homogeneous vitrification of HLW from high-burnup and/or MOX spent fuels, it is important to develop new feeding form of glass materials with stable transportability in feeding operation and attain high reactivity with HLW. In this study, the properties required for suitable glass-powder briquettes were evaluated: transportability, which means high enough yield stress to maintain its shape until feeding, and appropriately high chemical reactivity, which allows the collapse by mixing with HLW to form homogeneous slurry.

キーワード：放射性廃棄物ガラス固化, ブリケット, 高燃焼度使用済み燃料, MOX 使用済み燃料

1. 緒言 今後の原子力発電所では、 UO_2 核燃料の高燃焼度化や MOX 燃料の使用が想定されており、従来とは異なる使用済み燃料の発生が見込まれている。これらの燃料の再処理過程で生じる高レベル放射性廃棄物廃液 (HLW) は、従来よりもガラスへの難溶成分を多く含み、ガラス化反応の最適化のための組成やプロセスの開発が必要となると予想されている。その実現に重要な要素は、現状の熔融プロセスよりもいっそう均質なガラス固化を確実に遂行でき、水溶性モリブデン酸塩の析出等を抑制することである。当研究グループでは、HLW との反応表面積が大きいガラス原料の供給方法として、ガラス粉末を固めて成形した球状ブリケット (以下、BQT という) に注目して研究を進めている (FIG.1)。これまでの研究より[1]、BQT には供給まで形状を保ったまま転がり性を維持する搬送性と、HLW 硝酸廃液との混合により崩壊し均質なスラリーを形成できる化学反応性を持たせることが重要で、この2つの性能を併せ持った BQT を開発し、熔融炉内での安定したガラス原料供給の実現を目指して開発を進めている。本研究では、安定した熔融を達成させるための BQT の調製条件を探索し、BQT の搬送性と HLW との化学反応性を評価した。

2. 実験 BQT の作製は、現行組成のホウケイ酸塩ガラスを平均粒径約 $10\mu\text{m}$ の粉末とし、蒸留水と無機バインダーを添加して混合したペーストを型に充填して得た。乾燥後の BQT (直径 1cm) の搬送性については、オートグラフによる圧縮強度試験を用い、バインダー量を変えて評価した。また、BQT の化学反応性については、室温で1つの BQT を 5mL の模擬 HLW 廃液に浸し、崩壊していく様子を観察する実験により評価した。さらに、BQT のガラス粒子にバインダーがどのように作用しているのかを確認するため、共焦点ラマン顕微鏡によりラマンスペクトルを取得した。

3. 結果および考察 BQT の圧縮強度はバインダー添加量により変化し、添加量を調整することで強度制御できることがわかった。BQT の崩壊実験では、添加するバインダーの選択により大きく変化し、十分な強度と廃液との接触による速やかな崩壊・スラリーへの変化を示し、ラマンスペクトル測定によりその機構を把握できた。これにより、BQT には適切なバインダー添加により、表面層での粒子間接着による搬送・供給性に求められるまで高強度と、HLW との混合による崩壊性を付与でき、均一混合、さらに熔融へ有効であることがわかった。



FIG.1 球状ブリケットの外観写真

参考文献

[1] 高燃焼度燃料廃液のガラス固化に適したガラス原料の検討および原料供給形態が MoO_3 溶解度等に与える影響調査 (2021年度) 研究報告書 (東京工業大学)

謝辞 本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和4年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」(JPJ010599)として実施され、その成果の一部である。

* Tetsuji Yano¹, Mizuto Saito¹, Hiroyuki Kadono¹, Tetsuo Kishi¹, Ryou Souma², Kouhei Oowaku², Takeshi Tsukada², Norio Kanehira²
¹Tokyo Institute of Technology, ² Japan Nuclear Fuel Limited.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(113) 廃液多様化に対応したガラス溶融炉の運転性への影響検討
Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(113) Investigation of influence on operability of glass melter for diversity of HLW

*中野 邦彦¹, 宮嶋 篤海¹, 多田 晴香¹, 鬼木 俊郎¹

¹IHI

高燃焼度燃料廃液および MOX 燃料廃液のガラス溶融炉の運転性に与える影響について、実験室規模の管状炉を用いた溶融試験により評価を行い、標準燃焼度廃液との違いおよび廃液供給形態の差異が、ガラス溶融炉の運転性に及ぼす影響について検討した。

キーワード：高燃焼度燃料廃液，MOX 燃料廃液，ガラス固化技術

1. 緒言

将来的な使用済燃料の多様化に向け、高燃焼度燃料廃液および MOX 燃料廃液を対象としたガラス固化技術の開発を進めている。高燃焼度燃料廃液は、標準燃焼度燃料廃液に比べて廃棄物成分濃度が高く、また、MOX 燃料廃液は、ガラス固化体の発熱量制約により、一部の MA 元素を取り除く必要があり、標準燃焼度燃料廃液に比べて廃棄物成分濃度が低いため、前処理による濃縮を想定している。両廃液のガラス溶融炉における運転性への影響についての基礎検討を目的として、実験室規模の管状炉を用いた溶融試験を実施した。

2. 試験

内径 132.8mm × 高さ 600mm の SUS 製容器を管状炉（電気ヒーター）内に設置し、容器上部から模擬廃液および原料ガラスを供給する。ガラスの加熱は容器外部から行った。

高燃焼度燃料廃液試験は、比較のため標準燃焼度燃料廃液による試験も実施し、オフガス計測および試験後のガラス化状態の確認を行った。MOX 燃料廃液については、採用が検討されている廃液を粉体・顆粒化する前処理手法を想定し、廃液供給と前処理化物供給の比較を目的とした溶融試験を実施した。なお、本試験では、MOX 燃料廃液の代わりに、管状炉でのリファレンスデータを有する高燃焼度廃液と、その模擬前処理化物として試薬混合物の仮焼物による試験を実施した。

3. 結果および考察

高燃焼度燃料廃液は、標準燃焼度燃料廃液と同等の固化体製造速度でガラス溶融炉での運転が可能である見通しが得られた。また、揮発性の高い元素である Ru と Cs、および Mo、Na のオフガス移行率は、標準燃焼度燃料廃液と高燃焼度燃料廃液で大きな差異は無かった。更に、試験後のガラス固化体断面の外観観察からは、両廃液ともに YP や結晶物は認められず、ガラス化状態は健全であることを確認した。

また、高燃焼度廃液の試薬混合物仮焼物による溶融試験では、廃液供給時よりも処理速度は向上する見通しであるが、廃液供給時と同様の仮焼層を形成することは困難であると推定されるため、廃液前処理化物の溶融ガラス化に当たっては、仮焼層形成の在り方を含めた溶融炉運転方法の検討が必要と考えられる。

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業 (JPJ010599)」の成果の一部である。

¹Kunihiko Nakano¹, Atsumi miyajima¹, Haruka Tada¹ and Toshiro Oniki¹

¹IHI

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

(114)白金族結晶の形成挙動と共存物質

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(114) Crystal formation behavior of platinum group elements and coexisting material

*宇佐見 剛¹, 宇留賀 和義¹

¹電中研

溶融したガラスに組成の異なる模擬廃液を滴下して、生成する白金族元素の結晶形状を観察した。白金族元素の結晶形状は、模擬FP等の共存元素に依存した。

キーワード：高レベル廃液、ガラス固化、仮焼層、白金族元素

1. 緒言

900℃のガラス上に Ru イオンを含む模擬廃液を滴下して仮焼層状態を模擬した後、1150℃で保持した試験では、RuO₂の針状結晶の生成に廃液中の Na が寄与すること、模擬FPの添加により針状結晶が増加すること等が示されている^[1]。本報告ではその機構を詳細化した。

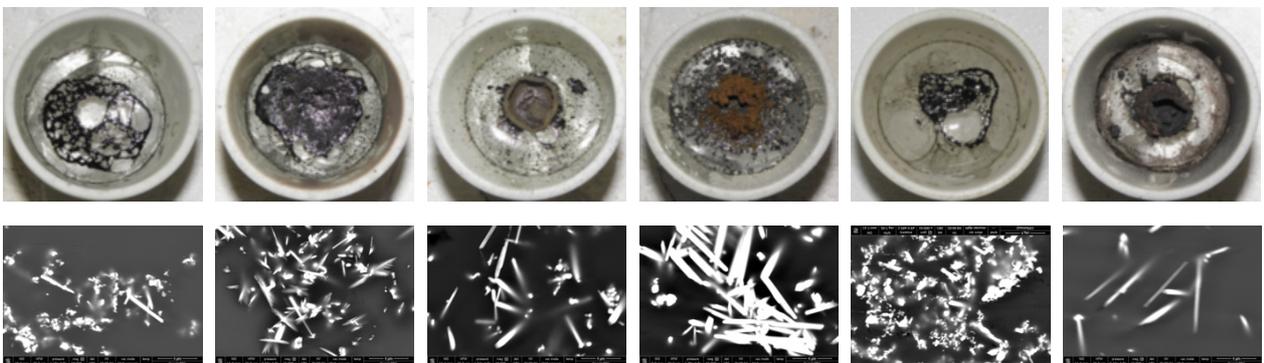
2. 実験

模擬廃液は硝酸を2M、Ruを 4.43×10^{-2} M、Naを0.79Mで一定として、その他の廃液成分を存在量の多いZr、Gdや脱硝温度が高いFe、あるいはSiO₂粉末などで代替した。廃液は1mL/分で8mLを、900℃で20gの溶融ホウケイ酸ガラス上に滴下し、更に1100℃の電気炉で3時間保持した後、急冷してSEM等で観察した。結果は模擬FP26元素を含む模擬廃液を滴下した試験などと比較・考察した。

3. 結果・考察

RuとNaを含む廃液とこれにGd、Fe、Zr、SiO₂、26元素を加えた廃液を滴下した後のガラス表面の写真と、それぞれを1100℃で保持した後の断面のSEM像を下図に示す。廃液がRuとNaのみを含む場合、仮焼体はガラスに濡れて広がったが、これにGdを添加すると一定の厚さを有する仮焼体となり、Fe、Zr、26元素を加えた場合には仮焼体が高く積み上がった。SEMで観察したRuO₂はNaとRuのみを含む廃液では少量が針状だったが、Gdを添加すると針状結晶の割合が増加し、仮焼体が積層したFe、Zr、26元素添加では全量が針状結晶となった。この相関から模擬FPは、Naのガラスへの溶解を妨げることで、RuとNaの反応を通じて針状結晶の生成を促進すると考えられた。一方、廃液にSiO₂を添加した試験では針状結晶は殆ど見られなかった。これはNaがSiO₂の微粒子と反応することで、Ruとの反応が抑制されたためと考えられた。この結果は、比表面積の大きなガラス原料によるNaの吸収が針状結晶の形成抑制に有効である可能性を示唆している。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和2-4年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」（課題番号JPJ010599）の成果の一部である。



900℃のガラス表面と、製品ガラス中のRuO₂のSEM像。供給した溶液は左よりRu+Naのみ、Gd添加、Fe添加、Zr添加、SiO₂添加、26元素添加。

参考文献

[1] 宇佐見ほか、日本原子力学会「2018年秋の大会」2G21

*Tsuyoshi Usami¹ and Kazuyoshi Uruga¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究 (115) 抽出クロマトグラフィによる MA 分離性能向上を目的とした ポリマー被覆の研究

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(115) Study on the polymer coating for improving MA separation performance by extraction chromatography

*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、抽出クロマトグラフィ用吸着材の分離性能向上に向けた最適化の一環として、高分子被覆重量を変更した改良 TEHDGA 吸着材を調製し、Eu³⁺との振とう試験によって、被覆重量に対する分配係数と吸着速度で相関を得た。高分子膜における抽出剤の存在密度や水・イオンの拡散速度が改善されたと考えられる。

キーワード：MA 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

ウランの中性子吸収等で生成するマイナーアクチノイド(MA; Am, Cm)の分離は放射性廃棄物の減容における重要な課題である。我々のグループでは、MA 分離技術の 1 つである抽出クロマトグラフィ法の研究開発を行っている。カラム充填相に用いる吸着材は、スチレン-ジビニルベンゼン共重合体(以降、高分子という)を被覆した多孔質シリカ粒子(SiO₂-P)に抽出剤を担持させるが、先行研究[1]から、高分子被覆重量(もしくは膜厚)の調整によって分離性能の改善が見込まれる。本研究では、被覆重量を制御可能な SiO₂-P の調製方法を検討し、バッチ形式の振とう試験によって、改良 TEHDGA 含浸吸着材の吸着性能を評価した。

2. 実験

安息香酸メチルに溶解した反応試薬のスチレンとジビニルベンゼン、重合開始剤 V601 を多孔質シリカ粒子に添加した。アルゴン雰囲気下で攪拌し、333 K の保温と 13 h の重合反応によって SiO₂-P を得た。ここで、添加試薬の重量変更によって SiO₂-P の被覆重量分率を調整し、抽出剤 TEHDGA を重量分率 20% に担持させた。被覆重量分率が異なる吸着材の吸着性能は、Eu³⁺を用いた振とう試験と固液分離で得られるろ液の ICP 分析から算出した分配係数で比較した。また、TG/DTA 測定によって、試験前後の重量分率の変化を評価した。

3. 結果・考察

振とう試験後の吸着材の TG/DTA 測定結果から、どの被覆重量でも抽出剤の溶出率は低く、担持能力に影響がないことを確認した。また、被覆重量の低下に伴う分配係数の増加や飽和吸着までの到達時間の短縮が認められた。これらの結果から、高分子膜における水やイオンの拡散速度の上昇、かつ抽出剤密度の増加によって、金属錯体を形成しやすくなったと考えられる。これにより、抽出クロマトグラフィ用吸着材の課題である(1)吸着容量の増加と(2)分離によるテーリング抑制(延いては発生廃液量の減少)を同時に達成する吸着材の調製方法を提案するものである。

なお、本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] 神長大祐ほか、日本原子力学会 2022 春の年会、2022 年 3 月 17 日、オンライン、2K16.

*Daisuke Kaminaga¹, Tomohiro Agou¹, Hiroki Fukumoto¹, Yasunori Miyazaki², Yuichi Sano² and Masayuki Takeuchi²

¹Ibaraki Univ., ²JAEA.

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

[1J01-04] Computational Science & Engineering 1

Chair: Yoritaka Iwata (Kansai Univ.)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 3:50 PM Room J (13 Bldg. 2F 1321)

[1J01] On predictability of POD-based ROM in Lagrangian particle methods

*Guangtao Duan¹, Shuo Li¹, Mikio Sakai¹ (1. University of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J02] Numerical Investigation on the Self-Leveling Behavior of a Core Debris Bed

*Rui Li¹, Mikio SAKAI¹ (1. UTokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J03] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita¹ (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J04] Fused LASSO for radiation sources estimation

*Susumu Yamada¹, Masahiko Machida¹ (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

On predictability of POD-based ROM in Lagrangian particle methods

*Guangtao Duan¹, Shuo Li¹ and Mikio Sakai¹

¹Univ. of Tokyo

Abstract: The predictability of POD-based ROM for Lagrangian simulations of DEM and MPS particle methods is explored. A new error analysis is performed to investigate the feasibility of POD-based ROM in arbitrary complicated systems. It is found that mapping the Lagrangian information on Eulerian mesh can improve the predictability.

Keywords: Reduced order model (ROM), Proper orthogonal decomposition (POD), Error analysis, Lagrangian, DEM-CFD, Particle methods, Feasibility analysis

1. Introduction

POD-based ROM can greatly reduce computational time, and it has been widely used to simplify the Eulerian systems. Nevertheless, it is seldom directly applied to the Lagrangian systems simulated by particle methods. In this study, the predictability and feasibility of POD-based ROM for complicated Lagrangian systems are investigated.

2. POD-based ROM

POD refers to the eigenvectors and eigenvalues of a dynamic system. Based on a few dominant eigenvectors, the original solution can be reconstructed. Therefore, simulations can be calculated quite rapidly in the reduced subspace.

In ROM, an intrusive or non-intrusive approach can be adopted to compute the predicated POD coefficients. Then, the original solution can be reproduced by the POD coefficients and the adopted POD modes (base functions).

3. Theoretical error analysis and new predictability ratio

A new theoretical error analysis is performed to obtain the minimum error of ROM solutions by compensating the reduced subspace to a full subspace. In this manner, all the error sources due to predicated coefficients, truncation of POD modes, and inconsistency of POD modes between training and testing datasets can be accurately quantified.

Based on the error analysis, a new common POD-mode number is proposed to measure the shared POD modes between training and testing datasets. Then, a new predictability ratio is defined as the ratio of the proposed common POD-mode number to the existing reproducible POD-mode number for the feasibility analysis of ROM.

4. Results and discussion

Our previously developed FELMI (a DEM-CFD code) [1] and MPS [2] methods are used to perform the simulations of Lagrangian particles. The simulations of fluidized bed and additive manufacturing demonstrated that the proposed ratio could predict whether a system can be reduced or not. It is found that the POD-based ROM had poor and excellent predictability for Lagrangian and Eulerian variables. Parameterization results showed that mapping Lagrangian information on Eulerian mesh could improve the predictability of POD-based ROM.

5. Conclusions

A new predictability ratio is proposed for feasibility analysis of POD-based ROM. The analysis showed that POD-based ROM had poor and excellent predictability in Lagrangian and Eulerian frameworks. Thus, it is suggested to map the Lagrangian information onto fixed Eulerian meshes for reduction of the simulations of particle methods.

Acknowledgement

This research was supported by the MEXT Quantum Leap Flagship Program (MEXT Q-LEAP) under Grant No. JPMXS0118067246.

References

- [1] Y. Mori, M. Sakai, Development of a robust Eulerian–Lagrangian model for the simulation of an industrial solid–fluid system, *Chemical Engineering Journal*. 406 (2021) 126841.
- [2] G. Duan, M Sakai, Numerical investigation of gas entrapment in metal additive manufacturing using a quasi-sharp-interface particle method, *International Journal of Heat and Mass Transfer*. 199 (2022) 123451.

Numerical Investigation on the Self-Leveling Behavior of a Core Debris Bed

*Rui Li¹ and Mikio Sakai¹

¹UTokyo

This study investigates the self-leveling behavior of a conical debris bed consists of small particles formed during a severe accident of Sodium-cooled Fast Reactor (SFR). FELMI was employed to simulate the self-leveling process under different conditions. Results show that the self-leveling process can be reasonably reproduced.

Keywords: DEM-VOF, Self-leveling behavior, Multiphase flow, FELMI.

1. Introduction

Motivated by benefiting the severe accident evaluation of the Sodium-cooled Fast Reactor (SFR), numerical simulations were conducted to investigate the self-leveling of a debris bed formed during the Core Disruptive Accident (CDA). In this study, a new coupling algorithm combining the coarse-grained DEM, the refined grid model, and the DEM-VOF is incorporated into our in-house code FELMI to simulate the three phase self-leveling behavior of a debris bed. Particle size in the present research is smaller than 1.0mm. To the best of our knowledge, there is no precedent to study the self-leveling process of the debris bed composed of such small particles.

2. Numerical methods

The gas-solid-liquid flow system was simulated by the Discrete Element Method (DEM)-Volume of Fluid (VOF) coupling algorithm. Regarding the gas-liquid interface tracking, the THINC/WLIC scheme (Yokoi, 2007) was utilized for its simplicity and efficiency. In order to reduce the costs and flexibly specify the grid size for liquid simulation, a new coupling algorithm has been developed by incorporating the coarse-grained DEM and the refined grid model into the DEM-VOF algorithm. A combination of the Sign Distance Function (SDF) and Immersed Boundary Method (IBM) is implemented, which makes the calculation simple, yet accurate. Adequacy of FELMI (Mori & Sakai, 2021) and this new coupling algorithm has been proved in our previous research.

3. Calculation conditions

The computational domain was a scaled-down tank. On its bottom, a conical debris bed consisted of small particles with given shape was generated first. Air was injected from the bottom of the computational domain to simulate the vaporization of coolant, which was the driving factor of the self-leveling behavior. The grid was generated equivalently in all cases where the refined grid model was employed for specifying the fluid grid flexibly. Influences of two major factors, namely the gas velocity and the particle size, were studied, where 3 different particle sizes and gas velocities were set. In addition, to furtherly validate the feasibility of our proposed coupling algorithm, different particle configurations were utilized in each case, namely, the original particle, the coarse-grained particle with coarse-grained ratio being 2.0 and 3.0.

4. Results and discussion

After gas injection, debris bed was distinctly leveled within a short period of time and eventually stopped after decelerating, resulting a relatively flat debris bed. This process was also successfully captured by the coarse-grained particles. These results show that our proposed algorithm successfully reproduces the self-leveling process. It is concluded that the FELMI successfully simulate the three-phase flow in high-viscosity system and the applicability of coarse-grained model is well demonstrated.

Acknowledgement

This study was financially supported by JSPS KAKENHI 21K19760.

統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (8) スパース推定法による統計的安全評価値の評価

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

(8) Sparse estimation for a statistical safety evaluation value

*木下 郁男

原子力安全システム研究所

RELAP5 コードによる統計的安全評価に対して、代替統計モデルの適用性を検討している。本報では、PWR プラントにおける小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象のアクシデントマネジメント策を対象に、代替統計モデルによる燃料被覆管最高温度の不確かさ解析を行い、Lasso 回帰による 95%累積確率値の予測精度を検討した。

キーワード：統計的安全評価，代替統計モデル，スパース推定，Lasso 回帰，RELAP5

1. 緒言 代替統計モデルは、解析コードの入力と計算結果との関係を近似するように少数の解析結果から学習されたモデルである。代替統計モデルを統計的安全評価に適用するにあたっては、学習データへの過学習を防ぐ必要がある。本報では、統計的安全評価の代替統計モデルにスパース推定法を適用し、95%累積確率値(95%値)の予測精度を検討した。

2. 解析方法 解析対象は PWR プラントの小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象(1 インチ破断)とした。本事象のアクシデントマネジメント策に対し、RELAP5 コードの計算モデルの不確かさ(10 パラメータ)を変化させた統計解析(1024 サンプル)を行い、被覆管最高温度(PCT)の不確かさを評価した。本研究では、PCT の不確かさ解析を対象に、93 サンプルの学習データを用いて、線形 2 次回帰による予測モデルを定義し、これに正則化項として L1 ノルムを用いる Lasso 法を適用した。

3. 解析結果 図 1 に、全データ(1024 サンプル)に対して、代替統計モデルにより評価した PCT の累積分布関数を RELAP5 計算結果と比較して示す。最小二乗法では、学習データへの過学習のため、RELAP5 計算と比較して 95%値を過大評価している。一方、Lasso 法では、正則化項のハイパーパラメータ λ を $10^{-3.5}$ 、 $10^{-2.0}$ 、 $10^{-1.5}$ と大きくするにしたがって、RELAP5 計算に近づいている。

図 2 に、学習データ(93 サンプル)に対して、代替統計モデルの 1 個抜き交差検証により評価した累積分布関数を示す。図 1 と比較して、全データに対する代替統計モデルによる累積分布関数の RELAP5 計算に対する精度は、学習データを用いた交差検証により凡そ推定できることが分かる。

図 3 に、Lasso 法における正則化項のハイパーパラメータ λ の冪を変化させたときの、PCT95%値の RELAP5 計算との誤差の変化を示す。データにバラツキはあるものの、学習データを用いた交差検証から、全データに対する PCT95%値の誤差は約 $\lambda=10^{-1.4}$ において最小になることが推定できる。

表 1 に、全データに対する PCT 95%値の評価を示す。 $\lambda=10^{-1.4}$ において Lasso 法による評価は RELAP5 計算とよく一致する結果が得られた。

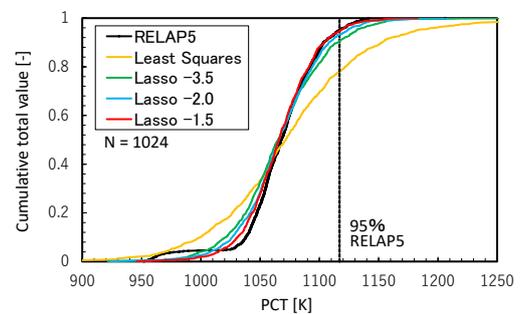


図 1 累積分布関数 (全データ)

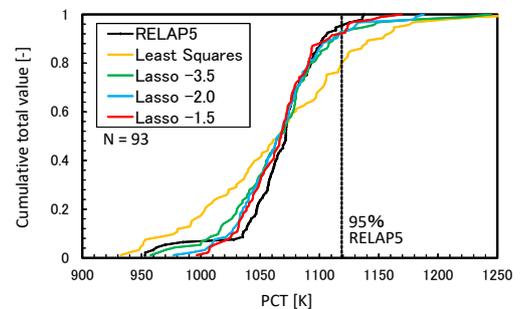


図 2 交差検証による累積分布関数(学習データ)

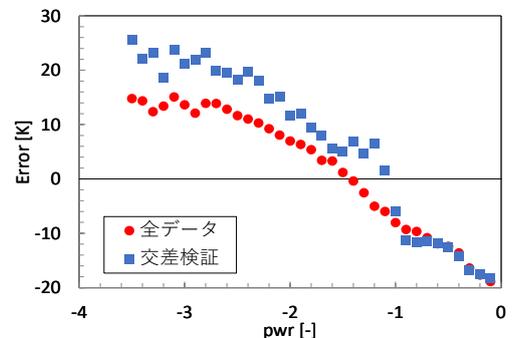


図 3 PCT 95%値誤差の交差検証

表 1 PCT 95%値の評価 (全データ)

評価法	最小二乗法	Lasso 法 $\lambda = 10^{-1.4}$	RELAP5
95%値	1182.0 K	1116.5 K	1116.9 K

*Ikuo Kinoshita, INSS

線源分布の逆推定に対する Fused Lasso

Fused LASSO for radiation sources estimation

*山田 進¹, 町田 昌彦¹

¹ 日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所で実施されている廃炉作業を安全かつ効率的に行うために、放射線源の分布情報を取得することが求められており、LASSO を用いて限定的な空間線量率の観測情報から線源を逆推定する技術が報告されてきた。しかし、実際の原子炉内の構造情報は、複雑且つスケールが広範囲に及ぶため、通常の LASSO の利用だけでは、線源を推定することが困難になる。そこで、本研究では、隣接した領域の影響をも考慮可能な Fused LASSO を用いた際の有効性を評価すると共に、その高速計算方法について報告する。

キーワード：Fused LASSO、線源推定、高速計算

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故を受けて実施されている廃炉作業を安全かつ効率的に行うには、放射線源の分布を知ることが重要となる。建屋内を複数のセルに分割し、複数の観測点で計測された線量率値と、計算で得られる対象物セルから観測点までの減衰率（寄与率）で構成される寄与率行列を用いた LASSO により、セル毎の線源分布量を逆推定できることが報告[1]されているが、得られる分布量は離散的（スパース）になりやすい。点群情報から作成される原子炉建屋内の最小セルは mm² 以下であり、このようなセルに跨って分布している場合には、LASSO での再現は困難となる可能性がある。そのため、修正した LASSO が必要になる。

2. Fused LASSO による線量の逆推定

上記課題を解決し、隣接セルとの線源強度の差を最小化しつつ適切な放射線源分布を取得する方法として

$$\|y - Ax\|_2 + \lambda_1 \sum_i |x_i| + \lambda_2 \sum_{i,j \text{ は隣接セル}} |z_i - z_j|$$

を最小化する Fused LASSO を採用する。ここで y は観測した空間線量、 A は寄与率行列とし、 i 番目のセルの線源分布量を x_i 、濃度を z_i とする。上式を用いると第 2 項で線源総量の増大を制限し、第 3 項で隣接セルとの濃度差を小さくできる。しかし、この式を ADMM 法[2]による反復計算で計算するには、反復ごとにセル数を次元とする連立一次方程式を反復計算する必要がある。しかし、セル数が多い場合には、現実的な時間で計算することが困難となる。そのため、第 3 項を変形した

$$\|y - Ax\|_2 + \lambda_1 \sum_i |x_i| + \lambda_2 \sum_{i,j \text{ は隣接セル}} |z_i - z_j|^2$$

を最小化する方法を提案する。この式に対し、Lan Wu らにより提案された方法[3]を適用することで、連立一次方程式の計算を必要としない反復計算で最小化が実現可能となり、高速に計算することができると考えられる。本提案した方法を用いた際の計算時間や計算結果等については、当日発表する。

本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発（被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発）」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献

- [1] 山田進、町田昌彦、Lasso 回帰を用いた放射線源分布の推定、日本原子力学学会 2022 年春の大会
- [2] 川野秀一松井秀俊、廣瀬慧、スパース推定法による統計モデリング、2018（共立出版）
- [3] Lan Wu, Yuehan Yang, Hanzhong Liu, Computational Statistics and Data Analysis, 70 (2014), 116–126.

*Susumu Yamada¹ and Masahiko Machida¹

¹Japan Atomic Energy Agency

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

[1J05-07] Computational Science & Engineering 2

Chair: Masaaki Suzuki (Chukyo Univ.)

Mon. Mar 13, 2023 3:50 PM - 4:40 PM Room J (13 Bldg.2F 1321)

[1J05] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Kenichi Tada¹, Hiroshi Akie¹, Tomohiro Kamiya¹, Yasunobu Nagaya¹, Hiroyuki Yoshida¹ (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[1J06] Systematic understanding of adsorption reaction on clay minerals by experiments and *ab initio* calculations at the atomic level

*Akiko Yamaguchi^{1,2}, Yoshio Takahashi¹, Masahiko Okumura² (1. UTokyo, 2. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1J07] Microscopic and Mesoscopic analysis of eutectic melting in Fe/B4C system

*Mitsuhiro Itakura¹, Hiroki Nakamura¹, Okumura Masahiko¹ (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発 (7) JAMPAN 上での MVP/NASCA 連成計算

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

(7) MVP/NASCA coupling calculation on JAMPAN

*多田 健一¹, 秋江 拓志¹, 神谷 朋宏¹, 長家 康展¹, 吉田 啓之¹

¹JAEA

マルチフィジクスシミュレーション用プラットフォーム JAMPAN に、サブチャンネル解析コード NASCA を取り扱うモジュールを実装し、JAMPAN 上での MVP/NASCA を用いた核熱連成解析を実施した。

キーワード: 核熱連成シミュレーション, JAMPAN, MVP, NASCA

1. JAMPAN を用いた MVP/NASCA 連成計算の実現

JAEA では、核熱連成シミュレーションの実現に向けて、マルチフィジクス用プラットフォーム JAMPAN(JAEA Advanced Multi-Physics Analysis platform for Nuclear systems)の開発を行っている。前回の報告¹では、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP と多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER を JAMPAN 上で組み合わせた核熱連成解析結果について紹介した。JUPITER は機構論的手法を用いており、実験相関式や近似手法を極力排除している。そのため、MVP と JUPITER を組み合わせた高忠実度のマルチフィジクスシミュレーションを実現することで、炉心解析コードの検証に必要な大規模な核熱連成実験の種類や回数の削減が期待できる。しかし、JUPITER に必要な計算負荷は高く、現在の計算機性能では、スパコンを用いたとしても、単一集合体程度の小規模な体系しか解析することが出来ない。

そこで炉心解析コードの参照解となる実機炉心体系での核熱結合解析結果を提供するため、MVP と三流体サブチャンネルコード NASCA を組み合わせた核熱連成解析を行うことを検討している。MVP と NASCA を用いた核熱連成計算は、プロトタイプ核熱連成シミュレーションシステム IPACS で実装し、単一集合体体系での解析結果について報告した²。しかし、IPACS は解析対象が単一集合体体系に限定されているなど制約が多く、実機炉心解析に利用することは出来ない。そこで本研究では、JAMPAN に NASCA の入出力を取り扱うモジュールを実装すると共に、IPACS で得られた知見を活用し、JAMPAN 上での MVP と NASCA の核熱連成解析を実現した。

2. JAMPAN を用いた MVP/NASCA 連成計算の検証

JAMPAN を用いた MVP/NASCA 連成計算の検証として、BWR の 8×8 STEP-II、9×9 STEP-III A、9×9 STEP-III B の単一集合体体系において、IPACS の解析結果と JAMPAN の解析結果を比較した。検証では、サブチャンネル内の分割数(1×1、2×2)や軸方向分割数(24、48、96)を様々に変えた条件で解析を行った。その結果、IPACS の解析結果をほぼ再現できることを確認した。

3. 今後の予定

現在は IPACS と同じく単一集合体体系の解析を対象としている。しかし、JAMPAN では全炉心体系での解析を見据え、拡張性を考慮した実装を行っている。JAMPAN を改良し、複数の燃料集合体が並んだ体系や、1/4 炉心体系、全炉心体系へと解析対象を拡大する予定である。また、今後は JAEA が開発している三次元二流体モデル解析コード ACE-3D など、NASCA 以外の熱流動解析コードとの結合も検討している。これらの実現のためにも、抽象化の徹底やデータコンテナに配置するデータ形式の改良など、開発したモジュールの改良を進めていく予定である。

1) 神谷朋宏ら、日本原子力学会 2022 年秋の大会、1F04. 2) 秋江拓志ら、日本原子力学会 2022 年春の年会、1B03.

* Kenichi Tada¹, Hiroshi Akie¹, Tomohiro Kamiya¹, Yasunobu Nagaya¹, and Hiroyuki Yoshida¹

¹JAEA

分子レベルの実験と第一原理計算による粘土鉱物吸着反応の系統的理解

Systematic understanding of adsorption reaction on clay minerals

by experiments and *ab initio* calculations at the atomic level

*山口 瑛子^{1,2}, 高橋 嘉夫¹, 奥村 雅彦²

¹東京大学, ²日本原子力研究開発機構

粘土鉱物への吸着反応においては、吸着イオンの水和状態に応じて溶脱のしやすさが異なるため水和状態の理解も必須である。放射性元素のラジウムの水和及び粘土鉱物への吸着構造について、世界初となる広域 X 線吸収微細構造測定と第一原理計算により分子レベルでの解明を行い、元素間の比較も行った。

キーワード：粘土鉱物、水和構造、ラジウム、EXAFS、VASP

<緒言> 粘土鉱物は地球表層に広く存在し多くの陽イオンを吸着することから様々な元素の環境挙動を支配している。粘土鉱物に吸着したイオンの溶脱のしやすさは吸着時の水和状態に依存するため、粘土鉱物吸着反応の理解には水和反応も重要である。アルカリ土類金属で最も大きい元素であるラジウム(Ra)はウランなどから生成する放射性元素で、地層処分問題やウラン鉱山周辺の環境汚染問題、近年では自然由来の Ra による飲料水の汚染問題などで重要な元素であるが[1]、安定同位体がなく取り扱いが難しいため分光法の適用が難しく、基礎的な化学情報である水和構造ですら未解明であった。そこで本研究では、世界初となる水和 Ra の広域 X 線吸収微細構造(EXAFS)測定と第一原理分子動力学法(AIMD)により Ra の水和構造を明らかにすることを目指した。また、粘土鉱物への吸着についても実験及び計算を実施した。

<手法> Ra は安定同位体がなく、壊変により希ガスのラドンを生成し内部被ばくの危険性を高めるため取扱いが難しい。本研究では、法律に則って Ra の安全な EXAFS 測定法を確立し、SPRING-8 にて測定を実施した。また、Vienna Ab initio Simulation Package (VASP)を用いた AIMD により Ra の水和構造を明らかにし、実験では得られない動的特性についても調べた。同様の手法を Ra のアナログ元素であるバリウム(Ba)にも適用し[2]、Ra との比較を行った。さらに粘土鉱物吸着構造についても EXAFS 測定及び第一原理計算を行った。

<結果・考察> 水和 Ra の EXAFS スペクトルの解析から、Ra の第一水和圏における Ra-O の距離と配位数は $2.87 \pm 0.06 \text{ \AA}$ 及び 9.2 ± 1.9 であった。これらの値は AIMD から求めた値(2.88 \AA 及び 8.4)と良い精度で一致した。AIMD で得られた構造を詳細に解析したところ、配位数のヒストグラムや水分子と Ra の角度分布から、Ra に配位した水分子は Ba に配位するよりも緩く配位していることがわかった。さらに第一水和圏の平均滞留時間も Ra に配位した水分子の方が Ba よりも短く、Ra に配位した水分子はより早く交換することがわかった。これらの結果は溶液中の Ra が固相に移行しやすいことを示唆している。本研究ではさらに粘土鉱物(vermiculite)に吸着した Ra について EXAFS 測定を行ったところ、脱水して吸着(内圏錯体を形成)することがわかった。系統的な EXAFS 測定及び第一原理計算により元素間の比較を行ったところ、Ra のイオン半径が大きいために粘土鉱物の層構造に存在する cavity に安定に内圏錯体として吸着するということが示唆された。

参考文献

[1] Z. Szabo et al., Appl. Geochemistry 27, 729 (2012). [2] A. Yamaguchi et al., Chem. Phys. Lett. 780, 138945 (2021).

*Akiko Yamaguchi^{1,2}, Yoshio Takahashi¹ and Masahiko Okumura²

¹The Univ. of Tokyo, ²Japan Atomic Energy Agency.

鉄/B4C 共晶溶融のマイクロ・メゾスケール解析

Microscopic and Mesoscopic Analysis of Eutectic Melting of Iron/B4C

*板倉 充洋¹, 中村 博樹¹, 奥村 雅彦¹

¹原子力機構

原子炉過酷事故で最初に溶融する鉄/B4C 界面について第一原理計算およびメゾスケール解析を行った結果を発表する。

キーワード: 第一原理計算, 過酷事故解析, 共晶溶融

1. 緒言

シビアアクシデントにおいて最初に溶融が起これと考えられる制御棒溶融について、融点直前でのステンレス中のホウ素拡散およびそれによる融点低下についてマイクロ・メゾ解析を用いシミュレーションを行った。

2. ミクロ解析

B4C 粉末をステンレスで被覆した模擬制御棒の加熱実験では少量の B4C がステンレス中に拡散し共晶溶融する一方、B4C の大部分は溶融せず残るという結果が得られている。これは B や C 元素が鉄中に拡散していくのに対し B4C 中への鉄原子の拡散は起こりにくいことを示唆している。B4C 中に鉄原子が入る場合、原子半径が大きいため隙間の格子間位置に侵入することはできず、空孔拡散を介した B/C 原子との位置交換によって拡散する必要があるが、B4C 中の空孔は特定の位置に強くトラップされ動かないという既往研究があり、実験事実と符合する。

B の鉄中への拡散について第一原理計算で調べた結果、B 原子は原子半径が大きく C, N 原子のように fcc 鉄中の格子間位置に侵入することは困難であり、鉄原子の位置に置換型不純物として存在するため拡散は遅いことが分かった。一方でステンレスへの B の浸透は実験で観測されているが、主に粒界を経由して拡散していることが分かっている。またステンレス中に B 原子はほとんど固溶しないが、粒界には偏析するため、偏析した B によって粒界に Fe2B や FeB などの化合物が生成され、この部分を B 原子が拡散していることが示唆される。第一原理計算の結果、Fe2B や FeB は格子間位置に余分な B 原子を収容でき、さらにこの B 原子が比較的容易に移動できることが分かった。実験で得られた拡散定数は移動エネルギーが低いのに対し温度に依存しない定数項が非常に小さいことも、B 原子が粒界という限られたパスを高速に移動していることを示唆している。

3. メゾ解析

通常の拡散方程式では上記鉄/B4C のような非対称な拡散を扱えず、濃度分布が連続的となり実験でみられるようなシャープな鉄/B4C 界面を再現できない。そこで拡散方程式を改良し、B4C 濃度が固溶限以上の値であるセルでは濃度を固溶限で置き換えた値を用いて濃度勾配を評価し拡散方程式をシミュレーションしたところ、シャープな界面を再現することに成功した。

*Mitsuhiro Itakura¹, Hiroki Nakamura¹ and Masahiko Okumura¹

¹JAEA

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

[1K01-04] Analysis Method 1

Chair: Motomu Suzuki (CRIEPI)

Mon. Mar 13, 2023 10:15 AM - 11:20 AM Room K (13 Bldg.2F 1322)

[1K01] Development of particle transport calculation method based on analytical collision probability

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

10:15 AM - 10:30 AM

[1K02] A Study on a Data-Driven Neutron Transport Calculation Method Using Proper Orthogonal Decomposition (POD)

*Shunya Teratani¹, Masato Ito¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya University)

10:30 AM - 10:45 AM

[1K03] A study on the finding algorithm for POD expansion order based on Wilks' method

*Masato Ito¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Yasuhiro Kodama², Hiroaki Nagano² (1. Nagoya Univ., 2. NFI)

10:45 AM - 11:00 AM

[1K04] Development of Real-Time 3D Fine Mesh Kinetics Calculation Method Based on POD

*Kaito Ito¹, Kosuke Tsujita², Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ., 2. NEL)

11:00 AM - 11:15 AM

解析的な衝突確率法に基づく粒子輸送計算手法の開発

Development of particle transport calculation method based on analytical collision probability

*松村 哲夫¹、亀山 高範¹
¹東海大

解析的衝突確率法に基づく新しい粒子輸送計算手法を2次元(2D)にて開発した。対象内の任意の領域 R_a から R_b への衝突確率 CP は、領域 R_a と領域 R_b を含むシステム全体の断面積がゼロの場合に解析的に計算できる。領域 R_a と R_b の代表点間の距離と平均断面積による減衰効果を用いることで、ゼロ断面積での CP 値から減衰効果を考慮した CP 値を近似できる。領域を狭くすることで、減衰効果を考慮した CP 値を真値に近づけることができる。参照解のある2次元問題などに適用し、短い計算時間で十分な解析結果を得た。

キーワード：解析的手法、衝突確率法、輸送計算、2次元、領域間距離

1. 計算手法 2次元体系で領域 R_a の線源 $S(R_a)$ から検出ポイント P_d へのフラックス $\phi(P_d \leftarrow R_a)$ は、領域 R_a の座標 (X_{ai}, Y_{ai}) $i = 1, 2$ と検出ポイント P_d の座標 (X_d, Y_d) から式(1)で計算できる。中性子・光子などの粒子に対するマクロ断面積 Σ_t による減衰効果は Bickley 関数 $K_{i1}(\Sigma_t \ell)$ で示されるが、これを領域 R_a の代表点との距離 L と Σ_t による減衰効果 $K_{i1}(\Sigma_t L)$ で近似することで、 $1/\ell = 1/\sqrt{x^2 + y^2}$ の積分となる。 $1/\ell$ の積分は式(2)の様に解析的に求められる[1]。

$$\phi(P_d \leftarrow R_a) = \int_{(X_d - X_{a1})}^{(X_d - X_{a2})} dx \int_{(Y_d - Y_{a1})}^{(Y_d - Y_{a2})} dy \frac{S(P_d)}{2\pi V_a \ell} k_{i1}(\Sigma_t \ell) \cong k_{i1}(\Sigma_t L) \frac{S(R_a)}{2\pi V_a} \int_{(X_d - X_{a1})}^{(X_d - X_{a2})} dx \int_{(Y_d - Y_{a1})}^{(Y_d - Y_{a2})} dy \frac{1}{\ell} \quad (1)$$

$$\int dx \int dy \frac{1}{\ell} = y \operatorname{asinh}\left(\frac{x}{\operatorname{abs}(y)}\right) + x \operatorname{asinh}\left(\frac{y}{\operatorname{abs}(x)}\right) \quad (2)$$

領域 R_a から R_b への衝突確率 $CP(R_b \leftarrow R_a)$ は R_b の座標 (X_{bi}, Y_{bi}) $i = 1, 2$ を用いて、式(3)の様に4重積分になるが、相対距離 $\Delta x = X_b - X_a$, $\Delta y = Y_b - Y_a$ などを用いることで2重積分に簡素化し、解析的に求められる。

$$CP(R_b \leftarrow R_a) = \int_{X_{b1}}^{X_{b2}} dx_b \int_{X_{a1}}^{X_{a2}} dx_a \int_{Y_{b1}}^{Y_{b2}} dy_b \int_{Y_{a1}}^{Y_{a2}} dy_a \frac{\Sigma_{tb}}{2\pi \ell V_a} k_{i1}(\Sigma_t \ell) \\ \cong k_{i1}(\Sigma_t L) \frac{\Sigma_{tb}}{2\pi V_a} \int_{\Delta x_{min}}^{\Delta x_{max}} d\Delta x \int_{\Delta y_{min}}^{\Delta y_{max}} d\Delta y w(\Delta x) w(\Delta y) \frac{1}{\ell} \quad (3)$$

ここで、 $w(\Delta x)$, $w(\Delta y)$ は積分の重み、 Σ_{tb} は領域 R_b のマクロ断面積である。

2. 検証解析 参照解が示されている Fletcher's 2次元問題を解析し[2]、線源領域を細かく mesh 分割すれば(64×64 mesh など)、参照解に近づくことを確認した(図)。また、メッシュ分割が2×2 mesh 程度でも相対誤差3%以下と実用的な精度で計算できることが示された。2×2 mesh 分割の計算時間は通常のPCで0.17秒、64×64 mesh 分割でも248秒と現実的な時間で計算が可能であった。遮蔽模擬体系の計算なども実施し、散乱断面積がある問題でもメッシュ分割すれば、参照解に近づくことが確認できた。

3. まとめ 解析的衝突確率法に基づく新しい2次元(2D)輸送計算法を開発し、参照解のある2次元問題などに適用し、実用的な計算時間で十分な解析結果を得た。今後、3次元の遮蔽・臨界体系などへ本手法を展開する。

参考文献

- [1] T. Matsumura: N.S.E. 183, 407-420 (2016).
[2] M.T. Capilla, et al: Annals of Nuclear Energy, 87, 89-100 (2016).

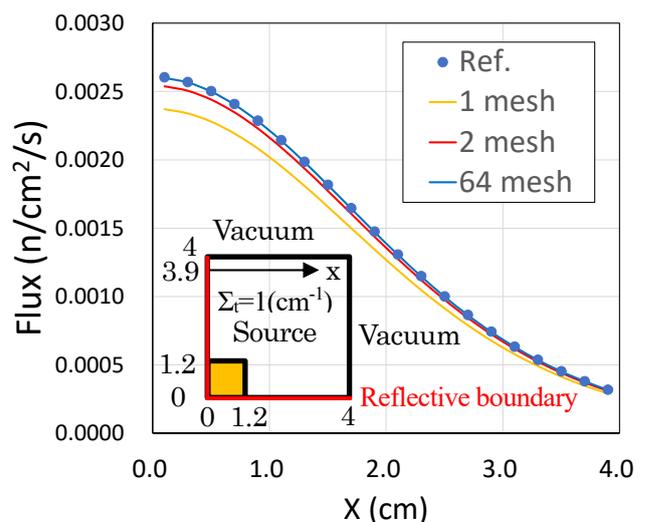


図 Fletcher's 2次元問題の参照解との比較

* Tetsuo MATSUMURA¹ and Takanori KAMEYAMA¹

¹ Tokai University

固有直交分解(POD)を用いたデータ駆動型中性子輸送計算手法に関する検討

Development of a Data-Driven Neutron Transport Calculation Method Using Proper Orthogonal Decomposition

*寺谷 俊哉¹, 伊藤 雅人¹, 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹

¹名古屋大学

解くべき方程式が全中性子束に関する行列形式で表現できない中性子輸送計算の場合には、固有直交分解(POD)を適用することが困難であった。本研究では、複数の輸送計算結果を用いたデータ駆動型の POD 輸送計算手法を考案した。また、Wilks の手法を利用することで提案手法の計算精度を調査した。

キーワード：固有直交分解(POD)、輸送計算、データ駆動型、一般化逆行列、Wilks の手法

1. 緒言 固有直交分解(Proper Orthogonal Decomposition, POD)を利用すると、大規模なデータの中に含まれる主要な成分(POD 基底)を抽出できる。拡散計算($\mathbf{A}\vec{\phi} = \vec{S}$)の場合には、POD 基底行列 \mathbf{U} を用いることで、体系の形状や物質によって決まる係数行列 \mathbf{A} に対して左右から \mathbf{U} の行列積をとる Sandwich 法により、係数行列サイズを $\mathbf{U}^T\mathbf{A}\mathbf{U} \in \mathbb{R}^{r \times r}$ に圧縮でき、解くべき未知数の数を全中性子束 $\vec{\phi}$ の数 N から展開係数 $\vec{f} = \mathbf{U}^T\vec{\phi}$ の数 r まで削減できる。しかし、拡散近似を適用しない厳密な輸送計算の場合には、中性子漏洩に関する項が $\vec{\phi}$ を用いた行列形式で表現できず、従来の Sandwich 法が適用できない。そこで本研究では POD を適用した輸送計算を実現するため、Sandwich 法を使わずに圧縮行列を推定する方法について検討を実施した。

2. 考案手法 圧縮後の輸送方程式は $(\tilde{\mathbf{L}} + \tilde{\mathbf{R}})\vec{f} = \vec{q} \dots (1)$ と形式的に表現できる(\vec{f} は展開係数ベクトル、 $\tilde{\mathbf{L}}$ と $\tilde{\mathbf{R}}$ は漏洩項と吸収項の圧縮行列、 \vec{q} は中性子源の圧縮ベクトル)。吸収項の圧縮行列 $\tilde{\mathbf{R}}$ は Sandwich 法で求めることができ、 $\tilde{\mathbf{L}}\vec{f} = (\vec{q} - \tilde{\mathbf{R}}\vec{f}) \dots (2)$ のように変形できる。計算条件 i を変えた輸送計算を I 回実施し、展開係数ベクトル \vec{f}_i と式(2)右辺($\vec{q}_i - \tilde{\mathbf{R}}\vec{f}_i$)をそれぞれ並べ、データ行列 \mathbf{F}, \mathbf{Q} を準備する。ここで $\tilde{\mathbf{L}}\mathbf{F} = \mathbf{Q}$ の関係を満たすため、漏洩項の圧縮行列 $\tilde{\mathbf{L}}$ は一般化逆行列 \mathbf{F}^+ を用いて $\tilde{\mathbf{L}} = \mathbf{Q}\mathbf{F}^+$ により推定できる。こうして求めた $\tilde{\mathbf{L}}$ と別の計算条件 j における $\tilde{\mathbf{R}}_j$ および \vec{q}_j を用いて式(1)を解けば \vec{f}_j が得られ、 $\vec{\phi}_j = \mathbf{U}\vec{f}_j$ により中性子束が再構成できる。

3. 適用結果 計算体系は、長さ 12 cm の一次元平板の均質炉心、空間メッシュ幅は 0.05 cm(メッシュ数 $N = 240$)、外部境界面の中性子反射率(アルベド値)は左端で0.7、右端で1.0とした。中性子源と吸収断面積を変化させて輸送計算を 14 回実施し、14 条件の中性子束を並べた行列を特異値分解することで POD 基底($1 \leq r \leq 14$)を推定した。ここで、中性子源は、 $q(x) = a(x/6)^2 + b(x/6) + c$ の二次関数形とし、各係数は $-1 \leq a, b \leq 1, 2 \leq c \leq 3$ の範囲で一様乱数により与えた。同様に、吸収断面積 Σ_a も $0.025 \leq \Sigma_a \leq 0.25$ の範囲で一様乱数により与えた。さらに I 回条件を変えた MOC 輸送計算を実施し、提案手法により圧縮行列 $\tilde{\mathbf{L}}$ を推定した。最後に、POD 輸送計算の精度を検証するため、①使用する基底数 r を 1, 2, 5, 14 本、② $\tilde{\mathbf{L}}$ 計算時に使用するデータ数 I を 1, 2, 5, 14 と変化させ、Wilks の手法に基づき 59 回条件を変えて参照解(MOC 輸送計算で求めた中性子束)との相対平均二乗誤差(RMSE)を求め、upper tolerance limit (UTL)を評価した(表 1)。一例として、検証で得られた POD 輸送計算と参照解との比較を図 1 に示す。図 1 と表 1 より、基底数 r を増やすことで参照解に近づき、 $r = I = 5$ の条件で精度良く計算可能であることを確認した。以上により、本研究で考案したデータ駆動型 POD 輸送計算結果の妥当性を検証できた。

表 1 参照解との相対 RMSE の 95%/95% upper tolerance limit (UTL) [%]

		圧縮行列計算時に使用するデータ数 I			
		1	2	5	14
基底数 r	1	34.93	34.93	34.92	34.87
	2	30.90	1.07	1.08	1.09
	5	32.06	5.78	0.04	0.03
	14(=rank)	32.13	7.43	2.42	0.00

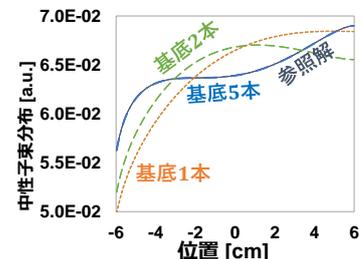


図 1 POD 輸送計算の例

*Shunya Teratani¹, Masato Ito¹, Tomohiro Endo¹ and Akio Yamamoto¹

¹Nagoya University

Wilks の手法に基づいた POD 展開次数探索アルゴリズムに関する検討

A study on the finding algorithm for POD expansion order based on Wilks' method

*伊藤 雅人¹, 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹, 小玉 泰寛², 長野 浩明²

¹名古屋大学, ²原子燃料工業

本研究では Wilks の手法に基づくことで、ユーザーが指定した許容限界誤差を満足するように、固有直交分解(POD)の展開次数を自動的に探索するアルゴリズムを考案した。2次元単一集合体体系を対象として、本手法により得られた POD 基底による中性子束展開誤差を統計的に評価し、その妥当性を確認した。

キーワード：固有直交分解、POD 基底、POD 展開次数、Wilks の手法、上側許容限界

1. 緒言 固有直交分解(Proper Orthogonal Decomposition, POD)では、少数の正規直交基底(POD 基底)により中性子束空間分布を効率よく展開することで、炉心解析コストの削減を図る。そのため POD を用いた炉心解析の計算精度は中性子束展開に用いる POD 基底数(POD 展開次数)に依存する。したがって、POD を用いた炉心解析精度を保証するために、指定された精度を満足するような POD 展開次数を統計的に評価する必要がある。本研究では、統計的評価手法である Wilks の手法に基づくことで、ユーザーが指定した上側許容限界(Upper Tolerance Limit, UTL)を満足するように、POD 展開次数を自動的に探索するアルゴリズムを考案した。

2. 提案手法 確率 p および信頼度 q 、許容限界誤差 ϵ_{user} を指定し、 $\epsilon_{\text{est}} \leq \epsilon_{\text{user}}$ の条件を満足するまで以下の手順を①~④を繰り返す。①ランダムな条件で拡散計算を1回実施することで、中性子束データ $\vec{\phi}_j$ を作成する。②教師データ行列 Φ に j 番目の生成データ $\vec{\phi}_j$ を1列追加し、 Φ を特異値分解して POD 基底を求める。③Wilks の手法に基づき POD 基底による中性子束展開誤差(POD 展開誤差)の UTL 推定値 ϵ_{est} を求める。④ $\epsilon_{\text{est}} > \epsilon_{\text{user}}$ であれば、ランダムな1条件で拡散計算を実施し、①に戻る($j \rightarrow j + 1$)。上述した手順により、「POD 展開誤差が ϵ_{user} 以下となる確率が p 以上」である信頼度が q 以上となるように、POD 展開次数を求めることができる。

3. 検証結果 計算体系は2次元単一ウラン燃料集合体とし、エネルギー群は2群とした。境界条件はアルベド境界条件とし、各辺のアルベド値を独立な一様乱数により変化させた。POD 展開誤差(中性子束展開誤差の相対2乗平方根誤差,rRMSE)について、 $p = q = 0.95$ の UTL 推定値 ϵ_{est} が $\epsilon_{\text{user}} = 0.1\%$ 以下を満足するよう、提案手法により POD 展開次数を決定した。その結果、UTL 推定値および POD 展開次数はそれぞれ $\epsilon_{\text{est}} = 0.078\%$ および41次となった。提案手法の有効性を検証するため、以下の手順(1)~(3)により、提案手法を用いて決定した POD 展開次数の信頼度 q_{calc} を計算した。「(1)POD 基底によりランダムな1000通りの条件で中性子束を展開し、rRMSE をそれぞれ評価。(2)1000個の rRMSE のうち $\epsilon_{\text{user}} = 0.1\%$ 以下となる割合 p_i を計算。(3)手順(1)から(2)を1000回繰り返すことで、 $p_i \geq 0.95$ となる割合により信頼度 q_{calc} を評価。」一例として、 $i = 1$ における1000通りの rRMSE 値を図1に示す。この場合、 $p_1 = 0.965 \geq 0.95$ が成り立つ。また、手順(3)により、信頼度計算値は $q_{\text{calc}} = 0.993$ であり、指定した信頼度0.95より大きくなった。以上の検討により、指定された許容限界誤差 ϵ_{user} および確率 p 、信頼度 q を満足するような POD 展開次数を、提案手法により十分な信頼度で探索できることが確認できた。

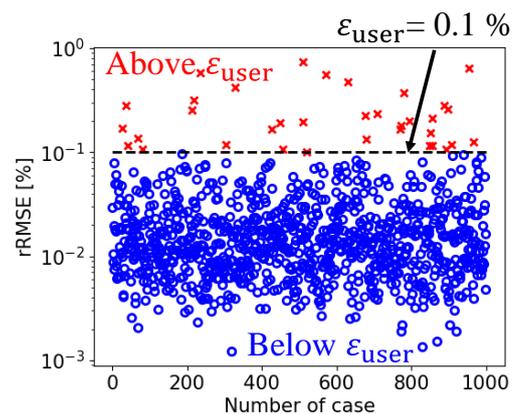


図1 1000通りの rRMSE
および $\epsilon_{\text{user}} (i = 1)$

*Masato Ito¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Yasuhiro Kodama² and Hiroaki Nagano²

¹Nagoya Univ., ²NFI.

POD に基づいたリアルタイム 3 次元詳細メッシュ動特性計算手法の開発

Development of Real-Time 3D Fine Mesh Kinetics Calculation Method Based on POD

*伊藤 魁人¹, 辻田 浩介², 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹

¹名古屋大学, ²(株)原子力エンジニアリング

リアルタイムで 3 次元詳細メッシュ動特性計算結果を再現可能なシミュレータの開発に向けて、固有直交分解(Proper Orthogonal Decomposition, POD)を利用した次元削減モデル(Reduced Order Model, ROM)による動特性計算手法を開発した。LMW ベンチマーク問題の体系において、制御棒操作を模擬した条件で 3 次元詳細メッシュ動特性計算の結果と比較することで、POD に基づいた ROM の適用性を確認した。

キーワード：固有直交分解, 次元削減モデル, 3 次元詳細動特性計算

1. 緒言

本研究ではリアルタイムで 3 次元詳細メッシュ動特性計算を実施できるシミュレータの開発を目的としている。しかし、一般に 3 次元詳細メッシュ動特性計算をリアルタイムに実施するのは不可能であり、少数群の近代ノード法などが動力炉用のシミュレータに用いられている。そのため、POD を利用した ROM に注目した。POD とはデータ駆動型の次元削減手法であり、特異値分解と低ランク近似を利用して、中性子束分布の形状をより少ない次元数で展開できるような基底を作成する。本検討では、ROM を利用することで、任意の制御棒操作による出力変化を 3 次元詳細メッシュ動特性計算で模擬できるかどうか確認した。

2. POD を利用した 3 次元動特性計算

本研究では、POD を用いて 3 次元体系における任意の制御棒操作を模擬する ROM を構築した。計算概要を以下に示す。まず、計算体系の制御棒位置を網羅できる条件で詳細メッシュ動特性計算をあらかじめ実施する。得られた中性子束分布行列から特異値分解と低ランク近似を利用して各エネルギー群の POD 基底 \mathbf{U}_g を得る。その後、各制御棒位置における詳細メッシュ動特性計算の反復・断面積行列を POD 基底で挟むことで、反復・断面積行列を圧縮する。ROM 計算では、この次元圧縮した反復・断面積行列を計算したいシナリオ順に並べ替えることで任意の制御棒操作を模擬する。次元圧縮した拡散方程式を解くことで展開係数ベクトル $\vec{\phi}_g$ を計算し、 $\vec{\phi}_g = \mathbf{U}_g \vec{\phi}_g$ とすることで詳細メッシュ中性子束 $\vec{\phi}_g$ を計算する。

3. 詳細メッシュ動特性計算と ROM 計算の比較

計算体系は LMW ベンチマーク問題 [1]を利用した。詳細計算としては、三次元・有限差分・詳細メッシュ拡散計算を用いる。空間メッシュ分割数は、体系全体で $55 \times 55 \times 100 = 302,500$ である。詳細動特性計算(Full Order Model, FOM)および ROM 計算ともに、Rod1 バンク以外の制御棒は全引抜のままとした。また、ROM 計算結果を検証するため、Rod 1 バンクの制御棒操作シナリオは、POD 基底を作成する際の FOM 計算条件と、ROM を適用する条件で、異なる制御棒操作とした。同一の制御棒操作に対する FOM 計算(参照解)と ROM 計算で得られた炉心出力の時間変化を図 1 に示す。ROM 計算全体に要した時間は 5.8 s であり、1 時間ステップ当たりの計算時間は約 0.1 s 程度であった。なお、参照解の三次元動特性計算の計算時間は 4,140 s である。以上より、POD を用いた ROM 計算がリアルタイムシミュレーションに利用可能であることを確認した。

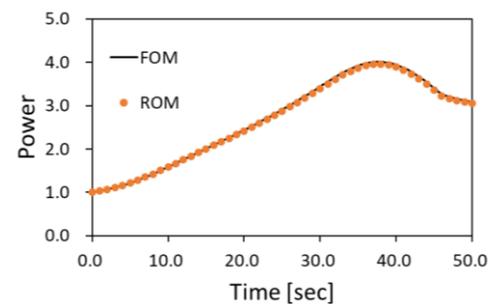


図 1 FOM と ROM 計算の比較

参考文献 [1] S. Langenbuch, W. Maurer, and W. Werner, *Nucl. Sci. Eng.*, **63**, p. 437 (1977).

*Kaito Ito¹, Kosuke Tsujita², Tomohiro Endo¹, and Akio Yamamoto¹

¹Nagoya Univ., ²NEL

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

[1K05-06] Analysis Method 2 (Monte Carlo)

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)

Mon. Mar 13, 2023 11:20 AM - 11:55 AM Room K (13 Bldg.2F 1322)

[1K05] Development of the Functional Expansion Tally Method Expanded by Numerical Basis Functions Extracted by Singular Value Decomposition

*Ryoichi Kondo¹, Yasunobu Nagaya¹ (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[1K06] Development of a deep penetration calculation method combining proper orthogonal decomposition and Monte Carlo methods

*Kaito Mori¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹ (1. Nagoya Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

特異値分解による数値的な基底関数を用いた関数展開タリー法の開発 (2) 一次元全炉心体系への適用

Development of the Functional Expansion Tally Method Expanded by Numerical Basis Functions Extracted by Singular Value Decomposition

(2) Application to One-Dimensional Whole Core Geometry

*近藤 諒一¹, 長家 康展¹

¹JAEA

数値的な基底関数を用いた関数展開タリー法を一次元全炉心体系での多群モンテカルロ計算に適用した。提案手法を用いることで従来法よりも低次の展開で高い精度が得られることを確認した。

キーワード: 関数展開タリー、モンテカルロ計算、特異値分解、数値的な基底関数、全炉心計算

1. 緒言: モンテカルロ輸送計算において、数値的な基底関数を用いた関数展開タリー法(FET法)を開発している。今回は、一次元全炉心体系において数値的な基底関数を用いたFET法を適用し、大規模体系に対する本手法の適用性を確認した。

2. 計算条件: 計算体系は図1に示す2種類の集合体からなる一次元全炉心体系である[1]。エネルギー7群の多群モンテカルロ計算を行い、空間中性子束分布を計算した。FET法を用いた計算では、数値的な基底関数またはルジャンドル多項式を集合体ごとの中性子束分布に適用した。単一集合体の境界で異なるアルベド値(0.0, 1.0, ..., 1.0)を与えた複数の条件において中性子束分布を計算し、それらを特異値分解することで数値的な基底関数を作成した。単一集合体の計算には決定論的手法を用いた。GMVPで計算した幅0.05cmのビン平均中性子束(炉心内を1,920等分割)を参照解とした。

3. 計算結果: 参照解と同様のビンにおいてFET法で得られた連続分布からビン平均中性子束を計算し、集合体ごとに二乗平均平方根誤差(RMSE)を求めた。図2から集合体2では数値的な基底関数で6次まで展開したときの精度がルジャンドル多項式で79まで展開したものと同等であり、低次の展開で高い精度が得られている。一方で、表1

から、制御棒ありの集合体では精度が低下することが確認された。なお、数値的な基底関数を用いた場合に高次の展開で精度が低下する問題については、基底関数の離散化が影響していることを確認している。

参考文献

[1] Ito M, et al. Proc PHYSOR 2022; 2022 May 15–20; Pittsburgh, PA. p. 503-512.

* Ryoichi Kondo¹ and Yasunobu Nagaya¹

¹JAEA

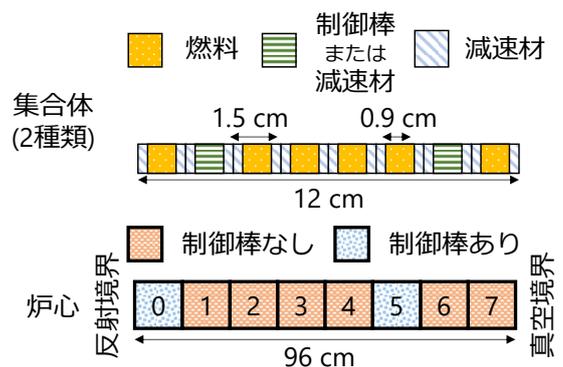


図1 計算体系[1] (炉心内番号は集合体のインデックス)

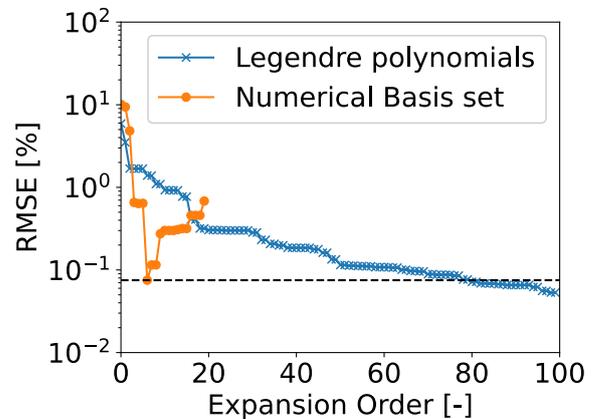


図2 集合体2の展開次数に対するRMSE

表1 数値的な基底関数でRMSEが最小値をとる次数と同等の精度をとるルジャンドル展開の次数

集合体の位置	0	1	2	3	4	5	6	7
数値的な基底関数の場合	7	6	6	6	6	7	6	6
ルジャンドル多項式の場合	39	61	79	77	57	39	71	49

固有直交分解とモンテカルロ法を組み合わせた深層透過計算手法の開発

Development of a deep penetration calculation method combining proper orthogonal decomposition
and Monte Carlo methods

*森 海斗¹, 山本 章夫¹, 遠藤 知弘¹

¹名古屋大学

決定論的手法で求めた POD 基底とモンテカルロ法を組み合わせた深層透過計算手法を開発した。一次元平板体系において、散乱あり・エネルギー多群の条件で本手法を適用し、モンテカルロ法の統計誤差と決定論的手法の系統誤差を低減可能であることを確認した。

キーワード：固有直交分解、深層透過計算、特異値分解、モンテカルロ法、遮蔽計算

1. 緒言 原子炉周りの遮蔽計算など、中性子束が数桁程度低下する深層透過計算では、モンテカルロ法は大きな統計誤差を伴う。一方で決定論的手法を用いると統計誤差は発生しないが、空間・角度・エネルギーの離散化に起因する系統的な誤差が発生する。そこで本研究では、離散化などによる決定論的手法の中性子束の不確かさを包絡するように固有直交分解 (POD) を用いて直交基底を作成し、モンテカルロ法を用いて展開係数を計算した。展開係数から再構成した中性子束の妥当性を検証した。

2. POD とモンテカルロ法の結果による展開係数の計算 初めに基準となる断面積に対して摂動させた断面積を複数用意し、それらを入力として決定論的手法により深層透過計算を実施する。得られた中性子束を並べた行列に特異値分解を施すことで、中性子束の直交基底 $f_i(x_j)$ を得る。次にモンテカルロ計算コード MCNP で中性子束 $\phi_{\text{MCNP}}(x_j)$ を計算し、基底に対する展開係数 a_i を式(1)により求める。その後、得られた展開係数と基底から中性子束を再構成する。

$$a_i = \sum_j \phi_{\text{MCNP}}(x_j) f_i(x_j) \quad (1)$$

3. 一次元平板体系への適用結果 厚さ 100 cm の一次元平板遮蔽体を想定して、提案手法の検証を行った。17.3~19.6 MeV の中性子が 0~2 cm の領域から等方に発生するものとした。Tally の幅は 1 cm、両端真空、遮蔽体は鉄とした。鉄の 199 群微視的断面積を FRENDDY で計算し、原子密度を 10% ずつ変えた 10 個の断面積を用意した。各断面積を用いた輸送計算コード GENESIS による深層透過計算で得られた各群の中性子束を比べ、特異値分解を施すことで基底を作成した。また中性子束の対数をとった場合も同様の方法で基底を 10 個作成した。4 つの基底で再構成した中性子束空間分布を図 1、2 に示す。MCNP におけるヒストリー数は 10^7 、連続エネルギー断面積を使用した。図 1 より、線形の基底を使用した際にはうまく再構成ができていないが、対数の基底を使用した際には 100 cm 付近に見られる MCNP の統計誤差を低減できている。図 2 より、GENESIS で計算した中性子束はエネルギーの離散化による系統誤差が見られるが、線形と対数の両方の基底を使用した場合において誤差を低減できている。以上から、本手法を用いることで系統誤差と統計誤差を低減可能であることを確認した。

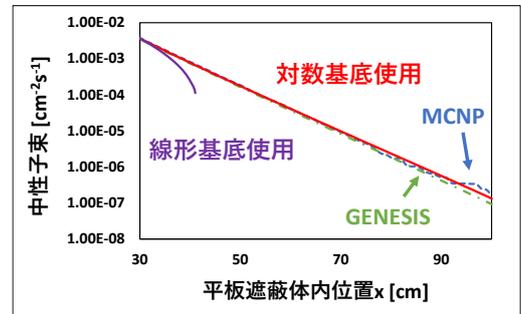


図 1 再構成した中性子束分布
(1.96×10^1 MeV)

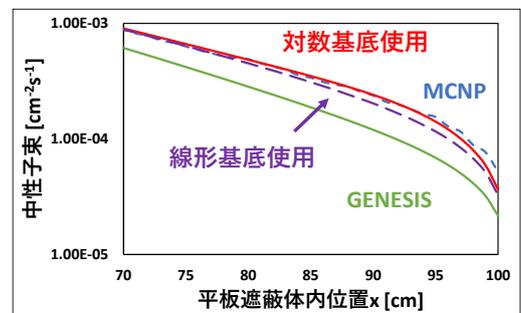


図 2 再構成した中性子束分布
(4.08×10^{-1} MeV)

*Kaito Mori¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹

¹Nagoya University

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

[1K07-08] Analysis Method 3

Chair: Tomoaki Watanabe(JAEA)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 3:20 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[1K07] Development of a method to treat the energy variable in neutron transport calculations based on Discrete Wavelet Transform

*Yuya Suzuki¹, Willem van Rooijen¹ (1. University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K08] A resonance calculation of HTGR fuel with double heterogeneity using the RSE method

*Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹, Satoshi Takeda², Hiroki Koike³, Kazuya Yamaji³, Koji Asano³
(1. Nagoya Univ., 2. Osaka Univ., 3. MHI)

3:00 PM - 3:15 PM

離散ウェーブレット変換を用いた中性子輸送計算におけるエネルギー変数取扱手法の開発

Development of a method to treat the energy variable in neutron transport calculations based on Discrete Wavelet Transform

*鈴木 雄也¹, ファン・ローイエンウィレム¹

¹福井大学

断面積におけるエネルギー変数の取り扱いに離散ウェーブレット変換を用いることで、エネルギーメッシュを最適化。非均質体系において離散ウェーブレット変換による断面積処理への新しいアプローチの開発を行った。

キーワード: 断面積, 自己遮蔽効果評価, 離散ウェーブレット変換, 輸送理論, 非均質体系

1. 背景・目的

原子炉解析コード（決定論的手法）では多群離散化の際、断面積と中性子束がエネルギーグループ内で一定とみなし計算するため、主に共鳴領域の自己遮蔽計算において精度が悪化。誤差要因となっている。そこで断面積におけるエネルギー変数の取り扱いに離散ウェーブレット変換を用いることで、エネルギーメッシュを最適化。非均質体系における離散ウェーブレット変換の断面積処理への新しいアプローチの開発を行う。

2. 原理手法 離散ウェーブレット変換 (DWT)

ウェーブレット変換とは wave(波)let(欠片)を用いて信号の解析を行う手法であり、基準となる1つウェーブレットをさまざまな縮度に引き延ばし、それを時間軸上に平行移動させ、信号にあてがうことで解析を行う。そして信号波とウェーブレットの内積を計算することで相関値である係数を算出し、信号波の特徴（位置・周波数）を得る。本研究では多群離散化の際のエネルギー変数をウェーブレットで展開し解析。共鳴領域のデータ数を多く保持する係数しきい値を設定する。

3. 結果

172 グループ-80 群において共鳴を持つ U235 にウェーブレット変換を行った結果を以下に示す。

断面積データの削除後、平滑領域

（非共鳴領域）のエラーは比較的大きいが誤差要因となっている共鳴ピーク周辺のエラーは小さい。よってデータ点数は削減しつつ、必要なデータを保持できている。

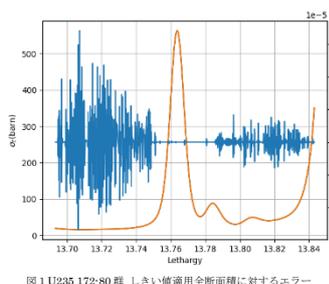


図1 U235 172-80群 しきい値適用全断面積に対するエラー

表1 解析条件&結果

解析条件&結果	
サンプリングデータ数(N)	1666
ウェーブレットフィルタ	S(6)
DWT level j	7
係数しきい値	1.0e-05
しきい値後データ数(N)	1301
データ削減率(%)	22

4. 結論

U235 均質体系での DWT の有用性を確認し、相対エラーを考慮したしきい値設定の検討を行った。そして、しきい値設定により得られた係数から中性子束を計算。今後は輸送計算コードにより非均質体系での DWT アプローチを検討していく。

参考文献

[1] 三谷政昭, やり直しのための通信数学,2008-03-01

[2] R. Le Tellier D. Fournier J. M. Ruggieri, A Wavelet-Based Finite Element Method for the Self-Shielding Issue in Neutron Transport,2009

*Yuya Suzuki¹, Willem Van Rooijen¹

¹Fukui Univ.,

RSE 法を用いた二重非均質性を有する高温ガス炉燃料の共鳴計算

A resonance calculation of HTGR fuel with double heterogeneity using the RSE method

*山本 章夫¹, 遠藤 知弘¹, 竹田 敏², 小池 啓基³, 山路 和也³, 浅野 耕司³

¹名古屋大学,²大阪大学,³MHI

エネルギースペクトルの展開基底を用いる RSE 法を高温ガス炉の二重非均質燃料に適用した。燃料コンパクト内の燃料カーネルと黒鉛は中性子束重みで空間均質化する。均質化した燃料コンパクトを仮想的な均質物質と考えて、燃料要素内の幾何形状を RSE 法により非均質で扱う。モンテカルロコードとの比較の結果、本手法の妥当性を確認した。

キーワード：共鳴、RSE 法、HTGR、二重非均質性、統計的幾何形状 (STGM)

1. 緒言：高温ガス炉などで用いられている二重非均質燃料の共鳴計算手法としては、STGM、衝突確率の補正、Reactivity-equivalent physical transformation (RPT)、MOC の利用、超多群エネルギー不利因子の適用など様々な手法が開発されている。本研究では、新たな共鳴計算手法である resonance calculation using energy spectrum expansion (RSE)法[1]を二重非均質性の取り扱いに適用した。

2. 解析手法：(1)燃料コンパクト内の燃料カーネルと母材の黒鉛については、空間依存の超多群スペクトル計算を実施し、得られた燃料カーネルと黒鉛の超多群不利因子を用いて均質化する。エネルギー縮約は行わない。(2)均質化された燃料コンパクトを一つの仮想的な物質と考えて、複数の燃料コンパクトからなる燃料要素の非均質体系を RSE 法で取り扱い、領域毎の超多群スペクトルを計算する。(3) (1)及び(2)の超多群スペクトルを合成することにより、二重非均質性を考慮した領域毎の超多群スペクトルを計算する。(4) (3)の結果より実効断面積を計算する。なお、(1)は、確率論的幾何形状を用いた MOC による超多群計算により実施することで、燃料コンパクト内のランダムな燃料カーネルの配置を考慮する。

3. 適用結果：図 1 に示す典型的な高温ガス炉の燃料要素を想定して解析を行った。具体的には、図(b)に示す燃料コンパクトセルを対象とした。なお、燃料要素内の位置により、周囲の黒鉛の量が異なるため、燃料コンパクトセルのピッチを変更した感度解析も実施している。温度は全て 1000K とした。共鳴計算にあたっては、誤差の要因を分解しやすくするため、NR 近似を適用した。参照解として、STGM を用いた GMVP による超多群計算(UFG)を実施した。図 2 に代表的な燃料コンパクトセルピッチにおける燃料カーネル内の U238 の微視的全反応率の比較を示す。誤差は小さく、本手法の妥当性が示されている。なお、主要な核分裂/吸収物質である U235, U238 の反応率の差異を実効増倍率に換算したところ、本計算条件では約 0.025%dk/k であった。

[1] R. Kondo, et al. "A New Resonance Calculation Method Using Energy Expansion Based on a Reduced Order Model," *Nucl. Sci. Eng.*, **195**, 694 (2021).

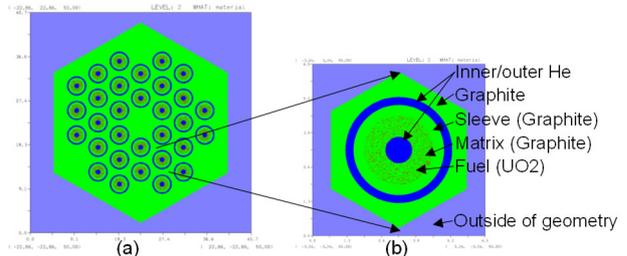


図1 計算体系(左：燃料要素、右：燃料コンパクトセル)

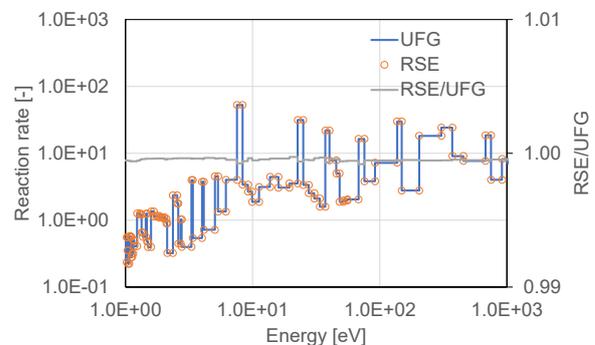


図2 微視的全反応率の比較(U238, 燃料カーネル内)

*Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹, Satoshi Takeda², Hiroki Koike³, Kazuya Yamaji³, Koji Asano³

¹Nagoya University, ²Osaka University, ³MHI

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

[1K09-11] Analysis Code Development 1

Chair: Sin-ya Hohara (Kindai Univ.)

Mon. Mar 13, 2023 3:20 PM - 4:10 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[1K09] Diffusion theory-based α -eigenvalue calculation using GPU

*Hibiki Yamaguchi¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

3:20 PM - 3:35 PM

[1K10] Development of Core Calculation System for BWR composed Open Computer Code

*Mizuki Ito¹, Naoto Aizawa¹, Kazuaki Yamanaka², Takashi Nakui², Fumito Kubo², Ryohei Takasugi

² (1. Tohoku Univ., 2. TOiNX)

3:35 PM - 3:50 PM

[1K11] Nuclear data sensitivity analysis for a sodium shielding experiment based on generalized perturbation theory

*Shuhei Maruyama¹, Tomohiro Endo², Akio Yamamoto² (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

GPU を活用した拡散理論に基づく α 固有値計算Diffusion theory-based α -eigenvalue calculation using GPU*山口 響¹, 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹¹名古屋大学

決定論的手法に基づいた即発中性子減衰定数 α の固有値計算には多くの反復計算回数を要するため、拡散加速法の実装や反復計算の高速化が必要となる。そこで本研究では、 α 固有値計算の高速化を目的として、GPU による並列計算を活用した水などの非増倍体系を対象とする 3 次元拡散計算コードを開発した。

キーワード : GPU, 即発中性子減衰定数, 固有値計算, 非増倍体系, ベキ乗法, 安定化双共役勾配法

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る。非増倍体系でも測定可能な量である即発中性子減衰定数 α を、数値解析結果の妥当性確認や、データ同化による評価済み核データ更新に活用する手法が模索されている。しかし、決定論的手法に基づいた即発中性子減衰定数 α の固有値計算には多くの反復計算回数を要するため、例えば、ランダムサンプリング法に基づいた不確かさ評価やデータ同化を実施する際には、拡散加速法の実装や反復計算の高速化が必要となる。そこで本研究では、 α 固有値計算の高速化を目的として、GPU による並列計算を活用した水などの非増倍体系を対象とする 3 次元拡散計算コードを開発した。

2. GPU による α 固有値計算コードの開発

GPU (graphics processing units)は本来画像処理を担う演算装置だが、数千の演算コアによる並列計算が可能であることや広いメモリ帯域幅を備えていることから、特定の計算においては CPU を上回る性能を発揮する。本研究では、主に CUDA[1]や GPU に対応した線形代数ライブラリ cuBLAS[1]及び MAGMA[2]を利用して、外部反復中の中性子源や即発中性子減衰定数 α の計算、内部反復計算を実装することで GPU 対応コードを開発した。また、内部反復にはヤコビ前処理を適用した安定化双共役勾配法を採用した。

3. 計算結果

GPU コードの妥当性確認及び有効性検証のため、過去実験[3]の水槽体系について、収束加速法を適用しないベキ乗法による α 固有値計算を、過去に開発した CPU コード[4]と本研究で開発した GPU コードでそれぞれ実施した。CPU コードでは Intel Core i9-10980XE を、GPU コードでは NVIDIA RTX A5000 を計算に使用した。最小寸法の水槽体系について、エネルギー群を 172 群、メッシュを $27 \times 27 \times 52$ として計算を実施したときの CPU・GPU コードによる収束までに要した処理時間の比較を表 1 に示す。表 1 より全体で約 56 倍の高速化が達成されたことを確認した。また、CPU・GPU コードによる収束解がほぼ一致し、実験値[3]ともよく一致した。

表 1 GPU・CPU コードによる処理時間の比較

		GPU	CPU	CPU/GPU	
外部反復回数		117	71		
処理時間 [s]	内部反復前処理	0.23	0.44	1.9	
	外部反復	散乱源更新	0.20	565.6	2477.0
		内部反復	8.32	77.12	9.3
		α 更新	0.04	3.42	85.5
	その他	2.79	0.63		
合計		11.58	647.21	55.9	

参考文献 [1] CUDA Toolkit, <https://developer.nvidia.com/cuda-toolkit>. [2] T. Stanimire et al., *Parallel Comput.*, **36**, pp. 232–240 (2010). [3] K. Kobayashi et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **3**(7), pp. 275–288 (1966). [4] 山口 響, 他, 日本原子力学会 2022 年春の年会, 2D10 (2022).

*Hibiki Yamaguchi¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹¹Nagoya Univ.

公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発 (19) 核定数生成計算機能の改良

Development of Core Calculation System for BWR composed Open Computer Code

(19) Improvement of Nuclear Constants Calculation System

*伊藤 瑞輝¹, 相澤 直人¹, 山内 和昭², 名久井 敬², 久保 史², 高杉 両平²

¹東北大学, ²株式会社トインクス

開発中の BWR 炉心計算コードシステム HANCS において、生成できる核定数のエネルギー群数の拡張を目的として、燃料設計計算に使用する中性子輸送計算ソルバー MVP3 に基づき、核定数生成計算機能の改良を実施した。

キーワード : BWR, 核定数, MVP

1. 緒言

公開コードに基づいて開発された、先進輸送計算手法を適用した BWR 核設計システム HANCS では [1]、システム全体での自由度の高い多群化に対応することで HANCS のさらなる計算精度を向上させるため、隣接結合に基づき 2 群から 4 群へと拡張された核定数生成機能による炉心計算の高度化 [2] や、燃料設計計算機能への MVP3 の導入の検証 [3] などが行われてきた。本研究では、MVP3 の機能である散乱マトリクス生成機能を用いることで隣接結合に依存しないより詳細な多群化を実現することを目的とし、MVP3 と SRAC における散乱断面積をはじめとする核定数の計算結果を比較し、MVP3 の散乱マトリクス生成機能の妥当性を確認するとともに、HANCS 燃料設計計算部における核定数生成機能の改良を図った。

2. 解析の概要

ここでは、 UO_2 燃料と MOX 燃料でのピンセルモデルを解析対象とする。ピンセルモデルの概要を Fig.1 に示す。そして核データライブラリは JENDL-3.3 を用いて、連続エネルギーモンテカルロ輸送計算コード MVP3 および決定論的核計算コード SRAC を用いて実施し、核定数の比較を行った。

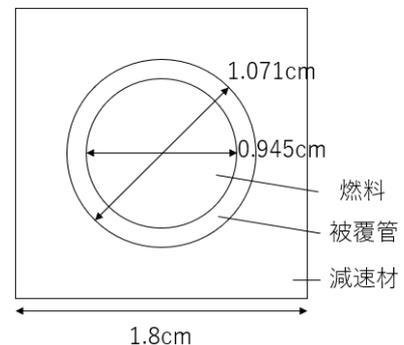


Fig.1 解析モデルの概形

3. 解析結果

解析結果の比較の一例として、Table.1 にボイド率 0%、高温条件下における UO_2 燃料の核定数の比較の結果を示す。4 群核定数については考慮が残る点が見当たった。その他、MOX 燃料ピンセルモデル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。

Table.1 MVP3 と SRAC による核定数の差異

群	核分裂反応	捕獲反応	吸収反応
1	0.98%	-1.08%	0.58%
2	0.48%	1.64%	1.31%
3	1.31%	8.18%	5.85%
4	-12.80%	-12.54%	-12.74%

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] 大和田、吉村他、日本原子力学会 2015 年春の年会、 [3] 伊藤、赤津他、日本原子力学会 2022 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, Naoto Aizawa¹, Kazuaki Yamauchi², Takashi Nakui², Fumito Kubo² and Ryohei Takasugi²

¹Tohoku Univ., ²Toinx Co., Ltd.

一般化摂動論に基づくナトリウム遮蔽実験の核データ感度解析

Nuclear data sensitivity analysis for a sodium shielding experiment

based on generalized perturbation theory

*丸山 修平¹, 遠藤 知弘², 山本 章夫²

¹JAEA, ²名大

感度解析は不確かさ評価や炉定数調整等のデータ同化を利用した核データの精度向上の観点から重要である。本研究では、遮蔽解析において一般化摂動論(GPT)に基づいた感度解析を可能にする計算システムを開発した。発表では、それをナトリウム遮蔽実験に適用した結果について述べる。

キーワード: 一般化摂動論、感度解析、遮蔽実験、不確かさ評価、データ同化

1. 背景・目的 感度解析やその解析結果を利用した炉定数調整等のデータ同化に関する研究は、これまで主に高速炉の炉物理分野で積極的に行われてきたが、遮蔽の分野においてはあまり行われてきていない。JAEAでは、これまでに高速炉の核設計基本データベース[1]を整備してきており、発表者は、炉物理分野と遮蔽分野等、分野を跨いだ実験データを利用したデータ同化法による不確かさ低減の可能性について検討しているところである。本研究では、遮蔽実験や遮蔽設計における核データ起因不確かさ評価やデータ同化の有効性評価を容易に行えるようにするため、遮蔽実験に利用可能な感度解析ツールを整備することを目的とする。

2. 方法 遮蔽実験においては、原子炉から漏れ出た中性子をコリメートしてビーム状にし、それを遮蔽体に入射させることで線源として利用している実験もある。このような線源に対しても妥当な輸送計算を実施できるように、本研究では、First Collision Source (FCS)を利用した解析を実施可能なようにツールを整備した。中核とする輸送計算コードはPARTISN[2]とし、ソースコードの改良や修正および補助プログラムの作成を実施し、感度解析に必要な一般化(随伴)中性子束を評価できるようにした。

3. 結果 本研究では、米国 ORNL の Tower Shielding Facility (TSF)で実施されたナトリウム遮蔽実験を感度解析の対象とした[3]。本実験では、遮蔽厚や検出器の種類・位置を変えた複数の異なる条件での測定が行われているが、本報告では、以下の条件で測定された実験データの感度解析の結果を右図に示す。

- 遮蔽体厚さ : 15 ft. (約 4.57 m)
- 検出器位置 : 遮蔽体後方 24 in. (約 60 cm)
- 検出器 : 7.86 in. (約 20 cm) Bonner Ball

4. 結論 本研究では、FCS を利用した遮蔽実験の感度解析を実行可能とする解析ツールを整備し、それを用いてナトリウム遮蔽実験の感度解析を実施した。今後、高速炉の炉心核特性等の不確かさ低減の観点から遮蔽実験データの有効性について検討した結果についても公表していく予定である。

参考文献

- [1] 横山, 丸山, 谷中, 他, JAEA-Data/Code 2021-019 (2022).
 [2] R. E. Alcouffé, R. S. Baker, J. A. Dahl, *et al.*, LA-UR-08-07258 (2008).
 [3] R. E. Maerker, F. J. Muckenthaler, R. L. Childs, *Nucl. Technol.*, **22**, pp.275-297 (1974).

謝辞 本研究はJSPS 科研費(21K04940)の助成による。

*Shuheï Maruyama¹, Tomohiro Endo² and Akio Yamamoto²

¹JAEA, ²Nagoya Univ.

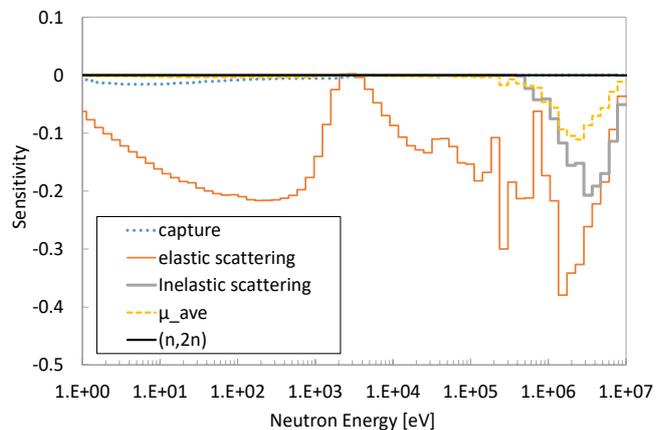


図 中性子検出に用いた核反応率に対する Na-23 の核データ感度係数

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

[1K12-14] Analysis Code Development 2

Chair: Yuichi Yamane (JAEA)

Mon. Mar 13, 2023 4:10 PM - 5:00 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[1K12] Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

*Masato Yamamoto¹, Hiroki Koike¹, Koji Asano¹, Satoshi Takeda², Takanori Kitada², Toshikazu Takeda³ (1. MHI, 2. Osaka Univ., 3. Univ. of Fukui)

4:10 PM - 4:25 PM

[1K13] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

*Kazuya Yamaji¹, Hiroki Koike¹, Koji Asano¹, Satoshi Takeda², Akio Yamamoto³ (1. MHI, 2. Osaka Univ., 3. Nagoya Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM

[1K14] A three dimensional direct heterogeneous full core calculation of a fast reactor by the GENESIS code based on the LEAF method

*Kazuo Takino¹ (1. JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM

三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ の開発

(10) 摂動論に基づく輸送断面積均質化手法

Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(10) Homogenization Method for Transport Cross-section based on Perturbation Theory

*山本 真人¹, 小池 啓基¹, 浅野 耕司¹, 竹田 敏², 北田 孝典², 竹田 敏一³

¹三菱重工業株式会社,²大阪大学,³福井大学

高速炉体系での Na ボイド反応度を精度良く算出するため、輸送摂動論に基づく輸送断面積の均質化手法を新たに開発した。Na プレナム付き高速炉集合体体系における Na ボイド反応度を対象に検証した結果、新手法による計算値はモンテカルロコード MVP による参照解と良好に一致し、本手法の有効性を確認した。

キーワード: GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ、高速炉、均質輸送断面積、摂動論

1. 緒言

MHI は、高速炉炉心設計にあたり FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ による核特性予測精度向上のための計算手法開発に取り組んでいる。本システムでは、格子計算コード GALAXY-H にてキャラクターリスティックス法 (MOC) による非均質計算結果から均質核定数を作成後、均質核定数を入力として炉心計算コード ENSEMBLE-TRIZ にて 3 次元均質計算を実施し、炉心核特性を算出する。本研究では、MOC による非均質輸送計算に基づく角度中性子束の非等方成分を重みとして輸送断面積を均質化することで、Na ボイド反応度を精度良く算出できる手法を開発した。

2. 手法

本手法では、非均質集合体体系を摂動前、均質化された集合体体系を摂動後とし、摂動前後の実効増倍率を保存するように均質核定数を定義する。その結果、均質輸送断面積 Σ_{tr}^{*g} は次式の通り導出される。

$$\Sigma_{tr}^{*g}(\Omega) = \frac{\int_{\nu} dr \Sigma_{tr}^g(r) \{4\pi\psi^g(r, \Omega) - \phi_0^g(r)\} \Psi^{\dagger g}(r, \Omega)}{\int_{\nu} dr \{4\pi\psi^g(r, \Omega) - \phi_0^g(r)\} \Psi^{\dagger g}(r, \Omega)}$$

Σ_{tr} : 非均質体系での輸送断面積、 ψ : 非均質体系での角度中性子束、 ϕ_0 : 非均質体系での全中性子束、 Ψ^{\dagger} : 均質体系での随伴中性子束、 r : 空間位置、 Ω : 中性子飛行方向、 g : エネルギー群、 ν : 均質化領域

上式にて、均質化領域内の Ψ^{\dagger} の空間分布は比較的平坦な分布となるため、 $4\pi\psi - \phi_0$ のみが均質化重みとなる。これらのパラメータは MOC の計算過程にて算出されるため、容易に均質輸送断面積を作成できる。

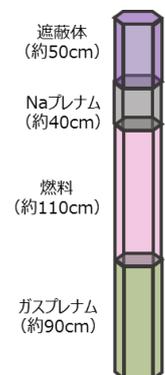
3. 検証

検証体系は、Na ボイド反応度の抑制を目的として、炉心上部に Na プレナムが設けられた図に示す 3 次元高速炉集合体体系とした。新手法を組み込んだ GALAXY-H を用いて作成した均質輸送断面積を入力とした 3 次元均質輸送計算を ENSEMBLE-TRIZ で実施し、Na ボイド反応度を算出した結果、新手法による計算値と連続エネルギーモンテカルロコード MVP による参照解の差異は $0.2\% \Delta k/k'$ 以下となった。

4. 結言

輸送摂動論に基づく輸送断面積の均質化手法を開発し、検証を通じて本手法の有効性を確認した。

図 Na プレナム部付き高速炉集合体



参考文献

[1] T. Takeda, et. al., "Determination of Cell Averaged Diffusion Constants Based on Transport/Diffusion Perturbation Theory," J. Nuc. Sci. Tech., Vol. 24, 999, 1987.

* Masato Yamamoto¹, Hiroki Koike¹, Koji Asano¹, Satoshi Takeda², Takanori Kitada², Toshikazu Takeda³, ¹MHI, ²Osaka Univ., ³Fukui Univ.

三菱 3次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発

(6) 3次元非均質輸送計算手法

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(6) Three-dimensional Heterogeneous Transport Calculation Method

*山路 和也¹, 小池 啓基¹, 浅野 耕司¹, 竹田 敏², 山本 章夫³

¹MHI, ²阪大, ³名大

減速材中にボイドが発生する等の中性子ストリーミングの大きい体系における GALAXY-Z コードでの収束安定性と計算精度向上のため、軸方向の中性子束分布を関数展開した 3次元輸送計算手法を GALAXY-Z コードに導入した。その妥当性確認のために、C5G7 ベンチマーク体系でのモンテカルロコードの計算結果と比較し、その精度を確認した。

キーワード : 3次元非均質輸送計算、ボイド、中性子ストリーミング、GALAXY-Z

1. はじめに

三菱重工では、次期核設計コードとして、3次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z を開発中である。従来のプレナーMOC (2次元非均質 MOC+軸方向 1次元セル均質 MOC) に替えて、3次元体系で非均質のまま輸送計算を行う手法を GALAXY-Z コードに導入した。

2. 3次元非均質輸送計算手法

① 3次元輸送方程式にて、角度中性子束 ψ_m 、中性子源 Q_m を軸方向にルジャンドル多項式 u_j で展開する。

$$\psi_m(x, y, z) = \sum_{j=0}^J \psi_{m,j}(x, y) u_j(z), \quad Q_m(x, y, z) = \sum_{j=0}^J Q_{m,j}(x, y) u_j(z) \quad (1)$$

② ガラーキンの重み付き残差法^[1]に基づき、(1)式の多項式を 1次まで考慮した場合、図 1 に示すように着目する領域(Avg)の左側(left)、下側(bottom)からの入射中性子束を用いて、その領域の右側(right)、上側(top)への放出中性子束は(2)式で求まる。^{[2]-[3]}

$$\psi_{out,top} = T_{left \rightarrow top} \psi_{in,left} + T_{bottom \rightarrow top} \psi_{in,bottom} + E_{Avg \rightarrow top} \Sigma^{-1} Q \quad (2)$$

$$\psi_{out,right} = T_{left \rightarrow right} \psi_{in,left} + T_{bottom \rightarrow right} \psi_{in,bottom} + E_{Avg \rightarrow right} \Sigma^{-1} Q$$

$$\Sigma = \begin{pmatrix} \Sigma & 2\cos\theta/\Delta z \\ 0 & \Sigma \end{pmatrix}, \quad \psi_{in,a} = \begin{pmatrix} \psi_{m,0}(a) \\ \psi_{m,1}(a) \end{pmatrix}, \quad \psi_{out,b} = \begin{pmatrix} \psi_{m,0}(b) \\ \psi_{m,1}(b) \end{pmatrix}, \quad Q = \begin{pmatrix} Q_{m,0}(x, y) \\ Q_{m,1}(x, y) \end{pmatrix} \quad \left(\begin{array}{l} a = left, bottom, \\ b = right, top \end{array} \right) \quad (3)$$

③ T, E はそれぞれ角度中性子束モーメント間の透過確率と脱出確率であり、行列形式で表現される。

ここで、 Σ は着目する領域のマクロ全断面積、 Δz は軸方向メッシュ幅、 Δs は平面方向メッシュ幅、 θ は中性子飛行方向 m の極角である。

3. 検証

ボイドを含む 3次元 C5G7 拡張ベンチマーク^[3]において、安定した収束性と、モンテカルロコードによる参照解との良好な一致 (実効増倍率 0.1%dk/k、燃料棒単位の核分裂率分布の平均自乗差 0.5%以下) を確認した。

参考文献

- [1] G.Zhang, et. al., *PHYSOR2020, Cambridge, U.K.*(2020) [2] A. Giho, et. al., *J. Nucl. Sci. Technol.*,45, 985 (2008)
[3] A.Yamamoto, et. al., *Nucl. Sci. Eng.*,186,1 (2017)

* Kazuya Yamaji¹, Hiroki Koike¹, Koji Asano¹, Satoshi Takeda², Akio Yamamoto³, ¹MHI, ²Osaka Univ., ³Nagoya Univ.

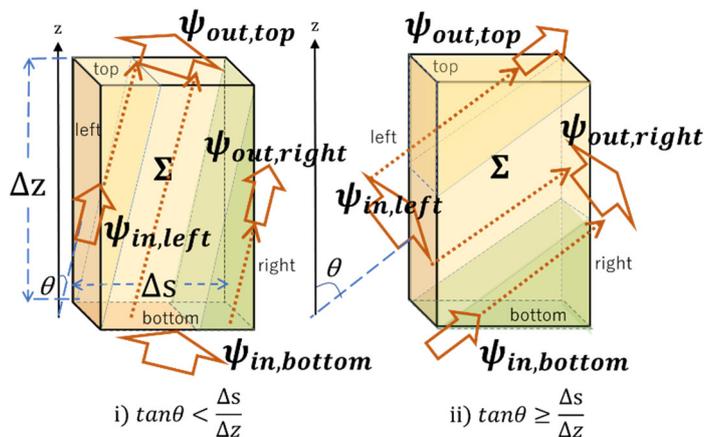


図 1 着目する領域での入射・放出中性子束

LEAF 法輸送計算コード GENESIS を用いた 高速炉 3 次元非均質全炉心直接計算

A three dimensional direct heterogeneous full core calculation
of a fast reactor by the GENESIS code based on the LEAF method

*滝野 一夫¹

¹JAEA

角度中性子束ルジャンドル多項式展開(LEAF)法に基づく輸送計算コード GENESIS を用いて大型高速炉の 3 次元全炉心直接計算を行い、統計誤差を含まず、解析モデル誤差も小さい、参照解を得る見込みが得られた。

キーワード：高速炉，全炉心直接計算，LEAF 法，GENESIS

1. 背景

次期高速炉の核設計手法の V&V においては、統計誤差や解析モデル誤差を極力排除した参照解が必要とされている。そこで、as-built の全炉心体系を取り扱うことのできる GENESIS^[1]を用いて大型高速炉の 3 次元全炉心直接計算を行い、統計誤差や解析モデル誤差を除去した参照解の導出を試みた。

2. 検討結果

2-1. 解析条件の検討

解析条件の設定に関して、計算の収束安定性に影響する要因と対応策について以下に示す。

- (1) 加速計算における極小中性子束：燃料に含まれる ^{240}Pu の共鳴散乱断面積の影響により、1 eV 付近で中性子束が計算コードの有効数字を超えて小さくなって加速計算が不安定化する。拡張倍精度コンパイルで計算コード内の有効数字を増やすこと、あるいは加速計算における少数群縮約機能が有効。
- (2) 内部反復における中性子束発散：輸送断面積よりも自群散乱断面積の絶対値が大きいと輸送計算が発散する。前世代の中性子束に小さな調整因子をかけて収束速度を緩める機能が有効。
- (3) 低速群における中性子束振動：中性子束の小さい低速群では強中性子吸収体周辺で負の流出角度中性子束が発生し、スカラー中性子束が振動する。負の流出角度中性子束をゼロに補正する機能が有効。

2-2. 解析結果

GENESIS で 750 MWe の次世代ナトリウム冷却高速炉の実効増倍率と燃料ピン層毎に燃料ペレット核分裂率分布を計算し、多群モンテカルロコード GMVP の結果と比較した。その結果、実効増倍率は 0.04%以内、核分裂率分布は図 1 のように $\pm 0.4\%$ 以内で一致し、十分良い精度で計算が行われた。

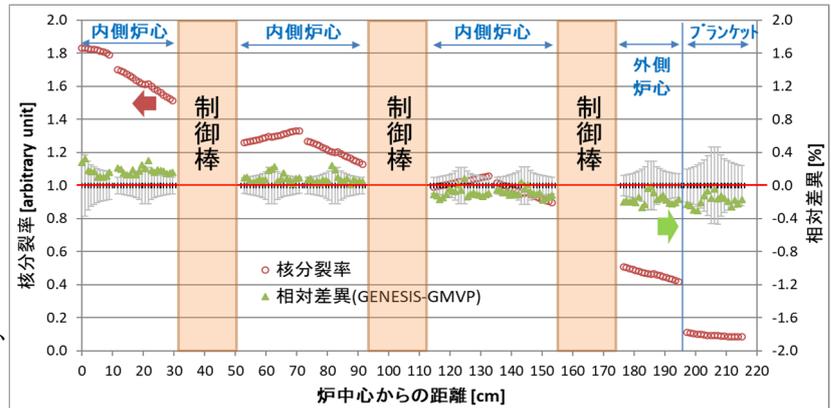


図 1 燃料ピン層ごとの核分裂率解析結果（制御棒全挿入状態）

3. 結論

大型高速炉の炉心解析における LEAF 法輸送計算の収束を安定させる解析条件を得て、十分良い精度で計算が行われたことを確認した。これにより、大型高速炉における統計誤差や解析モデル誤差を含まない全炉心解析の参照解を得る見込みが得られた。

名古屋大学 山本章夫教授の御助言に感謝の意を表す。

参考文献

[1] A. Yamamoto, et al.: GENESIS – A Three-dimensional Heterogeneous Transport Solver based on the Legendre Polynomial Expansion of Angular Flux Method, Nucl. Sci. Eng., Vol. 186, pp.1-22 (2017)

*Kazuo Takino¹

¹JAEA

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

[1L01-04] Modular HTGR

Chair:Naoki Mizuta(JAEA)

Mon. Mar 13, 2023 10:00 AM - 11:10 AM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[1L01] Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Seiji Fujiwara¹, akito nagata¹, Tetsu Suzuki¹, Kenichi Tanabe², Daisuke Sadahiro (1. TOSHIBA ESS, 2. Fuji Electric)

10:00 AM - 10:15 AM

[1L02] Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Akito Nagata¹, Kazuo Arie¹, Yasushi Tsuboi¹, Tetu Suzuki¹, Seiji Fujiwara¹, Takuro Tobo¹, Kenya Takiwaki¹, Kenichi Tanabe², Kazutaka Ohashi², Daisuke Sadahiro² (1. TOSHIBA ESS, 2. Fuji Electric)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L03] Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Tetsu Suzuki¹, Seiji Fujiwara¹, Akito Nagata¹, Shingo Wakasaki¹, Atsuko Matsuda¹, Yasuko Oyamatsu¹ (1. TOSHIBA ESS)

10:30 AM - 10:45 AM

[1L04] Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Kenichi Tanabe¹, Masaaki Nakano¹, Kazutaka Ohashi¹, Daisuke Sadahiro¹, Seiji Fujiwara², Tetsu Suzuki², Akito Nagata² (1. Fuji Electric, 2. TOSHIBA ESS)

10:45 AM - 11:00 AM

早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の開発 (I) 全体概要

Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

(I) General Description of Plant Concept

*藤原 斉二¹, 永田 章人¹, 鈴木 哲¹, 田邊 賢一², 定廣 大輔²

¹東芝エネルギーシステムズ, ²富士電機

東芝エネルギーシステムズと富士電機では、高温ガス炉の固有安全性を活用し、早期実用化を目的とした蒸気タービン発電方式の小型モジュール高温ガス炉の開発を進めている。本発表では、プラント概念とその基本構成、開発計画について報告する。

キーワード：高温ガス炉，蓄熱，小型モジュール炉

1. 緒言

小型モジュール高温ガス炉は、HTTR で実証された高温ガス炉の固有安全性を生かし、実用化に向けて、プラント出力の大型化を行うと共に、実績のある蒸気タービン発電方式との接続により、ベースロード電源としての早期実用化を狙いとしている。また、再生可能エネルギーが導入された場合に電力系統の負荷変動吸収を目的とし、熔融塩蓄熱槽と接続した概念を検討している。さらに、カーボンニュートラルへの貢献を目指し、水を原料として、二酸化炭素を発生しない高効率な水素製造方法である高温水蒸気電解法による水素製造設備との接続を検討している。

2. プラント概念とその基本構成

小型モジュール高温ガス炉の原子炉出力は、固有安全性が確保され、最大の熱出力が得られる 600MW とし、蒸気タービン発電、熔融塩蓄熱、水素製造との接続に適合する原子炉出口温度 750°C を選定した。さらに、燃料の閉じ込め性能が優れることから、原子炉格納施設は、原子炉建屋の一部で構成されるコンファインメント概念を採用した。さらに、崩壊熱除去設備は、パッシブな空冷自然循環システムとすることで安全性の向上を図った。1次ヘリウム冷却設備の熱交換器である蒸気発生器、中間熱交換器等を介して、二次系設備に熱を供給する基本構成としている。

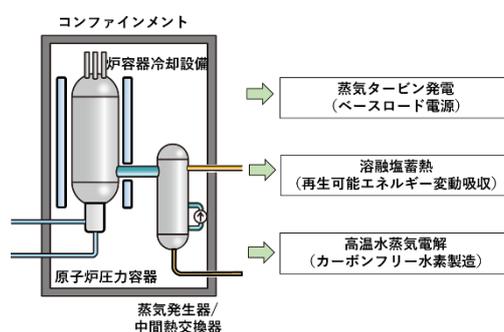


図1 プラント基本概念

3. 開発計画

実用化に向けた開発として、原子炉・炉心、原子炉冷却設備、原子炉格納施設、蓄熱設備、水素製造設備等の検討によりプラント概念の具体化を進めると共に、安全設計方針案を検討し、予備安全評価により成立性の見通しを得ていく計画である。

4. 結論

ベースロード電源、再生可能エネルギーの負荷変動吸収、水素製造等が可能な固有安全性を有する小型モジュールの開発により、カーボンニュートラルに貢献していく。

謝辞

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和4年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

* Seiji Fujiwara¹, Akito Nagata¹, Tetsu Suzuki¹, Kenichi Tanabe², Daisuke Sadahiro²

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²FUJI ELECTRIC CO., LTD.

早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の開発 (Ⅱ) 安全設計方針の検討

Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

(Ⅱ) Overview of Safety Design

*永田 章人¹, 有江 和夫¹, 坪井 靖¹, 鈴木 哲¹, 藤原 齊二¹, 當房 拓朗¹, 滝脇 賢也¹,
田邊 賢一², 大橋 一孝², 定廣 大輔²

¹東芝エネルギーシステムズ, ²富士電機

蓄熱型小型モジュール高温ガス炉は、4 モジュール化による大型軽水炉並みの電気出力や固有安全性を活かした設計を志向しており、その特徴を踏まえた安全設計方針を検討している。本発表では、新規制基準対応、重要度分類の検討状況と、併せて実施中の安全評価について紹介する。

キーワード：高温ガス炉，安全設計

1. 新規制基準への対応検討

実用発電用原子炉に関する規則は、現状商用軽水炉に適用されている。この規則を高温ガス炉に適用する場合の課題について検討すると共に、設置許可基準規則で定められている重大事故（炉心損傷、格納容器破損、放射性物質の拡散、意図的な航空機衝突）に対し、反応度フィードバックによる炉心損傷防止、閉じ込め機能による放射性物質拡散防止等、固有安全性を起因とした設備要求緩和が期待される。

2. 重要度分類の検討

高温ガス炉の固有安全性（反応度フィードバックによる炉停止、炉容器冷却系による自然冷却、被覆燃料粒子による高い閉じ込め機能、等）を活かし、軽水炉と比較して重要度分類の緩和の可能性を検討している。

3 安全評価

内的事象 PRA により AOO、DBA、BDDBA 事象を評価し、事故事象を抽出特定した。抽出した事象の内、最も影響が大きいと考えられる 1 次冷却材喪失事象について、原子炉圧力容器と蒸気発生器を繋ぐ二重管の瞬時破断事故を対象とした動特性解析、公衆被ばく評価を実施した。評価の結果、放射性物質の高所放出を条件とした場合、周辺公衆被ばく線量は、DBA の制限値 (5mSv) や旧防災指針^[1]の退避めやす線量 (100mSv) を下回る見通しを得ている。

4. 結論

蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の特徴を活かした安全設計方針を検討している。高温ガス実用炉は国内での建設実績は無いため、軽水炉、HTTR の許認可実績等を参考に、規則基準や安全思想の構築等の検討を進める必要がある。引続き、実用炉の安全設計方針の構築検討と、それを踏まえた安全評価を進めていく。

謝辞

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 4 年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] 旧防災指針：原子力施設等の防災対策について、H22 年一部改訂、原子力安全委員会

*Akito Nagata¹, Kazuo Arie¹, Yasushi Tsuboi¹, Tetsu Suzuki¹, Seiji Fujiwara¹, Takuro Tobo¹, Kenya Takiwaki¹, Kenichi Tanabe², Kazutaka Ohashi², and Daisuke Sadahiro²

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²FUJI ELECTRIC CO., LTD

早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の開発 (Ⅲ) プラントシステム及び主要設備の検討

Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

(Ⅲ) Conceptual study of major plant systems

*鈴木 哲¹, 藤原 齊二¹, 永田 章人¹, 若崎 真吾¹, 松田 淳子¹, 親松 泰子¹,

¹東芝エネルギーシステムズ

東芝エネルギーシステムズと富士電機は蓄熱型小型モジュール高温ガス炉を共同開発している。本発表では、プラントシステム及び主冷却設備や安全設備等の主要設備、水素製造への適用の検討について報告する。

キーワード：高温ガス炉、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、耐震構造、高温水蒸気電解

1. 一次冷却系設備構成

小型モジュール高温ガス炉の一次冷却系は原子炉圧力容器と蒸気発生器、及びそれらの支持構造物と、二つの容器を接続する二重管から構成される。一次冷却系設備の支持構造は地震動及び熱膨張による変位を考慮した設計としており、予備的な構造解析を実施して基本構造が成立する見通しを得た。

2. 炉容器冷却設備（崩壊熱除去設備）

小型モジュール高温ガス炉は受動的な崩壊熱除去システムとして炉容器冷却設備（図1）を備える。これは原子炉圧力容器表面からのふく射と対流により冷却パネルに崩壊熱を伝え、パネル内の空気の内循環により外部へ放熱する。冷却パネルの構造概念を検討し、予備的評価により要求除熱量を満足する見通しを得た。

3. 原子炉格納施設

小型モジュール高温ガス炉は高い閉じ込め能力を持つ被覆粒子燃料を使用するため冷却材中の放射線量が低いので、原子炉建屋の一部を格納施設とし、冷却材漏洩事故時には格納施設内空気を外部放出して内圧上昇を抑制する。設備構成の検討及び事故時のブローアウト動作の検討を実施した。

4. 水素製造

高温ガス炉は高い炉心出口温度を得られるため様々な熱利用用途が検討されている。蓄熱以外のオプションとして、東芝エネルギーシステムズでは固体酸化物型電解セルを使用し、水を原料とした高温水蒸気電解法による二酸化炭素を排出しない水素製造技術を開発中であり、これを高温ガス炉と接続して水素を製造するシステムの系統概念の検討を実施した。

5. まとめ

プラントシステム及び冷却系設備や安全設備などの主要設備の基本概念の検討を実施し、また、水素製造システムの系統構成概念を検討した。今後も高温ガス炉の特長を生かして、安全性と経済性に優れ、早期実用化可能な高温ガス炉システムの検討を継続する。

謝辞

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和4年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Tetsu Suzuki¹, Seiji Fujiwara¹, Akito Nagata¹, Shingo Wakasaki¹, Atsuko Matsuda¹, Yasuko Oyamatsu¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

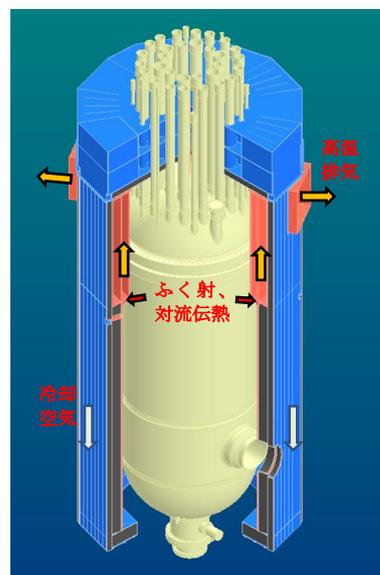


図1 炉容器冷却設備

早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の開発 (Ⅳ) 炉心設計と代表的な事故時の安全解析結果について

Development of Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

(Ⅳ) Core Design and Safety Analysis Result for Typical Accident Event

* 田邊 賢一¹, 中野 正明¹, 大橋 一孝¹, 定廣 大輔¹,
藤原 斉二², 鈴木 哲², 永田 章人²,
¹富士電機, ²東芝エネルギーシステムズ,

蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の炉心設計を実施して炉心諸元を設定するとともに、通常運転時および事故時の燃料温度が安全上の制限値を満足していることを確認した。

キーワード：高温ガス炉，燃料温度，安全解析，減圧事故

1. 緒言

本プラントでは蒸気タービン採用等の理由により、冷却材の出入口温度の差が既往炉心 (GTHTR300^[1]) と比べて大きく、このため、冷却材流量が少ない。また、これに加え発熱密度も高く、燃料温度が高くなる可能性があった。そこで、炉心設計を実施して、炉心諸元を定めるとともに、通常運転時および事故時の燃料温度の評価を行った。

2. 炉心諸元と燃料温度評価

2.1 炉心諸元

熱出力 600MW、冷却材出口温度 750°C、冷却材入口温度 325°Cの炉心の炉心設計を行った。運転期間中の実効増倍率を設計目標値以内に収まるように、装荷ウランの濃縮度や B₄C の装荷量等を調整し、炉心諸元を設定した(表-1)。

2.2 通常運転時の燃料温度評価

通常運転時の燃料健全性を確認するために、まず、炉心構成要素や炉内構造物の部材間での流れ流れを踏まえ、炉心冷却に有効な冷却材流量を求めた。これをインプットに、工学的安全係数を踏まえ通常運転時の燃料温度評価を行った。結果、設計目標温度 1350°Cに対して、燃料温度は満足することを確認した (図-1)。なお、設計目標温度は過出力時においても、燃料温度が制限温度 1600°Cを上回らないように設定している。

2.3 減圧事故時の燃料温度評価

代表的な事故事象である減圧事故時の燃料健全性を確認するために、減圧事故+スクラム成功時の燃料温度評価を行った。なお、減圧事故時の炉心の崩壊熱は原子炉外表面からの放射等により炉容器冷却パネルに伝わり、除熱される。評価の結果、燃料温度が制限温度 1600°Cを満足することを確認した (図-2)。

3. 結論

既往炉心と比べ、本プラントの冷却材流量は少なく、発熱密度が高いため、燃料温度が高くなる可能性があったが、通常運転時及び減圧事故時において、燃料温度が制限値を満足することを確認し、燃料の健全性が確保できる見通しが得られた。

謝辞

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 4 年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む

参考文献

[1]中田 哲夫, 片岡 昌司, 他, 原子力と文論文誌, 2[4], 398(2003)

* Kenichi Tanabe¹, Masaaki Nakano¹, Kazutaka Ohashi¹, Daisuke Sadahiro¹, Seiji Fujiwara², Tetsu Suzuki² and Akito Nagata²

¹Fuji Electric Co., Ltd., ²Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

表-1 主要な炉心諸元

項目	GTHTR300 ^[1]	本プラント
熱出力	600 MWt	600 MWt
冷却材入口温度	850 °C	750 °C
冷却材出口温度	587 °C	325 °C
冷却材出入口温度差	263 °C	425 °C
冷却材流量, 圧力	437kg/s, 7MPa	272kg/s, 7MPa
燃焼期間(燃焼サイクル)	2 年	1.5 年
燃料取出し平均燃焼度	120 GWd/t	120 GWd/t
発熱密度	5.4 W/m ³	5.7 W/m ³
圧力容器内径	7.6 m	7.6 m
ウラン濃縮度(平均値)	14%	14%

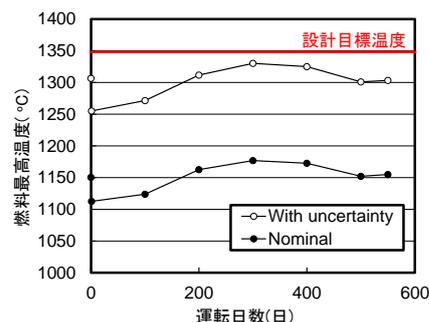


図-1 通常運転時の燃料温度挙動

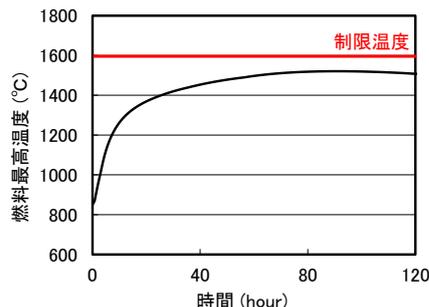


図-2 減圧事故時の燃料温度挙動

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

[1L05-07] HTGR with Hydrogen Generator

Chair: Akito Nagata (TOSHIBA ESS)

Mon. Mar 13, 2023 11:10 AM - 12:00 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)

[1L05] Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature Part 2

*Naoki Mizuta¹, Katsunori Ishii¹, Keisuke Morita¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takanori Yasuda¹, Hiroki Noguchi¹, Yasunobu Nomoto¹, Atsushi Shimizu¹, Hiroyuki Sato¹, Sakaba Nariaki¹ (1. JAEA)
11:10 AM - 11:25 AM

[1L06] Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature Part 2

*Katsunori Ishii¹, Naoki Mizuta¹, Keisuke Morita¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takanori Yasuda¹, Hiroki Noguchi¹, Yasunobu Nomoto¹, Atsushi Shimizu¹, Hiroyuki Sato¹, Nariaki Sakaba¹ (1. JAEA)
11:25 AM - 11:40 AM

[1L07] Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature Part 2

*Motohiro Nakagiri¹, koji asano¹, takao ito¹, takeshi matsuo¹, hiroyuki iwabuchi¹, hiroyuki onishi¹, yu kinori usui¹ (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)
11:40 AM - 11:55 AM

超高温熱を利用した水素大量製造技術の開発 その2

(1) 高温ガス炉と水素製造施設の接続設備機器の設計と開発計画

Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature Part 2

(1) Test Plan for Developing Coupling Technology between HTTR and Hydrogen Production Facility

*水田 直紀¹, 石井 克典¹, 守田 圭介¹, 青木 健¹, 倉林 薫¹, 安田 貴則¹,
野口 弘喜¹, 野本 恭信¹, 清水 厚志¹, 飯垣 和彦¹, 佐藤 博之¹, 坂場 成昭¹

¹ 日本原子力研究開発機構

高温ガス炉と水素製造施設の接続設備機器である高温隔離弁、2次ヘリウム循環機、高温断熱配管について、要求機能を満たす機器設計や概念の検討結果、技術確証に向けた開発計画について報告する。

キーワード：高温ガス炉、水素製造、HTTR、HTTR-熱利用試験

1. 緒言

原子力機構は、高温ガス炉の熱を利用した水素製造技術の実証を目的に、HTTRと水素製造施設を接続して水素製造試験を行うHTTR-熱利用試験計画を進めている。本発表では、高温ガス炉と水素製造施設の間にヘリウムガスを流動させるために必須の配管要素である接続設備機器（管、弁、循環機）について、各機器に対する要求機能を満たす機器仕様や構造概念の検討結果を報告する。また、各接続設備機器に対する技術開発項目を抽出し、技術確証に向けた開発計画について報告する。

2. 接続設備機器の型式選定

HTTRに水素製造施設を接続する際、新規開発が必要な接続設備機器は、水素製造施設異常時において原子炉施設への可燃性ガス侵入、並びに、原子炉施設からの放射性物質外部漏えいを防止する(1)高温隔離弁、原子炉施設から水素製造施設に高温ヘリウムを供給する(2)2次ヘリウム循環機および(3)高温断熱配管である。高温隔離弁は、水素製造施設に供給する高温ヘリウムに耐えるよう内部に断熱材を配置したアングル弁を選定した。2次ヘリウム循環機は、系外へのヘリウム漏えい防止のため駆動軸および電動機をケーシング内に組み込んだ密閉型とし、今後の大流量化が可能な磁気軸受を選定した。高温断熱配管は、ヘリウムガスを輸送する際の熱損失を抑制するため耐圧管の内部に断熱材を組み込んだ内部断熱式単管構造を選定した。

3. 接続設備機器の開発計画

各接続設備機器の開発項目と開発計画を表1に示す。高温隔離弁については、締切面圧最適化のための摺動摩擦試験、弁座弁体関連材料に対する溶接試験、シール性能確認のための部分モックアップによる荷重負荷リーク試験を行う計画である。2次ヘリウム循環機については、磁気軸受の浮上試験、高速モーターの無負荷回転試験やインペラの空気試験等の要素試験にてデータを取得し、試作機の性能確認試験を通じて実運転条件での各要素の制御性、健全性や性能を確認する計画である。高温断熱配管については、候補断熱材のヘリウム環境における熱伝導率等の特性

表1 接続設備機器の開発項目と開発計画

データを取得し、設計要求を満たす断熱材を選定する。さらに、断熱配管の部分モックアップを試作し、製作性、施工性や検査性を検証する計画である。

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁令和4年度超高温を利用した水素大量製造技術実証事業の成果の一部である。

開発項目	開発目標	開発計画
(1) 高温隔離弁		
締切面圧の最適化	融着事象が発生しない締切面圧の設定	摺動摩擦試験による限界面圧および限界滑り速度の検証
溶接条件の確認	弁体弁座関連材料に対する溶接条件の設定	弁体弁座関連材料に対する溶接試験の実施
シール性能の確認	要求シール性能を有することの確認	部分モックアップを用いた荷重負荷リーク試験の実施
(2) 2次ヘリウム循環機		
磁気軸受の設計	要求荷重を満たす磁気軸受の設計	浮上試験および試作機を用いた全体検証試験の実施
高速モーターの設計	要求回転速度と出力を満たすモーターの設計	無負荷回転試験および試作機を用いた全体検証試験の実施
インペラの設計	要求流量と揚程を満たすインペラの設計	空気試験および試作機を用いた全体検証試験の実施
(3) 高温断熱配管		
断熱材の特性取得	候補断熱材のHe環境中の特性データ取得	候補材のHe環境下での熱伝導率、復元率、放出ガス量の計測
製作性の検証	高温断熱配管が製作可能であることの確認	部分モックアップ試作による施工性、溶接性、検査性の検証

*Naoki Mizuta¹, Katsunori Ishii¹, Keisuke Morita¹, Takeshi Aoki¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takanori Yasuda¹, Hiroki Noguchi¹, Yasunobu Nomoto¹, Atsushi Shimizu¹, Kazuhiko, Iigaki¹, Hiroyuki Sato¹, Nariaki Sakaba¹

¹Japan Atomic Energy Agency

超高温熱を利用した水素大量製造技術の開発 その2

(2) HTTR-熱利用試験施設の2次ヘリウム冷却設備設計

Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature Part 2

(2) Designs of Secondary Helium Cooling Equipment for HTTR-Heat Application Test Facility

*石井 克典¹, 水田 直紀¹, 守田 圭介¹, 青木 健¹, 倉林 薫¹, 安田 貴則¹,
野口 弘喜¹, 野本 恭信¹, 清水 厚志¹, 飯垣 和彦¹, 佐藤 博之¹, 坂場 成昭¹

¹ 日本原子力研究開発機構

HTTR(高温工学試験研究炉)-熱利用試験の実施に向け新設される水素製造施設の内、主要設備である2次ヘリウム冷却設備の系統構成、設備構成及び主要機器仕様の検討結果を報告する。

キーワード: 高温ガス炉、水素製造、HTTR、HTTR-熱利用試験

1. 緒言

原子力機構は、HTTRと水素製造施設を接続し、原子炉で発生する熱を利用して水素製造を行うHTTR-熱利用試験を計画している。本発表では、2次ヘリウム冷却設備の系統構成及びその構成機器である水蒸気改質器、蒸気過熱器、蒸気発生器に関する報告を行う。

2. 2次ヘリウム冷却設備の要求機能と系統構成

図1に2次ヘリウム冷却設備の概略を示す。本設備は、炉心で発生した熱を中間熱交換器(IHX)を介して、並列接続される2次加圧水冷却器と追設する水素製造施設へ伝える基本機能をもつ。水素製造施設異常時には、HTTRと水素製造施設を隔離し、負荷変動の影響を与えずに原子炉の通常運転継続する機能が要求される。HTTR-熱利用試験に必要な2次ヘリウムガスは、IHXから水蒸気改質器に導かれ、メタン水蒸気改質反応による水素製造に必要な反応熱を供給する。続いて、ヘリウムガスは、蒸気過熱器、蒸気発生器にて熱交換を行い、過熱蒸気を発生させた後、ヘリウム冷却器にて余熱の除去、2次ヘリウムガス循環機にて昇圧され、IHXへ戻される。また、蒸気発生器に大気放熱機能を持たせることで、水蒸気改質器で除熱できなくなるケースでも2次ヘリウムガスの冷却を可能とし、原子炉の通常運転継続できる系統構成である。

3. 熱利用試験系における2次ヘリウム冷却設備主要機器の設計

水蒸気改質器は、7本の固定層式パイロネット型触媒管で構成され、2次ヘリウムガスの熱により触媒管を加熱し、水蒸気改質反応にて水素を製造する熱交換型の反応器である。

蒸気過熱器は、2次ヘリウムガスの熱で、飽和蒸気(蒸気発生器で発生)を過熱蒸気域まで加熱する機器である。型式は、U字管式シェル&チューブ熱交換器である。

蒸気発生器は、2次ヘリウムガスの熱で飽和蒸気を発生する機器である。型式は水平サーモサイホン型U字管式シェル&チューブ熱交換器である。本機器は空冷式の放熱器を備えており、水素製造施設異常時には、放熱器-蒸気発生器間で循環流が形成される。この除熱により蒸気発生器出口ヘリウム温度上昇を抑制し、原子炉への影響を緩和し、通常運転継続を可能にする。

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁令和4年度超高温を利用した水素大量製造技術実証事業の成果の一部である。

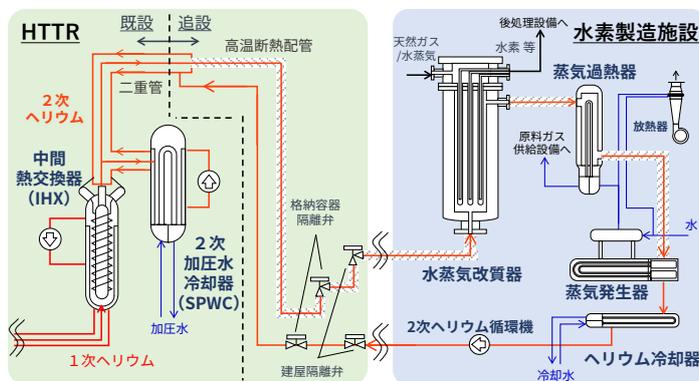


図1 2次ヘリウム冷却設備概略

*Katsunori Ishii¹, Naoki Mizuta¹, Keisuke Morita¹, Takeshi Aoki¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takanori Yasuda¹, Hiroki Noguchi¹, Yasunobu Nomoto¹, Atsushi Shimizu¹, Kazuhiko, Iigaki¹, Hiroyuki Sato¹, Nariaki Sakaba¹

¹Japan Atomic Energy Agency

超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その2

(3) 超高温を利用した水素製造技術のフィージビリティスタディ

Development of Large-scale Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature Part2

(3) Feasibility Study of Hydrogen Production Technology utilizing Very High Temperature

中桐基裕^{*1}, 浅野耕司¹, 伊東孝男¹, 松尾健¹, 岩渕宏之¹, 大西宏行¹, 碓井志典¹

¹三菱重工業

本報では、高温ガス炉による大量かつ安価なカーボンフリー水素製造技術確立を目的とした、高温熱源を利用する水素製造技術のフィージビリティスタディにおける外部投入エネルギー等の定量的評価を報告する。

キーワード：水素製造、高温ガス炉、超高温

1. はじめに

三菱重工は、高温ガス炉と水素製造施設の安全な接続技術の確立及び高温ガス炉の高温熱を利用したカーボンフリー水素製造技術の成立性確証を目的としたプロジェクトにおいて、800°C以上の高温を利用したカーボンフリーな水素製造法のフィージビリティスタディを実施している。

2. 高温熱源を利用する水素製造技術の評価

現在、水素社会の実現に向けて検討されている水素製造法は化石燃料を原料として製造過程でCO₂を排出する方法、CO₂フリーなエネルギーを使って水素製造過程においてCO₂を排出しない方法等多岐にわたる。

前回、800°C以上の高温熱と親和性の高いCO₂フリー水素製造技術候補として、熱利用の観点から高温水蒸気電解法、熱化学分解法、メタン熱分解法を選定した。これらの水素製造法のうち一例として高温水蒸気電解法について、高温ガス炉等の高温熱源がない場合の一般利用と、高温ガス炉等の800°C以上の高温熱を直接利用した場合の外部投入エネルギーの比較を表1に整理した。

高温水蒸気電解法の場合、800°C以上の高温熱600MWtを水蒸気等の昇温・保温への直接利用や、タービン発電により電解電力の一部を補うことで電気ヒータや電解等に必要となる外部投入電力を約6割程度低減させることが可能である。

表1 高温熱を利用した場合の水素製造技術の評価例(理論値ベース)

水素製造法 (高温熱利用の場合、熱源600MWt)		水素発生量	外部投入 エネルギー
高温水蒸気電解法	高温熱利用	160,000Nm ³ /h	電力:約280MWe
	一般利用	(高温熱利用と同 一条件で比較)	電力:約660MWe

3. 結論 高温熱を利用することで水素製造効率の向上に期待できる水素製造法の外部投入エネルギーを評価した。今後は、これらの水素製造プロセスに対し開発計画を具体化し要素技術開発を推進する。

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁令和4年度超高温を利用した水素大量製造技術実証事業の成果の一部である。

^{*}Motohiro Nakagiri¹, Koji Asano¹, Takao Ito¹, Takeshi Matsuo¹ Hiroyuki Iwabuchi¹, Hiroyuki Onishi¹, Yukinori Usui¹,

¹Mitsubishi Heavy Industries

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

[1L08-10] Advanced Reactor Design System with AI

Chair:taro kan(MFBR)

Mon. Mar 13, 2023 2:45 PM - 3:35 PM Room L (13 Bldg.2F 1323)

[1L08] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Yasuhiro ENUMA¹, Masanori YOSHIKAWA¹, Yuki KONDO¹, Ryuta HASHIDATE¹, Akiyuki SEKI¹, Kenji YOKOYAMA¹, Shigeru TAKAYA¹, Rika MITSUMOTO¹, Taira HAZAMA¹ (1. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[1L09] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Masaaki Tanaka¹, Norihiro Doda¹, Erina Hamase¹, kazuo Yoshimura¹, Toshiki Ezure¹, Akiyuki Seki¹, Kenji Yokoyama¹, Masashi Miyazaki¹, Shigeo Ohki¹ (1. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[1L10] Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

*Yasushi OKANO¹, Akihiro UCHIBORI¹, Mitsuhiro AOYAGI¹, Masateru SONEHARA¹, Shinya ISHIDA¹, Joji SOGABE¹, Takashi TAKATA² (1. JAEA, 2. UTokyo)
3:15 PM - 3:30 PM

AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発

(8) 評価手法との連携を考慮した知識マネジメントシステムの開発

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

(8) Development of knowledge management system mutually linked with evaluation method

*江沼 康弘¹, 吉川 雅紀¹, 近藤 佑樹¹, 橋立 竜太¹, 関 暁之¹, 横山 賢治¹, 高屋 茂¹,
光元 里香¹, 羽様 平¹

¹JAEA

高速炉を含む革新炉のライフサイクル自動最適化を行い、開発効率の飛躍的向上を実現する手法となる ARKADIA の開発を進めている。本報では、評価手法との連携を考慮した知識マネジメントシステムの開発の進捗を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、知識ベース、設計最適化

1. 緒言

JAEA では、これまでに得られた高速炉開発に係る技術・知見を徹底活用すべく、「もんじゅ」等を通して得られた高速炉開発に関する技術情報を集約するとともに、設計最適化に向けた評価手法と連携する知識マネジメントシステム (KMS) の整備を進めている[1]。

2. 設計最適化に向けた評価手法と連携する知識マネジメントシステムの開発

設計最適化に向けた KMS に求められる機能と検討事項を図 1 に示す。①関連情報の探索・提供機能、②知識ベースを活用した評価モデルの提供機能、③評価対象の状態の把握機能、④評価条件変更対象の探索・提供機能の 4 項目を KMS の必要機能として抽出し、これら機能の実現に向け、KMS の基盤情報システム整備や既往の技術開発成果を知識ベースとして集約するとともに、例題検討を通じた設計・各種成立性評価、施設運用、技術伝承を支援する知識ベースの具体化を進めている。

また、機械学習等を適用した知識ベース利用の高度化に向け、図 2 に示す例題検討を用いた予測・判断支援技術の開発を進めている。学習用データの作成には、プラント動特性解析コード ACCORD[2]を使用し、原子炉施設の各種応答物理量を推定するサロゲートシステム (代替システム)、異常の原因となる外乱の状態を推定する異常同定システム、異常発生時のプラント計測値を入力として原子炉施設を正常値に復帰させるための機器操作を強化学習に基づき提示する対策案提示システムを構築した。これら手法の有効性については、代替システムにて平均絶対誤差率 0.6%以下、決定係数が 0.9 以上と良好な評価精度が得られており、今後は実用化に向け高精度化や適用する技術情報の高度化、適用範囲拡充等の検討を進める[3][4]。

3. 結言

知識マネジメントシステム整備として、必要機能と実現に向けた作業項目を具体化し、これら作業を進めるとともに、機械学習による予測・判断手法を構築した。

参考文献

[1] 江沼, 他, 原学会 2022 年春, 1C08(2022). [2] 竹田, 他, JAERI-Data/Code 96-032 (1996). [3] 関, 他, 保全学会 第 18 回学術講演会, A-2-1-1(2022). [4] 吉川, 他, 保全学会 第 18 回学術講演会, A-2-1-2(2022).

*Yasuhiro Enuma¹, Masanori Yoshikawa¹, Yuki Kondo¹, Ryuta Hashidate¹, Akiyuki Seki¹, Kenji Yokoyama¹, Shigeru Takaya¹, Rika Mitsumoto¹ and Taira Hazama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

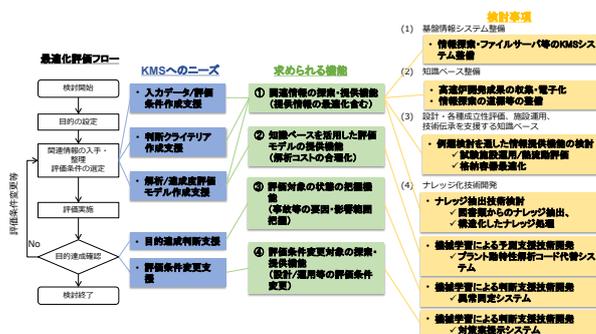


図 1 KMS に求められる機能と検討事項

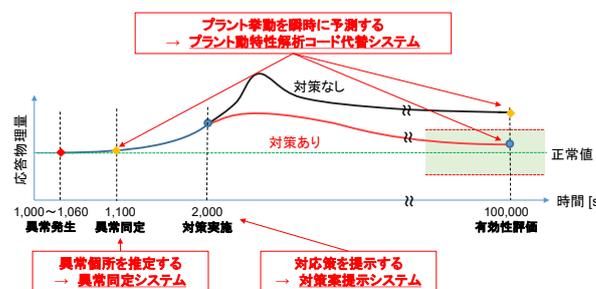


図 2 予測・判断支援技術の検討例題イメージ

AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発

(9) 設計最適化支援ツール ARKADIA-Design における知識マネジメントシステムとの連携機能の整備

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

(9) Development of Linkage Functions between KMS and VLS in ARKADIA-Design

*田中 正暁¹, 堂田 哲広¹, 浜瀬 枝里菜¹, 吉村 一夫¹, 江連 俊樹¹, 関 暁之¹,
横山 賢治¹, 宮崎 真之¹, 大木 繁夫¹
¹原子力機構

設計最適化プロセスを支援するツール ARKADIA-Design を開発している。本報では、プラント状態分析のための解析評価や設計最適化プロセスの実行において、必要な情報を取得し、かつ、結果を新たな知識として格納するための知識マネジメントシステムとの連携機能の全体構成と整備状況について報告する。

キーワード：設計最適化，数値解析，知識マネジメント，ナレッジ連携解析

1. 緒言 ARKADIA の一部として、設計基準事象までの範囲で、概念設計段階を中心に、炉心及び炉構造分野での設計検討、並びに保守・保全分野での点検工程策定に係る最適化を支援する「ARKADIA-Design」を整備している[1]。その一環として、VLS (シミュレータ) での解析に必要な情報を、EAS (評価支援・応用システム) と連携して、KMS (知識マネジメントシステム) [2]から取得し、解析結果を経験知としてKMSに格納する、KMSとVLSとの連携 (KMS-VLS連携) 機能を整備する。

2. KMS-VLS 連携機能 KMS-VLS連携には、多様な機能要求が想定できるが、まずは、原子炉容器内の多次元熱流動解析評価手法整備[3]として実施しているナトリウム試験装置 (PLANDTL

-2[4]) を対象とした試験解析の実施過程を例題とした。図1に KMS-VLS 連携の全体構成を示す。解析条件を入力として、KMS内のデータベース (DB) 群から必要な情報・知識 (ナレッジ群) を収集し、EASにて各解析コードの入力データを作成して、VLSで解析を実行する。解析結果は、EASでの妥当性判断を含め、新たな経験知としてDBに格納される。解析毎に経験を蓄積し、KMSは自己発展する。このナレッジ群との連携機能の整備により、必要な解析を自動実行することが可能となる。

3. 整備項目 図1に示した以下の整備を進めている。A) KMS-VLS連携機能：VLSとの連携及びKMS内のナレッジ群を扱うインターフェース (各過程でナレッジ群を抽出・格納するプログラム、ナレッジ群の可視化ソフトウェア等を含む)、B) 施設・試験DB：解析対象となる施設等の仕様や妥当性確認試験データ等を含むDB (装置形状情報の整理にCADを活用)、C) 解析モデルDB：各種相関式 (CSV形式、JSON形式にまとめる) 及び各種物性値 (ライブラリ形式にて各解析コードで共通利用) を格納したDB、D) 解析DB：既往の解析結果 (解析条件を含む) を経験知として格納するDB、E) 「入力データトレイン」：解析条件に合致する入力データの生成に必要なナレッジ群が配置されたデータファイル (解析DBに格納)。

4. 結言 KMS-VLS連携機能の全体構成を具体化し、個々のDB等の整備を進めている。DB群の自動連携機能の整備を進めるとともに、単独解析の他、設計最適化プロセス等への適用に向けた機能拡張を行っていく。

参考文献 [1] 田中 他, 原子力学会2022年春の年会, 1C06, (2022), [2] 江沼 他, 原子力学会2022年春の年会, 1C08, (2022), [3] E. Hamase, et al., Mech. Eng. Journal, 9(4) (2022), [4] 江連 他, 原子力学会2022年春の年会, 2E12, (2022).

*Masaaki Tanaka¹, Norihiro Doda¹, Erina Hamase¹, Kazuo Yoshimura¹, Toshiki Ezure¹, Akiyuki Seki¹, Kenji Yokoyama¹, Masashi Miyazaki¹, Shigeo Ohki¹

¹Japan Atomic Energy Agency

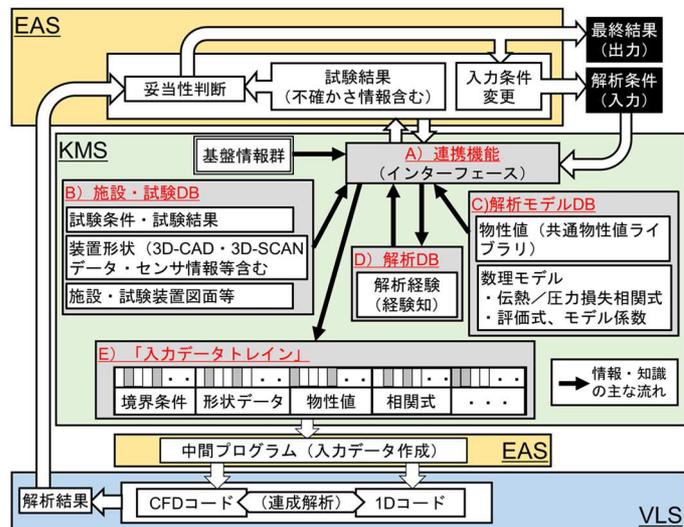


図1 KMS-VLS 連携の全体構成

AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 ARKADIA の開発

(10) ARKADIA-Safety における安全設計最適化のための手法整備

Development of Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle, ARKADIA

(10) Development of Safety Design Optimization Methods in ARKADIA-Safety

*岡野 靖¹, 内堀 昭寛¹, 青柳 光裕¹, 曾根原 正晃¹, 石田 真也¹, 曾我部 丞司¹, 高田 孝²
¹原子力機構, ²東大

高速炉を含む革新炉のライフサイクル自動最適化を行い、開発効率の飛躍的向上を可能とする手法となる ARKADIA の開発を進めている。本報では、安全性評価ツール ARKADIA-Safety の整備として、内部ハザード（ナトリウム燃焼）に対する安全設計を例題として、格納容器の容積および安全対策を安全性・経済性の観点から最適化するための評価プロセスの構築について報告する。

キーワード：革新炉, ナトリウム冷却高速炉, 安全性評価, 内部ハザード, 設計最適化

1. 緒言

原子力イノベーションにおいて民間等で実施される多様な炉システムの概念検討に対する支援を目的とし、シビアアクシデントや内部/外部ハザードの事象進展シナリオを踏まえた安全性評価を可能とするツール ARKADIA-Safety^[1]を開発している。ARKADIA-Safety のベースである統合評価解析コード SPECTRA^[2]を用いた安全設計最適化の例題として、内部ハザードであるナトリウム漏えい燃焼に対する格納容器および安全対策を対象とした最適化プロセスについて検討を行った。

2. 安全設計最適化手法の概要

ARKADIA-Safety では、深層防護レベル 1-4 でバランスの取れた総合対策を提示可能とするため、リスク情報に基づく多様なシナリオ評価機能を備えることを目指している。例えばナトリウム冷却高速炉（SFR）を対象とした場合、DBA・DEC・内部/外部ハザードに対してロバストで合理的な安全設計・対策を提案することとなる。リスク評価に基づくプラントライフサイクル最適化機能と目的関数上の最適点探索機能が必要となることを踏まえ、安全設計は、1) 目的設定、2) 関連情報入手、3) 評価条件設定、4) 解析評価、5) 最適解検索へと進み、目的達成の有無に応じた 6) 条件変更の後に 3) へ戻ることを繰り返して、目的条件を満たす新設計領域に至るプロセスをとることとなる。

3. ナトリウム燃焼に対する最適化プロセス例

格納容器を対象とした安全設計プロセス例を図 1 に示す。格納容器は安全性・経済性への影響が大きい一方、低压システムの SFR では格納容器に対する支配的なチャレンジ要因が存在しない。このため格納容器最適化を目的とした場合、対象となる事象・系統機器が多く、旧来設計・コストデータ等の関連情報とともに、代替リスク目標（例：最高内圧など）を設定した後、炉内・炉外一貫解析^[3]による現実的な裕度評価、設計概念に応じた起因想定、代替を含むナトリウム燃焼対策やその組合せにより、設計を確定させる。

4. 結言

ナトリウム燃焼に関連した格納容器設計及び安全対策を例題に安全設計の最適化プロセスを構築した。今後 DBA/DEC を含めたプロセス構築を図る。

参考文献 [1]岡野他, No.134, IAEA TIC (2022), [2]内堀他, No.21,FR22 (2022), [3]内堀他, No.100, IAEA EVT2004020 (2022).

*Yasushi Okano¹, Akihiro Uchibori¹, Mitsuhiro Aoyagi¹, Masateru Sonchaha¹, Shinya Ishida¹, Joji Sogabe¹, Takashi Takata²:

¹Japan Atomic Energy Agency, ²The University of Tokyo.

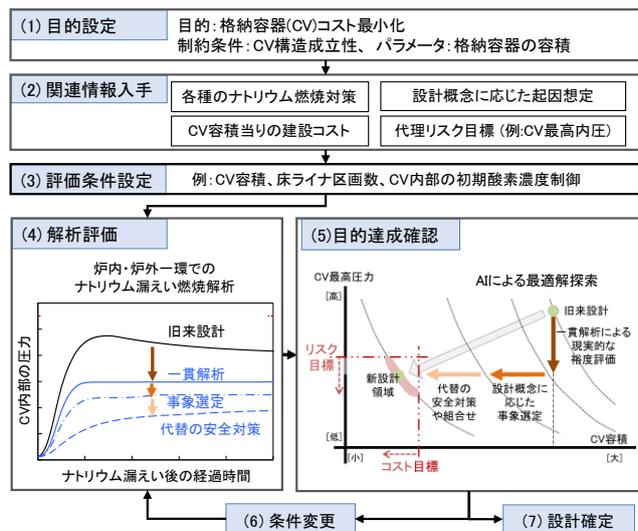


図 1 ナトリウム燃焼に対する格納容器の最適化プロセス

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

[1L11-14] Design Technology for Advanced Reactor 1

Chair: Masaaki Tanaka (JAEA)

Mon. Mar 13, 2023 3:35 PM - 4:40 PM Room L (13 Bldg.2F 1323)

[1L11] Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

*Hirokazu Ohta¹, Takanari Ogata¹, Kouji Kusumi¹, Kazuya Ohgama², Hidemasa Yamano², Satoshi Futagami², Naoki Nakagawa³, Ryo Kawabata³, Hiromichi Gima³, Shinichiro Matsubara³ (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. MHI)

3:35 PM - 3:50 PM

[1L12] Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

*Naoki Nakagawa¹, Ryo Kawabata¹, Hiromichi Gima¹, Shinichiro Matsubara¹, Hirokazu Ohta³, Takanari Ogata³, Kouji Kusumi³, Kazuya Ohgama², Hidemasa Yamano², Satoshi Futagami² (1. MHI, 2. JAEA, 3. CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM

[1L13] Study on design optimization of a homogeneous two-region core utilizing Bayesian optimization

*Kazuki Kuwagaki¹, Kenji Yokoyama¹ (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1L14] Design of a low sodium void reactivity core concept of tank-type sodium-cooled fast reactor

*Takashi Hasegawa¹, Taro Kan², Hiroyuki Moriwaki², Minako Tokizaki², Hidemasa Yamano³, Kazuya Takano³ (1. MHI NSE, 2. MFBR, 3. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

高速炉用詳細炉心湾曲解析コードの高度化 (4) 模擬集合体群の熱湾曲実験の全体計画

Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

(4) Overall plan for thermal bowing experiments of simulated subassemblies

*太田 宏一¹, 尾形 孝成¹, 楠見 紘司¹, 大釜和也², 山野秀将², 二神 敏², 中川直樹³,
川島 竜³, 儀間大充³, 松原慎一郎³

¹電力中央研究所, ²日本原子力研究開発機構, ³三菱重工業

高速炉の炉心変形挙動を精度よく評価するため、集合体ダクトを多数のシェル要素でモデル化する詳細炉心湾曲解析コードを開発している。一方で、コード検証に要する試験データは限定的であるため、炉心体系に配置された模擬集合体群の温度勾配下での変形や相互作用データを取得する熱湾曲実験を実施している。

キーワード：高速炉, 集合体変形, 接触応力, 炉心径方向膨張, 受動的安全性

1. 緒言

高速炉では炉心損傷防止策の一つとして、過渡時の温度上昇に伴う炉心形状変化による負のフィードバック反応度 (=径方向膨張反応度) の投入が期待されている。径方向膨張反応度は通常運転時の集合体形状や集合体間の残留ギャップ幅などの影響を受けることが知られており、過渡時に一定以上の負の反応度を確保するには、燃料集合体群の挙動を精度よく評価する必要がある。そのための手段として、解析コードの高度化が進められており、集合体の六角形状ダクト壁や集合体上部および中間部の接触パッドを詳細にモデル化することによって、集合体間の様々な接触形態や接触断面の形状変化を考慮できる詳細解析手法が開発されている(図1)。これまでに、IAEA ベンチマーク問題^{[1][2]}や原型炉規模の炉心変形解析^[3-5]を通して、詳細解析手法の有効性が示されてきたが、炉心体系に配置された集合体群の様々な温度変化に伴う形状変化を精緻に測定した例はほとんどなく、解析コードの検証が十分にできていない状況にある。

2. 集合体群の炉外熱湾曲実験

詳細解析コードの検証用データの取得を目的に、これまでに測定例のほとんどない炉心体系に配置された多集合体群の変位挙動や接触荷重を測定するための計測系を備えた炉心燃料集合体の模擬体(計装付き模擬集合体)を作成し、ヒーターによってラップ管に温度差を付けた場合の湾曲挙動や集合体群の接触による変位の伝播を測定する炉心湾曲実証試験を実施している。実験は、計装付き模擬集合体の単体熱湾曲試験から開始し、数体~少数体の集合体群相互作用挙動を把握した後、数100体規模の多数体相互作用試験に拡大を図る。

3. 実験スケジュール

炉心湾曲実証試験は、2019年-2027年の9年間で実施する計画である。2022年度までに、試験概念検討から単体熱湾曲試験および複数体試験の準備を行い、2023年度からは複数体の相互作用試験および7体(2層)~最大313体(11層)での集合体群相互作用試験を計画している。2021年度までに実施した単体熱湾曲実験の結果は、本シリーズ発表「(5) 模擬集合体の単体熱湾曲実験」で詳細を報告する。

4. まとめ

高速炉の炉心変形挙動を精度よく評価する詳細解析コードの検証用データの蓄積を目的に、計装付き模擬集合体群の熱湾曲実験を開始した。2027年度までに多数の集合体群からなる炉心径方向膨張挙動データの拡充を図る。

参考文献

[1] IAEA, IWGFR/75 (1990)、[2] IAEA, IWGFR/76 (1990)、

[3] 太田他、日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集[2H11]、[4] 太田他、日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集[2K07]、

[5] 楠見他、日本原子力学会 2021 年秋の大会予稿集[2D12]

本成果の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和3年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」によって得られたものである。

* Hirokazu Ohta¹, Takanari Ogata¹, Kouji Kusumi¹, Kazuya Ohgama², Hidemasa Yamano², Satoshi Futagami², Naoki Nakagawa³, Ryo Kawabata³, Hiromichi Gima³, Shinichiro Matsubara³

¹Central Research Institute of Electric Power Industry, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

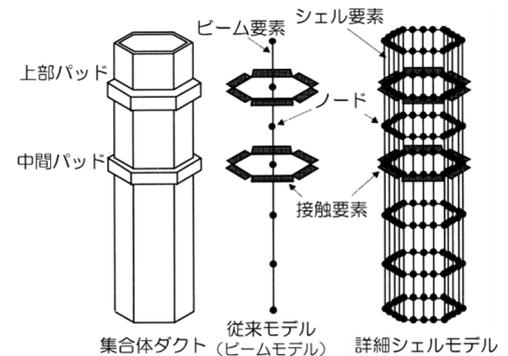


図1. 炉心湾曲コードの集合体モデル

高速炉用詳細炉心湾曲解析コードの高度化

(5) 模擬集合体の単体熱湾曲実験

Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

(5) Thermal bowing experiment using a single simulated subassembly

*中川 直樹¹、川島 竜¹、儀間 大充¹、松原 慎一郎¹、太田 宏一³、尾形 孝成³、楠見 紘司³、大釜 和也²、山野 秀将²、二神 敏²

¹三菱重工業、²日本原子力研究開発機構、³電力中央研究所

詳細炉心湾曲解析コードの検証データ蓄積のため、模擬集合体群が熱変形により相互干渉する挙動を、単体から段階的に試験体数を増やして取得する計画である。本計画の初期段階として、単体の模擬集合体熱湾曲実験を実施した。本報告では、試験にて得られた知見を紹介する。

キーワード：高速炉、集合体変形、接触応力、炉心径方向膨張、受動的安全性

1. 緒言

高速炉では炉心損傷防止策の一つとして、過渡時の温度上昇に伴う炉心形状変化による負のフィードバック反応度 (=径方向膨張反応度) の投入が期待されている。炉心形状変化は、集合体形状や集合体間のギャップなどに対する感度が高く、精度の高い手法による詳細解析が必要である。そのために、集合体の六角形状ダクト壁や接触パッドを詳細にモデル化することで、集合体間の様々な接触形態や接触断面の形状変化を考慮できる詳細解析手法が開発されている。その一方で、集合体群の様々な温度変化に伴う炉心形状変化を精緻に測定した例は限定的であり、解析コードの検証が十分にできていない状況にある。そこで詳細解析コードの検証データ蓄積の初期段階として、模擬集合体 (以下、試験体) 単体を用いた単体熱湾曲実験を行った。

2. 単体熱湾曲実験の概要

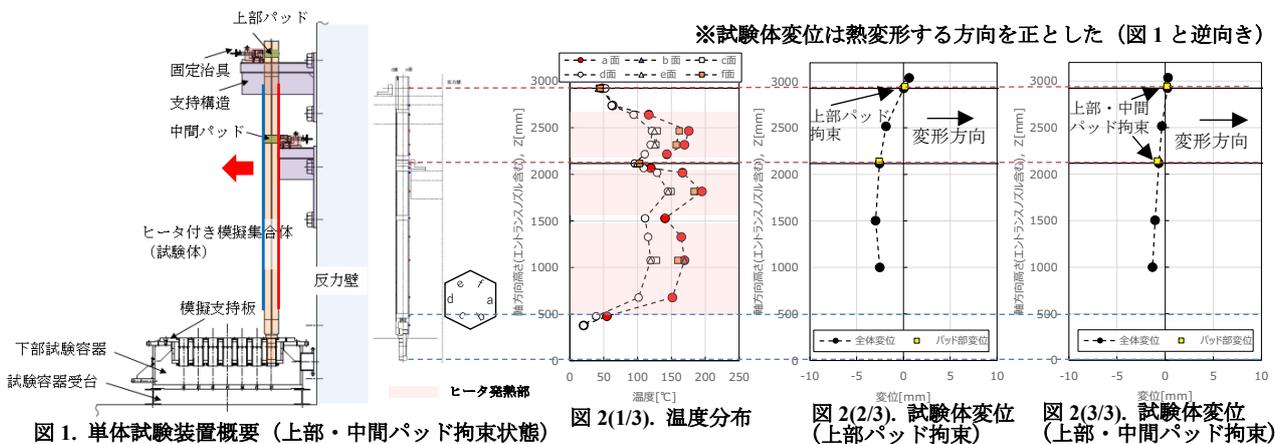
試験体は実証施設の炉心構成要素を 1/1.5 縮尺で模擬しており、支持板上に自立させている。内部に具備したヒータでラップ管を加熱し、ラップ管対面の温度差で熱変形させる。ラップ管外面には、熱電対及び変位測定用のターゲットを取付けている。また、実機での炉心構成要素同士の干渉状態を単体で模擬するために、試験体をパッド部で拘束・接触荷重の測定が可能な治具を備えている (図 1)。試験では、試験体温度条件・パッド部拘束条件をパラメータとして、試験体変位・パッド部接触荷重・試験体温度分布を取得した。

3. 試験結果・考察

ラップ管に対面温度差 50 °C を付与、拘束条件を上部パッドのみ拘束、または上部・中間パッド拘束とした際の試験結果を図 2 に示す。上部パッド拘束条件では、上部パッド部で熱変形が制限されることで接触荷重 851 N が発生して、試験体全体が弓なりに変形、中腹部が最大 3 mm 程度押し返された (図 2(2/3))。上部・中間パッド拘束条件では、上部パッド部に加えて中間パッド部でも変位が制限されることで、上部・中間パッド部でそれぞれ 3188 N、4142 N の接触荷重が発生した。この際、中間パッド部では拘束点に対し 0.7 mm 程度、中腹部では 1 mm 程度押し込まれる挙動となった (図 2(3/3))。これは、中間パッド部の圧縮剛性が小さく、接触荷重により中間パッドが断面変形した影響によるものと考えられる。なおパッド部接触荷重については、汎用 FEM を用いた測定結果の妥当性確認を行い、解析値と ±5 % 程度の差異に収まることを確認した。

4. 結論

試験体単体の熱湾曲データを取得し、集合体の断面形状の変化が炉心湾曲挙動に影響を及ぼすことなどを試験にて確認した。今後、複数の試験体を用いた試験を行い、パッドの多面圧縮効果による剛性増加の効果を含めて、試験体同士の相互作用による変形挙動への影響を確認・コード検証に資する計画である。



本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」によって得られたものである。

*Naoki Nakagawa¹, Ryo Kawabata¹, Hiromichi Gima¹, Shinichiro Matsubara¹, Hirokazu Ohta³, Takanari Ogata³, Kouji Kusumi³, Kazuya Ohgama², Hidemasa Yamano², Satoshi Futagami²

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ²Japan Atomic Energy Agency, ³Central Research Institute of Electric Power Industry

ベイズ最適化を用いた均質2領域炉心の設計最適化に関する検討

Study on Design Optimization of a Homogeneous Two-region Core Utilizing Bayesian Optimization

*桑垣 一紀¹, 横山 賢治¹

¹JAEA

原子力機構で開発を進めている設計支援ツール ARKADIA-Design の機能整備の一環として、ベイズ最適化手法を用いた均質2領域炉心の設計最適化に関する検討を行った。

キーワード：ベイズ最適化、炉心設計最適化、均質2領域炉心、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言 ARKADIA-Design^[1]の開発項目の一つとして、核計算、熱流動解析、燃料健全性評価の連携解析を行い、自動で設計パラメータを最適化するシステムの整備を実施している^[2]。従来の炉心設計では設計者が経験と知識をもとに設計変数を調整し、最適仕様を提示してきたが、本システムではこの作業を自動化し、設計最適化にかかる期間を短縮するような設計支援ツールの提供を目指している。本研究では炉心設計における最適化計算の成立性確認を目的とし、均質2領域炉心を対象とした最適化例題を設定し、ベイズ最適化手法 (BO)^[3]によりこの例題の最適解を導出する検討を行った。

2. 均質2領域炉心の設計最適化検討

2-1. 最適化例題の設定 目的関数を増殖比 (内部転換比)、制約条件を Na ボイド反応度と圧力損失、設計変数を炉心高さ、及び燃料ピンの配列ピッチと直径の比 (P/D) とした2変数最適化例題を設定した。増殖

比を高めようとし、炉心高さを上げると、圧力損失やボイド反応度が高くなってしまふ。そこで、P/D を上げ、流路面積を増加させることで圧力損失を緩和すると、逆にボイド反応度は高くなってしまふ。本システムでは、このような設計変数の調整が難しい問題に対し、自動で設計変数を調整し、最適解を導出する。

2-2. 核 - 熱連携計算機能の整備 設定した例題の解析を実施するため、2次元 RZ 体系の核計算結果から対象集合体の出力分布の情報を参照し、熱流動解析コードのインプットファイルを自動で生成し、核 - 熱連携計算を実施する機能を整備した。冷却材流量は、被覆管最高温度が制限値以下という条件で自動調整し、簡易的に設定した。圧力損失は Cheng-Todreas モデル^[4]により算出した。

2-3. ベイズ最適化による最適解探索 本例題の最適解を BO によって探索した予備的解析の結果を図1に示す。BO により、Na ボイド反応度と圧力損失の制約を満たす範囲で、増殖比が最大となる炉心高さと P/D (図1中の二つの制約条件の境界線の交点) を、自動で導出できることを確認した。

3. 結言 本研究では、核 - 熱連携計算を含めた均質2領域炉心の設計最適化例題を設定し、BO によりこの例題の最適解が自動的に求まることを示した。これにより、最適化計算の成立性、及び開発するシステムの炉心設計への適用可能性について確認した。今回は2変数のみを対象としたが、今後扱える変数や制約条件を増やしていくことで、より複雑な設計最適化を実施できるようになり、本システムが設計者にとって有用な支援ツールになることが期待される。また、連携計算機能の整備を進め、燃料健全性評価も含めた設計最適化計算の実施を目指す。

謝辞 解析機能の整備における(株)NESI の神智之氏の協力に感謝する。

参考文献 [1] 田中 他, 日本原子力学会 2022 年春の年会, 1C06. [2] 桑垣 他, 同左, 1C05. [3] D.R. Jones et al., J. Global Optimization, Vol 13 (1998). [4] S.K. Cheng and N.E. Todreas, Nuclear Engineering and Design, Vol. 92 (1986).

*Kazuki Kuwagaki¹ and Kenji Yokoyama¹ ¹Japan Atomic Energy Agency

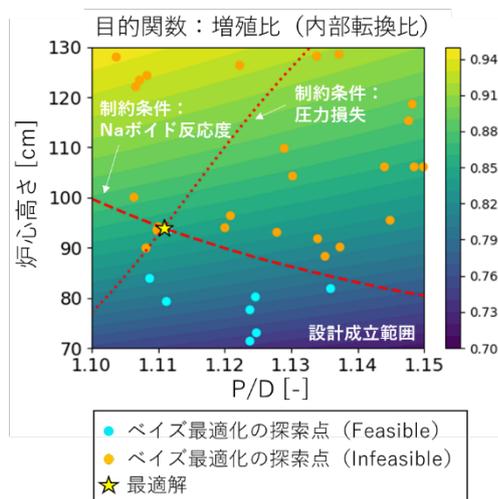


図1：BOによる最適解探索の予備的解析結果

タンク型ナトリウム冷却高速炉における低ナトリウムボイド反応度炉心の設計

Design of a low sodium void reactivity core concept of tank-type sodium-cooled fast reactor

*長谷川 喬¹、菅 太郎²、森脇 裕之²、時崎 美奈子²、山野 秀将³、高野 和也³

¹MHI NS エンジ、²MFBR、³JAEA

次世代のナトリウム冷却高速炉の性能要求・設計条件を達成しつつ、低ナトリウムボイド反応度化を指向した炉心を構築し、代表的な設計基準事象を対象とした安全評価を実施した。

キーワード：次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、炉心核設計、炉心熱設計、安全評価

1. 緒言 日仏協力を活用してナトリウム冷却高速炉（SFR）の技術基盤の確立を効率的に進める観点から、日仏技術仕様を共通化した 600 MW[e]級出力のタンク型 SFR 概念を検討している。同炉に搭載する低ナトリウムボイド反応度概念の炉心について設計検討を行った。

2. 検討条件 燃料として MOX、被覆管材に ODS 鋼、ラッパ管材に PNC-FMS を採用し、主要な設計条件として、①炉心熱出力 1500 MW[t]、②原子炉入口／出口温度 400／550℃、③運転サイクル長 13 か月以上、④高速中性子（中性子エネルギー0.1 MeV 以上）照射量 $5.0 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ 程度以下、等を満足する炉心を構築する。燃料となる TRU 組成については、軽水炉使用済燃料からの回収やそれらを高速炉で多重リサイクルした場合の変動を考慮して設定し、受入れ可能な範囲を確認する。

3. 検討内容 炉心安全性の向上のため、ナトリウムボイド反応度を抑制する概念である上部ナトリウムプレナム付き軸方向非均質炉心（内部ブランケットを設置した内側炉心とそれより炉心高さの高い外側炉心で構成）^[1]について、炉心核熱特性評価に基づく設計検討を行った。核特性評価は、JENDL-4.0 ベースの炉定数 JFS-3-J4.0 を用い、3次元三角メッシュ7群拡散・燃焼計算を基準とし、輸送・メッシュ効果等の解析モデル近似の影響、種々の不確かさや設計余裕を考慮した。熱特性評価は、被覆管の最高温度及びクリープによる累積損傷和が制限値以下となる燃料集合体の必要最少流量に基づき流量配分を行い、制御棒等の炉心構成要素他に必要な流量と合わせ、1次冷却材流量の充足性を確認した。また、設計炉心の安全性の見通しを得るため、反応度特性が過渡挙動に顕著に表れる TOP 型（Transient Over Power：過出力型）事象を対象とした安全評価を行った。

4. 検討結果 運転サイクル長 13.7 か月（燃料集合体の炉内滞在期間 7 サイクル）、増殖比約 1.1、全炉心取出平均燃焼度約 94 GWd/t（炉心部取出平均約 150 GWd/t）の炉心を構築した（図 1）。ナトリウムボイド反応度は約 2.5 \$（上部プレナム込み）で同出力規模の設計例（約 6 \$）^[2]と比べ有意に低く、他の炉心設計上の制限条件も満足した。また、本炉心を対象とした TOP 型事象の評価の結果、安全性に関する判断基準を満足する見通しであることを確認した。

5. 結言 600 MW[e]級の低ナトリウムボイド反応度概念の炉心について、炉心核熱特性及び安全評価の観点からその成立性を確認した。

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

参考文献[1] C. Venard et al., Proc. of FR17, IAEA-CN-245-288, (2017), [2]T. Kan et al., Proc. of ICAPP2017, 17221, (2017)

*Takashi Hasegawa¹, Taro Kan², Hiroyuki Moriwaki², Minako Tokizaki², Hidemasa Yamano³ and Kazuya Takano³

¹MHI NS Engineering Co., Ltd., ²MITSUBISHI FBR SYSTEMS, INC., ³Japan Atomic Energy Agency

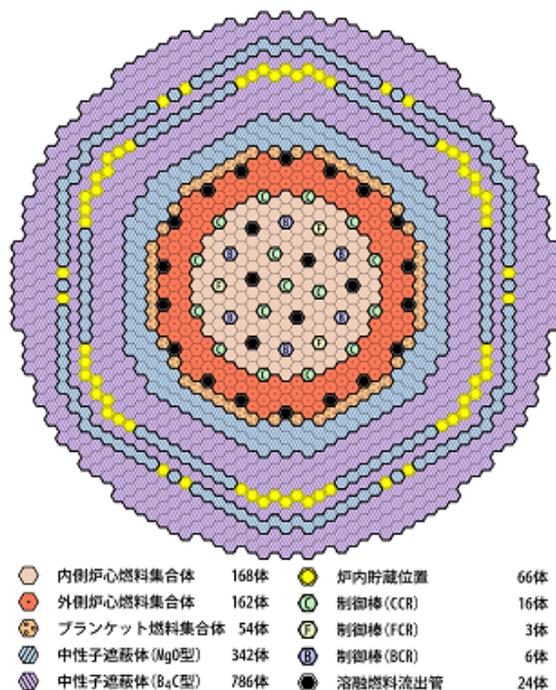


図 1 炉心構成

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

[1L15-17] Design Technology for Advanced Reactor 2

Chair: Tomomi Otani (MFBR)

Mon. Mar 13, 2023 4:40 PM - 5:30 PM Room L (13 Bldg.2F 1323)

[1L15] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Naoto Kasahara¹, Kazuyuki Demachi¹, Takuya Sato¹, Masakazu Ichimiya¹, Hidemasa Yamano², Izumi Nakamura³ (1. The University of Tokyo, 2. JAEA, 3. NIED)

4:40 PM - 4:55 PM

[1L16] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Sho Hasegawa¹, Yiji Ye¹, Masakazu Ichimiya¹, Naoto Kasahara¹ (1. UTokyo)

4:55 PM - 5:10 PM

[1L17] Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

*Kazuyuki Demachi¹, Satoshi Abe¹, Shi Chen¹, Kenichi Kurisaka² (1. UTokyo, 2. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

(20) 壊れ方が破局的でない受動安全構造の提案

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

(20) Proposal of passive safety structures without catastrophic failure

*笠原 直人¹, 山野秀将², 中村いずみ³, 出町和之¹, 佐藤 拓哉¹, 一宮正和¹

¹ 東京大学 ² JAEA ³ 防災科研

設計想定を超える事象に対する構造強度分野における新しい対策として、安全機能への影響の小さな破損モードが先行して荷重を自然に低減させ、機能喪失に至る破局的な破損を起こさない受動安全構造を提案している。

キーワード：原子炉構造、設計想定を超える事象、破損拡大抑制、受動安全構造、高速炉

1. 設計想定を超える事象に対する破損拡大抑制

設計想定を超える事象に対する影響緩和が重視されるようになり、システム安全の分野では可搬設備、緊急対応策など多様な方策がとられている。これに対し、構造強度の分野は、専ら設計想定事象に対する破損防止を目的としており、設計想定を超える事象に対する破損後の影響緩和を目的とした考え方の転換を必要としている[1]。

2. 壊れ方が破局的でない受動安全構造

事故時に破損が生じても、安全性へ影響する破局的破損モードへの拡大が抑制され、クリフエッジを避けてレジリエンス(安全性能低下の度合いと低下進展時間に対する抵抗性、時間余裕を活かしたソフトとハードによる回復性)を確保する方策を考える。ここで、図1のように設計想定を超える事象では、安全性への影響の小さい破損モード(変形や小さなき裂)は容認されることに着目する。設計想定を超える事象に対して破損が避けられない場合、安全性への影響の小さい破損モードが先行して荷重やエネルギーを自然に低減させ、安全機能喪失に至る破局的な破損(崩壊や破断)を起こさない構造を提案する。表1に原子力プラントの典型的荷重に対する、受動安全構造の考え方を示す。

表1 典型的荷重に対する受動安全構造概念

	Vessel	Pipe	Design Basis Events	Beyond Design Basis Events	
Plastic deformation					Small impact on Safety
Small cracks					
Break					
			Prevention of all failure modes	Prevention of catastrophic failure	

原子力プラント荷重	圧力	自重	地震
先行させる小さな破損モード(安全性への影響小)	小さいき裂の貫通	塑性(クリープ)変形	塑性変形や支持部破損による柔構造化
荷重やエネルギーの低下要因	流出による圧力低下	荷重再配分による部材応力の低下	振動数比上昇による伝達エネルギー低下
抑制する破局的破壊(安全性への影響大)	延性破壊、破裂	延性破壊、破断	崩壊、破断

図1 設計想定を超える事象での小影響破損モードの容認

3. 受動安全構造の次世代高速炉への適用

壊れ方が破局的でない受動安全構造の具体例として、次世代高速炉のレジリエンス向上へ適用する。冷却機能喪失事故が起こった場合に、クリープ変形や座屈変形により荷重が再配分され、超高温まで冷却材喪失に至る破断を起こさない原子炉容器構造を提案した。また、過大地震時に座屈変形により外から力が入りにくくなり破断が抑制される容器構造と、塑性変形や支持構造破損により配管自体の崩壊や破断が抑制される配管システムを提案した。現在、計画[1]に沿って、実験と解析による、受動安全構造の適用性検証を進めている。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものである。

文献[1] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発 (1) 開発計画, 春の年会, 2E01 (2021)

* Naoto Kasahara¹, Hidemasa Yamano², Izumi Nakamura³, Kazuyuki Demachi¹, Takuya Sato¹ and Masakazu Ichimiya¹

¹Univ. of Tokyo ²JAEA ³NIED

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

(21) 過大地震時破損拡大抑制のための円筒の座屈と座屈後挙動に関する研究

(21) Study on buckling and post-buckling behavior of cylinders for failure consequence mitigation

under excessive seismic load

*長谷川 翔¹, Ye Yiji¹, 一宮 正和¹, 笠原 直人¹

¹東京大学

過大地震が発生した場合に、薄肉容器には座屈が発生する可能性があり、座屈の発生条件に加え、座屈後挙動を解明することは座屈後の影響拡大抑制への取り組みに対して有益である。本研究では高速炉原子炉容器を模した小型試験体に対して振動荷重を加える実験およびFEM解析を行い、座屈前後の応答挙動を調べた。

キーワード：過大地震、高速炉原子炉容器、座屈、座屈後挙動、振動荷重、破損影響緩和、FEM解析

1. はじめに

高速炉原子炉容器は薄肉円筒の形状をしており、薄肉容器には過大地震が発生した場合に座屈が発生する可能性がある。しかし振動荷重による円筒の座屈は明確でない。また座屈後の影響拡大抑制を考える上で座屈後の挙動を解明することは重要である。これらを解明するために、原子炉容器を模した円筒試験体に対して振動荷重を与える実験及びFEM解析を行なった。

2. 振動実験とFEM解析

2-1. 水平振動荷重

過大な地震動を想定した水平振動荷重を与える試験を行い、薄肉円筒の過大地震動に対する座屈後挙動を調べた。座屈後の様子を図1に示す。座屈は円筒上部に発生し、亀裂が生じる場合もあったが、座屈後は崩壊や破断に至ることはなく形状は安定していた。座屈後は固有振動数が低下して入力振動数を下回り、入力と応答が逆相となることでエネルギーが入りにくくなっていた。



図1 水平振動荷重による座屈

2-2. 軸方向振動荷重

水平免震を採用した場合では鉛直方向加速度が増幅することから、軸方向振動荷重を与える試験を行い、薄肉円筒の上下動に対する座屈後挙動を調べた。座屈後の様子を図2に示す。水平振動荷重の時と同様に座屈後の形状は安定しており、解析結果からそのメカニズムも水平振動時と同様であることがわかった。

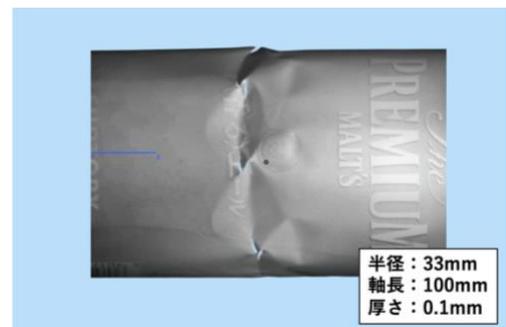


図2 軸方向振動荷重による座屈

3. 結論

振動荷重による薄肉円筒の座屈は、水平方向加振及び軸方向加振も共に座屈後の形状は安定していた。そのメカニズムは、座屈後に固有振動数が入力振動数よりも低下することで応答に位相遅れが生じて入力と逆相となり、振動台からの入力エネルギーが減少することで座屈の発生や進展が抑制されたというものであった。今後は亀裂の発生箇所や大きさの解明、水平動と上下動の組み合わせの振動荷重に対する座屈後挙動の解明に組み込み、座屈後の影響拡大を抑制できる技術を開発したい。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものである。

*Sho Hasegawa¹, Masakazu Ichimiya¹ and Naoto Kasahara¹

¹ The Univ. of Tokyo

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

(22) レジリエンス向上効果可視化手法の適用性評価

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(22) Applicability evaluation of resilience improvement effect visualization

*出町 和之¹、阿部 哲¹、陳 実¹、栗坂 健一²

¹東京大学、²日本原子力研究開発機構

プラントに破損拡大抑制技術を導入したことによる設計基準外事象発生時のレジリエンス向上効果を定量化するためには、レジリエンスの可視化手法が不可欠である。東京大学で開発したレジリエンス指標は、事故時マネジメント(AM)による安全機能回復を、機器・構造物破損確率と時間経過とを考慮に入れて可視化する手法である。破壊拡大抑制がもたらす時間的余裕は、従来では対象外とされていた AM 策の実施を可能にすることで安全性能回復に寄与する等、レジリエンス向上の効果が期待される。本研究では、この効果を可視化する手法として、連続マルコフ連鎖モンテカルロ法(CMMC)^[1]を取り入れたレジリエンス指標を開発した。今回はその解析対象を拡大し、本手法の適用性を評価する。

キーワード：レジリエンス指標、破損拡大抑制技術、連続マルコフ連鎖モンテカルロ法(CMMC)

1. はじめに

原子力分野におけるレジリエンスの重要な代表例が、設計想定を超える事態に対する原子力プラントの対応能力である。破損拡大抑制技術とは破壊現象の積極的な制御のことであり、これを原子炉構造に導入することで、安全上重要な機器構造物の事故時の機能低下を抑制できるとともに回復能力も高まりレジリエンス性の向上が期待できる。この効果を定量評価するために、CMMC を用いてレジリエンス指標を動的化し、プラントの状態を時々刻々反映した場合の安全・時間の裕度を評価できるようにした。高速炉もんじゅにおける除熱失敗系事象(LOHRS)を起因事象とする原子炉容器配管ノズル部の超高温高圧時によるクリープ破損部からの冷却材ナトリウム漏洩と高温による冷却材ナトリウムの沸騰の2つを原因とする冷却材ナトリウム液位低下を例題とした解析では、破損拡大抑制効果があることによる時間裕度および安全裕度の増加を可視化することができた。

2. 対象事故シーケンスの拡張

令和4年度はさらに事故シーケンスを拡張した場合のレジリエンス性能向上の評価と本手法の適用性の評価を行う。起因事象は高速炉もんじゅにおける除熱失敗系事象(LOHRS)とし、冷却材ナトリウム液位低下の原因として超高温による原子炉容器破損を追加して解析を行う。また、追加的 AM 策としてラプチャディスクによる原子炉容器内圧力解放を取り入れた。

3. 結言

令和4年度に CMMC を取り入れて動的に改良したレジリエンス指標を用い、対象とするシーケンスを拡張した場合についても、破損拡大抑制技術に導入による設計基準外事象発生時のレジリエンス向上効果を示した。

参考文献

- [1] S. Jang and A. Yamaguchi, "Dynamic scenario quantification for level 2 PRA of sodium-cooled fast reactor based on continuous Markov chain and Monte Carlo method coupled with meta-model of thermal-hydraulic analysis" J. Nucl. Sci. Tech., Vol. 55, Issue 8, pp. 850-858 (2018)

*Kazuyuki Demachi¹, Satoshi Abe¹, Shi Chen¹, Kennichi Kurisaka²

¹The University of Tokyo, ¹Japan Atomic Energy Agency